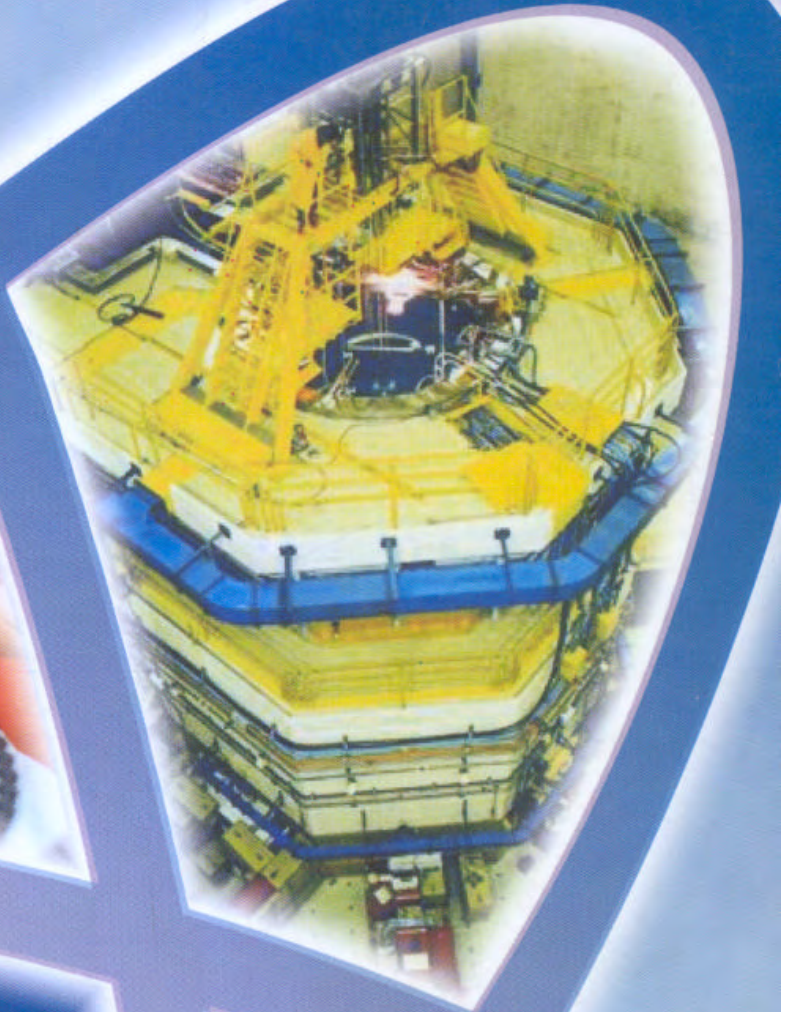


ISSN 1684-1662



Informe Científico Tecnológico 1998 -2001

Instituto Peruano de Energía Nuclear



- Física Nuclear y de Reactores
- Química Nuclear
- Ingeniería Nuclear
- Materiales Nucleares
- Seguridad Nuclear
- Protección y Seguridad Radiológica
- Aplicaciones Nucleares
- Regulación y Normatividad

**INFORME CIENTÍFICO TECNOLÓGICO
1998 – 2001**

INSTITUTO PERUANO DE ENERGIA NUCLEAR – IPEN

Presidente: Dr. Modesto Montoya Zavaleta
Director Ejecutivo: Dr. Aurelio Arbildo López

Domicilio Legal: Av. Canadá 1470 – San Borja
Lima 41
Perú
Telefax: 488-5233
URL: <http://www.ipen.gob.pe>
E-mail: postmaster@ipen.gob.pe

Comité Editor: Carlos Gayoso Caballero
Marco Espinoza Zevallos
Antonio Prado Cuba
Anita Robles Ñique

ISSN 1684-1662

Hecho el Depósito Legal N° 1501012002-3136

© IPEN, 2002

Se permite reproducción parcial y referencial, con la obligación de citar la fuente “**Informe Científico Tecnológico 1998 – 2001 del IPEN**”.

El IPEN no necesariamente está de acuerdo con el contenido, métodos y resultados expuestos por los autores en los artículos, excepto la sección Presentación considerada como versión oficial.

Impreso en Lima - Perú

Junio 2002

CONTENIDO

Página

PRESENTACIÓN

ÍNDICE

• FÍSICA NUCLEAR Y DE REACTORES	1
• QUÍMICA NUCLEAR	39
• INGENIERÍA NUCLEAR	85
• MATERIALES NUCLEARES	157
• SEGURIDAD NUCLEAR	167
• PROTECCIÓN Y SEGURIDAD RADIOLÓGICA	193
• APLICACIONES NUCLEARES	231
• REGULACIÓN Y NORMATIVIDAD	417
• OTROS TEMAS	469
ANEXOS	487
ÍNDICE POR AUTORES	505

Presentación

El Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN) ha elaborado tres informes científicos y tecnológicos: el primero, correspondiente al período 1992-1993, el segundo de 1994-1997, y el presente al período 1998-2001. Con ello el IPEN presenta a la comunidad los resultados de sus trabajos de Investigación y Desarrollo, los que se enmarcan en diversos sectores de la Producción y de los Servicios.

El IPEN trabaja en temas relacionados con la minería, arqueología, agricultura, biología, industria y medicina; entre ellos, tenemos los trazadores en la industria azucarera, control de calidad de soldaduras, velocidad y dirección de flujos de aguas subterráneas, radiografías de embarcaciones marinas, sistemas hidráulicos en centrales hidroeléctricas, tratamiento de aguas, contaminación ambiental, geotermia, producción y calibración de fuentes radiactivas, control de calidad de equipos de rayos X, física de neutrones, radiografía con neutrones, análisis por activación neutrónica, análisis de trazas en aguas, crecimiento de cristales y construcción de equipos nucleares.

En el campo de la biología se trabaja en la estandarización y uso práctico de las técnicas de anticuerpos monoclonales para la detección temprana del cáncer, detección del ARN del virus de la hepatitis C, citogenética humana bajo radiación para estimación de dosis biológica, identificación de biomonitores para contaminación ambiental, preparación de apósitos biológicos para tratamiento de quemados y control microbiológico de productos radioesterilizados.

Como se muestra en el informe, el IPEN realiza estudios y brinda servicios de protección radiológica en las múltiples actividades de aplicaciones pacíficas de las técnicas nucleares, incluyendo la vigilancia radiológica ambiental así como análisis radiológico de aguas y diversos productos alimenticios.

El IPEN cuenta con un Reactor de Investigación de 10 MW de potencia, el RP-10, el que sirve para la Producción de Radioisótopos e Investigación de Materiales. El uso de este reactor ha impulsado el dominio de tecnologías de automatización y control en máquinas complejas, así como el conocimiento profundo de la tecnología de reactores. Junto al reactor se tiene la Planta de Producción de Radioisótopos, donde se procesa los radioisótopos y se produce una serie de Agentes de Radiodiagnóstico, con los que se atiende a hospitales y centros médicos. Para ello, se tuvo que desarrollar o aplicar innumerables técnicas biológicas y radioquímicas, construir sistemas y celdas especiales necesarias en el procesamiento de radioisótopos. Asimismo, contamos con una Planta de Gestión de Residuos Radiactivos, la misma que está al servicio de Instituciones y Empresas que generen este tipo de residuos y lo envíen al IPEN.

Por otro lado, el IPEN cuenta con un Centro de Medicina Nuclear, en el que se diagnostica diversas enfermedades a través de técnicas gammagráficas y

radioinmunoanálisis. También se ha construido la Planta de Irradiación Multiuso (PIMU), la que sirve, a través de la empresa INMUNE, para la irradiación de productos médicos con fines de esterilización, y productos vegetales con fines de exportación. En laboratorios asociados de PIMU se ha logrado, entre otras cosas, la eliminación del *Vibrio cholerae* en productos de mar.

El IPEN tiene la función de controlar, para que las aplicaciones pacíficas de la ciencia y tecnologías nucleares conlleven el menor riesgo posible, la misma que se lleva a cabo a través de la Oficina Técnica de la Autoridad Nacional (OTAN). Una de las principales actividades son las Inspecciones a todas las instalaciones y equipos que involucren radiaciones ionizantes.

Para que se cumpla con todo lo anterior, el IPEN requiere la capacitación permanente del personal y la formación de nuevas generaciones de profesionales nucleares. Para ello, el Centro Superior de Estudios Nucleares (CSEN), en colaboración con la Universidad Nacional de Ingeniería, ofrece Maestrías en Física Nuclear, Energía Nuclear y Física Médica. Además, el CSEN ofrece cursos de capacitación en las diversas técnicas nucleares y de protección radiológica para personal de todas las entidades del país que utilizan radiaciones ionizantes.

Como se puede constatar, el IPEN constituye un elemento fundamental de la Ciencia y Tecnología en el Perú, y se apresta a intensificar sus acciones en los campos de las Ciencias de Materiales, el Medio Ambiente, la Industria y en Aplicaciones Biomédicas.

Cabe señalar que, como apoyo significativo para cumplir con todos los proyectos, el IPEN cuenta con apoyo del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) y forma parte del Acuerdo Regional para la Cooperación en Ciencia y Tecnología Nucleares en América Latina y el Caribe (ARCAL).

El presente Informe Científico – Tecnológico recoge la producción del IPEN en el período comprendido de 1998 al 2001, donde un total de 141 trabajos agrupados en 9 áreas temáticas se refleja el quehacer Institucional, producción que se pone a disposición de la Comunidad Científico – Tecnológica, Cultural y Política del país y del mundo.

Finalmente, el IPEN viene estrechando mayores lazos de colaboración con instituciones y empresas peruanas, para cumplir con el Plan Estratégico que tiene como Visión un Perú con mayor bienestar para los peruanos, logrado con la aplicación de lo más valioso con que puede contar un país: el Conocimiento.

Lima, Junio de 2002

Dr. Modesto Montoya Z.
Presidente

ÍNDICE

PRESENTACION

	Página
SECCIÓN 1: FÍSICA NUCLEAR Y DE REACTORES	1
1. SOLUCIÓN ANALÍTICA Y NUMÉRICA DE LA ECUACIÓN CINÉTICA PUNTUAL DE UN REACTOR PARA 1 Y 6 GRUPOS <i>Zúñiga A.; Bruna R.; Paredes P.; Oré J.</i>	3
2. CÁLCULO NEUTRÓNICO DE PARÁMETROS DE SEGURIDAD DE LOS REACTORES RP-10 Y RP-0 <i>Lázaro G.; James R. Deen; William L. Woodruff</i>	6
3. SIMULACIÓN CON EL CÓDIGO MCNP DEL REACTOR NUCLEAR RP-10 EN SU CONFIGURACIÓN #14, BOC <i>Lázaro G.; Parreño F.</i>	11
4. SIMULACIÓN DE UN EXPERIMENTO PARA MEDIR LA DISTRIBUCIÓN DE LA ENERGÍA CINÉTICA DE FISIÓN INDUCIDA POR NEUTRONES TÉRMICOS DEL U-235 <i>Saettone E.; Montoya M.</i>	14
5. CARACTERIZACIÓN EN ENERGÍA DE UN HAZ DE NEUTRONES TÉRMICOS POR DIFRACCIÓN <i>Munive M.; Ravello Y.</i>	15
6. GENERACIÓN DE PULSOS NEUTRÓNICOS MONOCROMÁTICOS <i>Munive M.</i>	17
7. VARIACIÓN DE RAZÓN DE CADMIO Y FLUJO NEUTRÓNICO EN PRESENCIA DE ESPESORES DE BISMUTO EN LA FACILIDAD DE NEUTROGRAFÍA DEL REACTOR RP-10 <i>Munive M.; Ticllacuri M.</i>	20
8. OBTENCIÓN DE PATRONES DE LAUE DE UN CRISTAL DE COBRE POR EL MÉTODO DE BACKSCATTERING <i>Ticllacuri M.; Ravello Y.; Munive M.; Valdivia H.</i>	23
9. USO DEL CÓDIGO MCNP PARA EL TRANSPORTE DE NEUTRONES TÉRMICOS EN LÁMINAS DE PLATA <i>Ravello Y.; Inguance J.</i>	26
10. USO DEL CONDUCTO RADIAL Nº 1 DEL RP-10 PARA LA OBTENCIÓN DE PATRONES DE DIFRACCIÓN VÍA EL MÉTODO DE LAUE <i>Ticllacuri M.; Ravello Y.</i>	28
11. CALIBRACIÓN DE MONITORES DE NEUTRONES CON UNA FUENTE DE AMERICIO-BERILIO <i>Ravello Y.</i>	30

12.	CARACTERÍSTICAS FÍSICAS DEL GERMANIO A TOMAR EN CUENTA EN EL CÁLCULO DE BLINDAJES PARA LA FACILIDAD DE ANÁLISIS POR GAMMAS INMEDIATOS <i>Ravello Y.</i>	32
13.	DISEÑO DE UN SISTEMA DE FILTRADO MECÁNICO DE NEUTRONES Y GAMMAS <i>Ravello Y.</i>	34
14.	EMPLEO DE UN INDICADOR DE PUREZA DE UN HAZ PARA EL MÉTODO INDIRECTO EN NEUTROGRAFÍA <i>Ravello Y.; Villagómez H.</i>	36

SECCIÓN 2: QUÍMICA NUCLEAR **39**

15.	DETERMINATION OF PRECIOUS AND RARE METALS IN MINERALS CONCENTRATES AND TAILINGS, USING K_0 BASED INSTRUMENTAL NEUTRON ACTIVATION ANALYSIS <i>Torres B.; Mendoza P.; Montoya E.; Olivera P.; Bedregal P.; Ubillús M.</i>	41
16.	DETERMINATION OF GOLD AND SILVER IN COPPER CONCENTRATES, USING K_0 NEUTRON ACTIVATION ANALYSIS <i>Torres B.; Montoya E.; Mendoza P.; Bedregal P.; Ubillús M.; Olivera P.</i>	44
17.	DETERMINACIÓN RADIOQUÍMICA DE RADIO-226, RADIO-228 Y PLOMO-210 EN AGUAS DEL RÍO RÍMAC <i>De Lama G.; Osores J.; Martinez G.</i>	47
18.	STUDY OF THE PRODUCTION AND DISTRIBUTION OF MIDDLE HORIZON POTTERY OF CUZCO, PERU BY k_0 -BASED INSTRUMENTAL NEUTRON ACTIVATION ANALYSIS <i>Montoya E.; Glowacki M.; Zapata J.; Mendoza P.</i>	51
19.	MEJORAMIENTO DE LOS LÍMITES DE DETECCIÓN DEL ANÁLISIS POR INYECCIÓN EN FLUJO EN ESPECTROFOTOMETRÍA DE ABSORCIÓN ATÓMICA CON LLAMA, MEDIANTE PROMEDIADO CONJUNTO DE LA SEÑAL ANALÍTICA <i>Montoya E.; Torres R.</i>	57
20.	PROCEDIMIENTO PARA LA DETERMINACIÓN DE LA INCERTIDUMBRE DE LA MEDICIÓN EN ANÁLISIS POR ACTIVACIÓN NEUTRÓNICA, MÉTODO K_0 <i>Bedregal P.</i>	60
21.	EVALUACIÓN DE LAS INTERFERENCIAS UMBRALES EN LA DETERMINACIÓN DE Mg y Cr POR ANÁLISIS POR ACTIVACIÓN NEUTRÓNICA <i>Mendoza P.</i>	68
22.	ANÁLISIS DIRECTO DE ELEMENTOS TRAZA EN AGUA NATURAL POR FLUORESCENCIA DE RAYOS X EN REFLEXIÓN TOTAL <i>Olivera P.; Tiznado W.</i>	70
23.	DETERMINACIÓN DE Cr, Mn, Fe, Co, Ni, Cu, Zn y As EN AGUAS DEL RÍO RÍMAC POR FLUORESCENCIA DE RAYOS-X EN REFLEXIÓN TOTAL <i>Tiznado W.; Olivera P.</i>	73
24.	PRUEBAS PRELIMINARES DE PRECONCENTRACIÓN Y ELIMINACIÓN DE MATRIZ EN MUESTRAS DE AGUA DE MAR PARA SU ANÁLISIS POR FLUORESCENCIA DE RAYOS-X EN REFLEXIÓN TOTAL <i>Olivera P.; Quijandría S.; Mendoza P.; Montoya E.</i>	77

25.	ESTANDARIZACIÓN DEL MÉTODO RADIOQUÍMICO PARA LA DETERMINACIÓN DE Ra-226 EN AGUAS <i>Ysla M.; Martínez J.; Osores J.; Gonzáles S.</i>	81
-----	---	----

SECCIÓN 3: INGENIERÍA NUCLEAR **85**

26.	APPLICATION OF REACTIVITY METHOD TO MTR FUEL BURN-UP MEASUREMENT <i>Zúñiga A.; Cuya T.; Matjaž Ravnik</i>	87
27.	AUTOMATIZACIÓN DEL SISTEMA DE MONITORAJE DE RADIOPROTECCIÓN EN EL REACTOR RP-10 <i>Anaya O.; Castillo W.; Ovalle E.</i>	90
28.	DETERMINACIÓN DE LA SENSIBILIDAD DE LOS DETECTORES DE NEUTRONES AUTOENERGIZADOS (SPND) DE VANADIO REALIZADOS EN EL REACTOR RA-3 <i>Anaya O.; Estryk G.; Miller M.; Zarza L.</i>	93
29.	DESARROLLO DE UN MCS MICROCONTROLADO PARA ESPECTROMETRÍA DE NEUTRONES POR TIEMPO DE VUELO <i>Baltuano O.; Soto C.; Munive M.</i>	97
30.	AUTOMATIZACIÓN DE LA PLANTA DE TRATAMIENTO QUÍMICO DE RESIDUOS LÍQUIDOS DE LA PLANTA DE GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS <i>Cunya E.; Aguirre A.; Ginés E.</i>	100
31.	SISTEMA DE MONITORAJE AMBIENTAL <i>Cunya E.; Aguirre A.</i>	102
32.	SISTEMA DE MONITOREO NEUTRÓNICO EN EL HALL EXPERIMENTAL DEL REACTOR RP-10 <i>Cunya E.</i>	104
33.	A LOW COST PC-BASED VOLTAMMETRIC ANALYZER FOR DETERMINATION OF CADMIUM, COPPER, LEAD, NICKEL, ZINC AND OTHER TRACE ELEMENTS IN WATER <i>Montoya E.; Baltuano O.; Montoya H.; Mendoza M.; Hernández Y.</i>	105
34.	IMPLEMENTACIÓN Y EVALUACIÓN DE UN TITULADOR POTENCIOMÉTRICO COMPUTARIZADO <i>Montoya E.; Rodríguez I.</i>	108
35.	IMPLEMENTACIÓN DE MONITORIZACIÓN DE LA POTENCIA DEL REACTOR RP-10 POR ¹⁶ N UTILIZANDO UN DETECTOR DE INa <i>Lázaro G.; Bruna R.; Vela M.; Parreño F.</i>	112
36.	FUENTES SELLADAS EN PERÚ: AVANCES Y PERSPECTIVAS <i>Rodríguez G.</i>	114
37.	SISTEMA DE GESTIÓN PARA LA MITIGACIÓN DEL IMPACTO AMBIENTAL DE FUENTES RADIATIVAS <i>Rodríguez G.; Cruz W.</i>	119
38.	INTERCAMBIADOR AUTOMÁTICO DE MUESTRAS <i>Mendoza M.; Baltuano O.; Montoya E.; Hernández Y.</i>	123

39.	SOFTWARE DE MANTENIMIENTO PARA LA PLANTA DE PRODUCCIÓN DE RADIOISÓTOPOS <i>Medina M.; Caverro L.; Martínez R.</i>	125
40.	ESPECTRÓMETRO POR TIEMPO DE VUELO (TOF) EN EL REACTOR RP-10 <i>Munive M.; Baltuano O.; Soto C.</i>	127
41.	DISEÑO Y CONSTRUCCIÓN DE UN SISTEMA AUTOMÁTICO DE MEDICIÓN DE ALAMBRES (SAMA) <i>Bruna R.; Guarnizo J.; Félix J.</i>	130
42.	MEDICIÓN DE POTENCIA EN LA CONFIGURACIÓN 7A2 DEL REACTOR RP-0 USANDO LA TÉCNICA DE RUIDO NEUTRÓNICO ACOPLADO A UNA CÁMARA DE IONIZACIÓN COMPENSADA <i>Bruna R.; Paredes P.; Oré J.</i>	131
43.	NUCLEAR REACTOR SIMULATOR IN REAL TIME <i>Cuya T.; Guarnizo J.</i>	134
44.	SOFTWARE DE ADQUISICIÓN DE TEMPERATURAS Y CAUDAL EN EL REACTOR RP-10 <i>Cuya T.; Nieto M.; Veramendi E.</i>	138
45.	DESARROLLO DEL SOFTWARE "IRIDIO" PARA EL CONTROL DE CALIDAD DE ALAMBRES ACTIVADOS DE IRIDIO-192 <i>Cuya T.; Uribe F.</i>	141
46.	APLICACIÓN DEL MÉTODO DE ESPECTROMETRÍA GAMMA PARA DETERMINAR EL QUEMADO DE UN ELEMENTO COMBUSTIBLE DEL REACTOR NUCLEAR RP-10 <i>Vela M.; Nieto M.; Guarnizo J.</i>	143
47.	CONTROL AUTOMÁTICO DE EFLUENTES GASEOSOS EMITIDOS POR CHIMENEA EN EL REACTOR RP-10 <i>Castillo W.; Anaya O.; Ovalle E.; Félix J.</i>	146
48.	ACONDICIONAMIENTO DE FUENTES DE RADIO-226 EN EL PERÚ <i>Cruz W.; Mallaupoma M.; Rodríguez G.; Al-Mughrabi Muhamad; Condori J.</i>	149
49.	CARACTERIZACIÓN NO DESTRUCTIVA DE RESIDUOS RADIACTIVOS EN LA PLANTA DE GESTIÓN DEL CENTRO NUCLEAR "RACSO" - PERÚ <i>Cruz W.; Rodríguez G.</i>	153
SECCIÓN 4: MATERIALES NUCLEARES		157
50.	COLIMADOR DE NEUTRONES TIPO SOLLER <i>Munive M.; Ravello Y.; Picón R.</i>	159
51.	CRECIMIENTO DE MONOCRISTALES METÁLICOS <i>Munive M.; Cotos R.</i>	162
52.	CRECIMIENTO DE MONOCRISTALES A PARTIR DE SOLUCIONES ACUOSAS <i>Ticllacuri M.; Pacheco P.</i>	164

SECCIÓN 5: SEGURIDAD NUCLEAR **167**

53. ANÁLISIS HIDRÁULICO DEL SISTEMA DE REFRIGERACIÓN DE EMERGENCIA DEL NÚCLEO DEL REACTOR RP-10 169
Gallardo A.; Lázaro G.; Nieto M.
54. ANÁLISIS HIDRÁULICO DEL ACCIDENTE DE PÉRDIDA DE REFRIGERANTE (LOSS OF COOLANT ACCIDENT, LOCA) EN EL REACTOR RP-10 171
Gallardo A.; Lázaro G.; Nieto M.
55. ANÁLISIS TERMOHIDRÁULICO DEL ACCIDENTE DE PÉRDIDA DE REFRIGERANTE (LOSS OF COOLANT ACCIDENT, LOCA) EN EL REACTOR RP-10 174
Gallardo A.; Lázaro G.; Nieto M.
56. THE DIFFERENTIAL PERTURBATIVE METHOD APPLIED TO SENSITIVITY ANALYSIS FOR WATERHAMMER PROBLEMS IN HYDRAULIC NETWORKS 178
Baliño J.L.; Larreteguy A.E.; Lorenzo A.C.; Gallardo A.; Andrade de F.
57. EVALUACIÓN TERMOHIDRÁULICA DEL NÚCLEO DEL REACTOR RP-10 PARA DETERMINAR LA MÁXIMA POTENCIA 183
Cáceres G.; Nieto M.
58. MEDICIÓN DEL COEFICIENTE DE REACTIVIDAD POR VACÍO DEL NÚCLEO 7A4 DEL REACTOR RP-0 187
Bruna R.; Paredes P.; Oré J.
59. ESTIMACIÓN DE LA EFECTIVIDAD DE LAS BARRAS DE CONTROL DEL NÚCLEO 7A2 DEL REACTOR RP-0 POR EL MÉTODO DE ROD-DROP UTILIZANDO UNA CÁMARA DE IONIZACIÓN COMPENSADA 189
Bruna R.; Paredes P.; Oré J.; Giol R.; Ramos F.; Veramendi E.
60. ANÁLISIS NEUTRÓNICO PARA EL USO DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES TIPO SILISURO (U_3Si_2-Al) EN EL RP-10 190
Cuya T.; Ravnik M.

SECCIÓN 6: PROTECCIÓN Y SEGURIDAD RADIOLÓGICA **193**

61. VIGILANCIA RADIOLÓGICA AMBIENTAL DURANTE LA VISITA DEL SUBMARINO NUCLEAR USS MONTPELLIER FEBRERO 2000 195
Osores J.; Gonzáles S.; López E.; Martínez J.; Jara R.
62. SIMULACIÓN DE LA INTERACCIÓN DE LOS RAYOS X CON LOS TEJIDOS HUMANOS 197
Cabello R.; Rojas E.; Ochoa R.; Montoya M.
63. ANTIGENS AND MONOCLONAL ANTIBODIES LABELLING AND SOLID PHASE TO DETECT HEPATITIS B VIRUS INFECTION 199
Vásquez S.; Ronceros S.; Rivas R.; Guzmán A.
64. DETECTION OF RNA OF HEPATITIS C VIRUS IN HCV INFECTED BLOOD DONORS 200
Vásquez S.; Colina R.; Espinoza J.; Delgado S.; Ferreyros G.; Pizarro R.

65.	PREVALENCE OF HBsAg AND ANTI - HBs CARRIERS IN PREGNANT WOMEN RESIDENTS IN AREAS FROM DIFFERENT ENDEMICITY LOCATED IN CENTRAL-SOUTH DEPARTMENTS OF PERÚ	201
	<i>Vásquez S.; Cabezas C.; García B.; Torres R.; Larrabure G.; Suárez M.; Lucen A.; Pernaz G.; Gonzáles L.; Miranda G.; Dávalos E.; Galarza C.; Camasca N.; Jara R.</i>	
66.	PREVALENCIA DE HEPATITIS VIRAL B EN NIÑOS DEL DISTRITO DE LURICOCHA EN LA PROVINCIA DE HUANTA	207
	<i>Vásquez S.; Galarza C.; Canales L.; Quispe M.; Camasca N.; Orrego A.; Gutierrez R.; Aldoradin R.</i>	
67.	CARACTERIZACIÓN DE HACES DE RAYOS X POR EL MÉTODO DE ATENUACIÓN PARA LA CALIBRACIÓN DE DOSÍMETROS PERSONALES	208
	<i>Benavente T.; Márquez J.</i>	
68.	DETERMINACIÓN DE DOSIS ABSORBIDA EN CAMPOS DE FOTONES POR EL MÉTODO DE TANDEM	211
	<i>Benavente T.; Márquez J.; Santa Cruz J.</i>	
69.	MEDICIÓN DE RADIACIÓN AMBIENTAL EN EL CENTRO NUCLEAR "RACSO" USANDO DOSIMETRÍA TERMOLUMINISCENTE	215
	<i>Benavente T.; Celedonio E.</i>	
70.	FACTORES DE RETRODISPERSIÓN PARA FOTONES DE BAJA ENERGÍA EN FANTOMAS DE AGUA Y ACRÍLICO	217
	<i>Benavente T.; Márquez J.; Santa Cruz J.</i>	
71.	USO DEL CÓDIGO MCNP EN LA DETERMINACIÓN DE DOSIS USANDO UN CAMPO DE RADIACIÓN GAMMA MONOENERGÉTICO EN UN TLD	221
	<i>Ticllacuri M.</i>	
72.	TRATAMIENTO QUÍMICO DE RESIDUOS RADIATIVOS LÍQUIDOS CONTAMINADOS CON CESIO-137	223
	<i>Guiop L.; Mallaupoma M.</i>	
73.	DISEÑO DE UNA PLANTA DE TRATAMIENTO QUÍMICO PARA RESIDUOS RADIATIVOS DE BAJA Y MEDIANA ACTIVIDAD	224
	<i>Mallaupoma M.</i>	
74.	CONSIDERANDOS DE SEGURIDAD RADIOLÓGICA EN LA GESTIÓN DE FUENTES DE COBALTOTERAPIA	226
	<i>Mallaupoma M.</i>	
75.	LA GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS EN EL CENTRO NUCLEAR RACSO	227
	<i>Mallaupoma M.</i>	
76.	AUTOMATIZACIÓN DE LA PLANTA DE TRATAMIENTO QUÍMICO DE RESIDUOS RADIATIVOS DEL C.N. RACSO	228
	<i>Ayala A.; Quevedo M.; Mallaupoma M.</i>	
77.	CARACTERIZACIÓN DE RESIDUOS LÍQUIDOS RADIATIVOS DEL C.N. RACSO	229
	<i>Quevedo M.; Ayala A.; Mallaupoma M.</i>	
78.	DISEÑO DE CONTENEDORES PARA RESIDUOS RADIATIVOS	230
	<i>Chávez P.; Mallaupoma M.</i>	

SECCIÓN 7: APLICACIONES NUCLEARES

231

79. ELABORACIÓN DE UN RADIOFÁRMACO (PARTE II): FORMULACIÓN, MARCACIÓN Y DISTRIBUCIÓN BIOLÓGICA DEL EC
Robles A.; López J. 233
80. PURIFICACIÓN DEL BENZOIL-MERCAPTOACETILTRIGLICINA, COMPLEMENTADO CON EVALUACIONES BIOLÓGICAS
Robles A.; Ramos B.; Herrera J.; Caballero J.; Otero M. 243
81. OPERACIÓN Y USOS DEL REACTOR RP-10
Anaya O.; Arrieta R.; Castillo W.; Villanueva J.; Urcia A. 246
82. PRUEBAS PILOTO PARA OPTIMIZAR EL PROCESO DE LIOFILIZACIÓN DE AGENTES DE RADIODIAGNÓSTICO
Ramos B.; Córdor M.; Herrera J. 250
83. SÍNTESIS DEL CLORHIDRATO DE LA 2- METILALILAMINA Y SU APLICACIÓN EN LA PREPARACIÓN DEL 2-METOXI-ISOBUTIL-ISONITRILO (MIBI)
Baquerizo E.; López-Gabriel J.; Robles A.; Ramos B. 252
84. ESTABLECIMIENTO DE LOS PARÁMETROS RUTINARIOS DE CONTROL PARA LA IRRADIACIÓN DE SUPLEMENTOS ALIMENTICIOS DESHIDRATADOS Y DE MATERIAL MÉDICO DESCARTABLE EN LA PLANTA DE IRRADIACIÓN MULTIUSO DEL PERÚ
Del Valle C.; Vargas J.; Linares M. 254
85. ESTUDIOS DE DISPERSIÓN DE CONTAMINANTES VERTIDOS EN EL MAR DE CHIMBOTE
Sebastián C.; Maghella G.; Mamani E.; Maguiña J. 257
86. APLICACIÓN DE RADIOTRAZADORES EN LA INDUSTRIA AZUCARERA
Maghella G.; Mamani E.; Maguiña J. 261
87. INSPECCIÓN RADIOGRÁFICA DE JUNTAS SOLDADAS EN LA HIDROELÉCTRICA YANANGO SAN RAMÓN – JUNÍN, PERÚ (GRAÑA Y MONTERO S.A. - HAUG S. A.)
Visurraga R.; Maguiña J. 263
88. INSPECCIÓN RADIOGRÁFICA DE CORDONES Y JUNTAS SOLDADAS DE TOLVAS METÁLICAS EN VOLQUETES CATERPILLAR MODELO CAT 793C - CIA. MINERA ANTIMINA S. A.
Visurraga R.; Maguiña J. 264
89. DETERMINACIÓN DE LA DECLINACIÓN BACTERIANA (T-90) EN LA BAHÍA DE CHIMBOTE
Sebastián C.; Maghella G.; Mamani E.; Maguiña J. 265
90. CERTIFICACIÓN DE PLACAS RADIOGRÁFICAS SIMAC - ENDECOT S.A. PROYECTO SVOT (ENAPU-CALLAO)
Visurraga R.; Maguiña J. 268
91. INSPECCIÓN RADIOGRÁFICA DEL BLOQUE DE BOMBAS TREN X EMPRESA TEXTFINA S.A.
Visurraga R.; Maguiña J. 269
92. DETERMINACIÓN DE VELOCIDAD Y DIRECCIÓN DE FLUJO DE AGUAS SUBTERRÁNEAS, UTILIZANDO Au-198 COMO RADIOTRAZADOR
Rojas R.; Valencia J. 270

93.	DETERMINACIÓN DE TIEMPOS DE TRÁNSITO EN EL SISTEMA HIDRÁULICO DE LA CENTRAL HIDROELÉCTRICA SAN GABÁN II <i>Sebastián C.; Maghella G.; Maguiña J.</i>	271
94.	INSPECCIÓN RADIOGRÁFICA DE LAS ESTACIONES DE BOMBEO Y VÁLVULAS DE MONITOREO DE PRESIÓN MINERADUCTO – CIA MINERA ANTAMINA S. A. <i>Visurraga R.; Maguiña J.</i>	273
95.	EVALUACIÓN DE LAS UNIDADES DE TRATAMIENTO DE AGUA DEL RESERVORIO LA ATARJEA, UTILIZANDO TÉCNICAS DE TRAZADORES <i>Sebastian C.; Maghella G.; Mamani E.; Maguiña J.</i>	274
96.	ESTUDIO DEL POTENCIAL GEOTÉRMICO DEL ALTIPLANO SUR (ÁREA “BORATERAS” LOTE CHALLAPALCA, DEPARTAMENTO DE TACNA) <i>Valencia J.; Palza G.</i>	277
97.	EVALUACIÓN DE LAS ZONAS GEOTÉRMICAS DEL SUR DEL PERÚ <i>Aguinaga J.; Kihien, C.; Rojas R.</i>	279
98.	ESTUDIO ISOTÓPICO E HIDROQUÍMICO DEL LAGO TITICACA <i>Paredes M.; Campos J.; Gaita A.; Rojas R.; Gourcy L.; Groening; Han L.F.; Gonfiantini R.; Cioni R.; Guidi M.; Rozanski K.; Kipfer R.</i>	280
99.	ORIGEN DE LAS AGUAS DE MANANTIAL EN ZONA DE CUENCA DEL RÍO CAÑETE <i>Rojas R.</i>	282
100.	CARACTERIZACIÓN DEL ACUÍFERO DE LIMA (SECTOR DEL RÍO CHILLÓN) <i>Rojas R.; Ruiz J.</i>	283
101.	FUENTES SELLADAS RADIATIVAS DE IRIDIO-192 PARA GAMMAGRAFÍA INDUSTRIAL <i>Condori J.</i>	284
102.	ELABORACIÓN DE UN RADIOFÁRMACO (PARTE I): PREPARACIÓN DE UN LIGANDO DEL TIPO DIAMINODITIOL PARA USO EN MEDICINA NUCLEAR <i>López-Gabriel J.; Robles R.</i>	286
103.	MACROAGREGADO DE ALBÚMINA EN SUSPENSIÓN, MEJORAMIENTO DEL PROCESO DE PRODUCCIÓN <i>Petzoldt I.; Robles A.; Cruz; C.</i>	294
104.	PARÁMETROS DE TEMPERATURA EN EL PROCESO DE LIOFILIZACIÓN DE LOS AGENTES PARA USO RADIODIAGNÓSTICO Y SU INFLUENCIA EN LA CALIDAD DEL PRODUCTO FINAL <i>Petzoldt I.</i>	297
105.	EVALUACIONES DE LAS DISTRIBUCIONES BIOLÓGICAS Y GAMMAGRÁFICAS DEL AGENTE RADIOTERAPÉUTICO HIDROXIAPATITA – ¹⁵³ Sm <i>Herrera J.; Paredes N.; Portilla A.; Miranda J; Carrillo D.</i>	299
106.	SÍNTESIS Y MARCACIÓN DE META-IODOBENCILGUANIDINA (m-IBG) CON I-131 <i>Miranda J.; Herrera J.; Robles A.; Caballero J. Ticona L.</i>	301
107.	SÍNTESIS Y MARCACIÓN DE HIDROXIAPATITA CON SAMARIO-153 (HA- ¹⁵³ Sm) <i>Miranda J.; Herrera J.; Portilla A.; Carrillo D.; Enciso A.</i>	304

108. OPTIMIZACIÓN DE LA TÉCNICA DE CONCENTRACIÓN DE PROTEÍNA EN EL MACROAGREGADO DE ALBÚMINA (MAA) <i>Koga R.; Morote M.</i>	306
109. ESTUDIO DE ESTABILIDAD PARA AGENTES DE RADIODIAGNÓSTICO MARCADOS CON ^{99m} Tc <i>Benites M.; Ramos B.; Robles A.; Otero M.</i>	309
110. MARCACIÓN DE LA HORMONA TIROIDEA 3`3`5 -TRIYODOTIRONINA (T3) CON ¹²⁵ I PARA LA OBTENCIÓN DE LA TIROXINA ¹²⁵ I (T4) POR EL MÉTODO DE LA CLORAMINA T <i>Benites M.; Morón G.; Vásquez S.</i>	312
111. ANÁLISIS CITOGENÉTICOS DE LOS AFECTADOS DEL CASO YANANGO <i>Espinoza M.; Vizcardo C.; Oliveros N.; Ortega J.; Cano Y.</i>	315
112. EVALUACIÓN AMBIENTAL DE ECOSISTEMAS ALTAMENTE SENSIBLES: USO DE LÍQUENES COMO BIOMONITORES <i>López M.; González S.; Osore J.; Mendoza P.; Ubillús M.</i>	318
113. CONSTRUCCIÓN Y MONTAJE DE UNA CELDA PARA LA PRODUCCION DE I-131 EN LA PLANTA DE PRODUCCIÓN DE RADIOISÓTOPOS <i>Medina M.; Cavero L.; Martínez R.; Scacciotti S.; Ramos A.; Michuy A.; Huatay L.; Corahua A.; Choquehuanca E.</i>	322
114. CONSTRUCCIÓN Y MONTAJE DE LA CELDA DE IRIDIO EN LA PLANTA DE PRODUCCIÓN DE RADIOISÓTOPOS <i>Medina M.; Condori J.; Cavero L.; Martínez R.; Scacciotti S.; Ramos A.; Corahua A.</i>	324
115. CÁLCULO DEL PORCENTAJE DE LA DOSIS EN PROFUNDIDAD EN AGUA USANDO EL CÓDIGO DE SIMULACIÓN MCNP <i>Rojas E.; Picón C.; Montoya M.</i>	326
116. CÁLCULO DE DOSIS POR COMBINACIÓN DE PANTALLA - PELÍCULA: VERDE - AZUL EN COMPARACIÓN CON COMBINACIÓN PANTALLA - PELÍCULA: VERDE - VERDE EN PLACAS DE RAYOS X <i>Defilippi L.; Montoya M.</i>	327
117. VALIDACIÓN DE LA TÉCNICA L.A.L. (GEL CLOT) EN LOS AGENTES DE RADIODIAGNÓSTICO Y RADIOISÓTOPOS <i>Morote M.; Otero M.; Chávez G.</i>	329
118. DETERMINACIÓN DE LA ACTIVIDAD ALFA (NATURAL Y ARTIFICIAL) EN SUELOS Y AGUA CONTINENTAL EN EL PERÚ <i>Gonzáles S.; Osore J.; Martínez J.; Torres C.</i>	331
119. ENVIRONMENTAL RADIOACTIVITY AT THE PERUVIAN SCIENTIFIC STATION "MACHU PICCHU" <i>Gonzáles S.; Osore J.; Martínez J.; López E.; Jara R.</i>	334
120. RADIATIVIDAD AMBIENTAL EN LA ESTACIÓN CIENTÍFICA ANTÁRTICA PERUANA MACHU PICCHU 1999 – 2000 <i>Gonzáles S.; Osore J.; Martínez J.; López E.; Jara R.</i>	338
121. STUDY OF ANTARCTIC LICHENS AS ENVIRONMENTAL BIOMONITORS IN THE ADMIRALTY BAY: PRELIMINARY STUDY OF TRACE ELEMENTS CONTENTS BY NEUTRON ACTIVATION ANALYSIS <i>Gonzáles S.; Osore J.; Mendoza P.</i>	342

122. PROGRAMA DE VIGILANCIA RADIOLÓGICA AMBIENTAL EN EL CENTRO NUCLEAR RACSO 1998 – 2001 <i>González S.; Osores J.; Martínez J.; López E.; Jara R.; Anaya A.</i>	346
123. VIGILANCIA RADIOLÓGICA MARINA 1999 – 2000 <i>González S.; Osores J.; Martínez J.; López E.; Jara R.; Anaya A.</i>	348
124. EFECTO DE 2, 4 y 6 kGy SOBRE LAS CARACTERÍSTICAS MICROBIOLÓGICAS DE HAMBURGUESA DE POLLO ALMACENADAS A 2 ± 2 °C <i>Torres Z.; Vivanco M.; Basurto H.; Silva M.</i>	351
125. ELIMINACIÓN DE VIBRIO CHOLERAEL TOR, EN CONCHAS DE ABANICO (<i>Argopecten purpuratus</i>) CON EL USO DE RADIACIÓN GAMMA Y EVALUACIÓN SENSORIAL DEL PRODUCTO <i>Torres Z.; Bernuy B.; Vivanco; Kahn G.</i>	360
126. ELIMINACIÓN DE VIBRIO CHOLERAEL 01, BIOTIPO EL TOR, SEROTIPO INABA EN ALMEJAS (<i>Gari solida</i>) EMPLEANDO LAS RADIACIONES GAMMA <i>Torres Z.; Guzmán E.; León R.</i>	369
127. ELIMINACIÓN DE VIBRIO CHOLERAEL TOR, EN CHOROS (<i>Aulacomya ater</i>) CON EL USO DE RADIACIÓN GAMMA <i>Torres Z.; Zapata G.</i>	382
128. ELIMINACIÓN DE VIBRIO CHOLERAEL TOR, EN FILETES DE JUREL (<i>Trachurus picturatus murphy</i>) CON EL USO DE RADIACIÓN GAMMA Y EVALUACIÓN SENSORIAL DEL PRODUCTO <i>Torres Z.; Kahn G.; Vivanco M.; Bernuy B.</i>	390
129. ELIMINACIÓN DE VIBRIO CHOLERAEL TOR, EN COLAS DE LANGOSTINO (<i>Penaeus vannamei</i>) EMPLEANDO RADIACIÓN IONIZANTE <i>Torres Z.; Vivanco M.; Guzmán E.; Kahn G.; Bernuy B.</i>	399
130. ELIMINACIÓN DE VIBRIO CHOLERAEL EN FILETE DE LISA (<i>Mugil cephalus</i>) MEDIANTE RADIACIÓN GAMMA <i>Torres Z.</i>	409

SECCIÓN 8: REGULACIÓN Y NORMATIVIDAD **417**

131. ESTABLECIMIENTO DEL SISTEMA DE LA CALIDAD ISO 17025 EN EL DEPARTAMENTO DE QUÍMICA <i>Torres B.; Montoya E.; Bedregal P.; Olivera P.; Mendoza P.; Ubillús M.; Ramos R.</i>	419
132. SISTEMA DE ASEGURAMIENTO DE LA CALIDAD PARA EL REACTOR NUCLEAR DE INVESTIGACIÓN RP-10: ISO 9000 (1995) / SS N° 50-C/SG-Q OIEA <i>Gayoso C.</i>	423
133. EVALUACIÓN, ELABORACIÓN Y GESTIÓN PARA LA ACTUALIZACIÓN DE LA CONFIGURACIÓN DE LOS INFORMES DE ANÁLISIS DE SEGURIDAD DEL REACTOR RP-10 <i>Gayoso C.</i>	429
134. DESARROLLO DEL SISTEMA DE SEGURIDAD E HIGIENE INDUSTRIAL EN LA DIRECCIÓN GENERAL DE INSTALACIONES <i>Gayoso C.</i>	433

135. CONTRIBUCIÓN DEL PROYECTO ARCAL XX/OIEA AL MEJORAMIENTO DE LA SEGURIDAD RADIOLÓGICA EN LAS PRÁCTICAS MÉDICAS <i>Medina E.</i>	436
136. APLICACIÓN EN EL PERÚ DE LOS DOCUMENTOS DEL PROYECTO ARCAL XX PARA EL CONTROL EN RADIOGRAFÍA INDUSTRIAL <i>Medina E.</i>	440
137. EMERGENCIAS RADIOLÓGICAS Y EL ROL DEL PROYECTO ARCAL <i>Medina E.</i>	445
138. IMPLEMENTACIÓN DE NUEVO REGLAMENTO DE SEGURIDAD RADIOLÓGICA EN EL PERÚ <i>Medina E.</i>	450
139. CONTROL DE CALIDAD NUCLEAR DE ESPECTROMETRÍA GAMMA CON DETECTORES DE HPGe <i>Benites M.; Guzmán A.; Robles A.</i>	454
140. DISMINUCIÓN DEL NÚMERO DE PLACAS REPETIDAS AL APLICAR UN PROGRAMA DE CONTROL DE CALIDAD EN EQUIPOS DE RAYOS X <i>Defilippi L.; Montoya M.</i>	457
141. ASEGURAMIENTO DE CALIDAD EN EL DEPARTAMENTO DE CONTROL AMBIENTAL <i>González S.; Osores J.; Martínez J.; López E.; Jara R.</i>	458
142. CONTROL DE CALIDAD EN EQUIPOS DE RAYOS X UTILIZADOS EN DIAGNÓSTICO <i>Benavente T.; Márquez J.; Santa Cruz J.; Celedonio E.; Gómez M.; Poma M.</i>	462
SECCIÓN 9: OTROS TEMAS (MISCELÁNEA)	469
143. ALGUNOS ASPECTOS COMPARATIVOS EN LA GENERACIÓN DE ELECTRICIDAD <i>Avila J.; Llamas I.</i>	471
144. IMPLEMENTACIÓN DE SISTEMA DE BÚSQUEDAS BIBLIOGRÁFICAS EN ENTORNO WEB (INTRANET) PARA EL CEID <i>Baltuano O.; Prado A.; Gonzáles A.</i>	473
145. PERU COUNTRY SPECIFIC DATABASE IMPLEMENTATION FOR COMPARATIVE ASSESSMENT OF ELECTRICITY OPTIONS AND STRATEGIES (DECADES PROJECT) <i>Pizarro C.; Avila J.</i>	476
146. OPTIMIZACIÓN DE LA EFICIENCIA DEL ACCIONAMIENTO DE UN MOTOR DE INDUCCIÓN APLICADO A UN BOTE SOLAR <i>Gilberto C. D. Sousa; Domingos S. L. Simonetti; Cifuentes E.; Rey J.P.</i>	478
147. DESARROLLO DE UN SISTEMA DE BASE DE DATOS Y CÁLCULO DE CONCENTRACIONES ANÁLISIS POR ACTIVACIÓN NEUTRÓNICA SEGÚN EL MÉTODO DEL k_0 <i>Ramos R.</i>	482
148. VALIDACIÓN DE SOFTWARE DE CÁLCULO DE CONCENTRACIONES PARA ANÁLISIS POR ACTIVACIÓN NEUTRÓNICA SEGÚN EL MÉTODO DE k_0 <i>Ramos R.</i>	484

1. Física Nuclear y de Reactores

SOLUCIÓN ANALÍTICA Y NUMÉRICA DE LA ECUACIÓN CINÉTICA PUNTUAL DE UN REACTOR PARA 1 Y 6 GRUPOS

Zúñiga A. ⁽¹⁾ azuniga@ipen.gob.pe; Bruna R. ⁽²⁾ rbruna@ipen.gob.pe; Paredes P. ⁽³⁾; Oré J. ⁽⁴⁾

- (1) Dirección General de Instalaciones – IPEN / Lima, Perú
 (2) Departamento de Cálculo, Análisis y Seguridad – IPEN / Lima, Perú
 (3) Universidad Nacional Mayor de San Marcos / Lima, Perú
 (4) Universidad Nacional de Ingeniería / Lima, Perú

Resumen

Se plantean las ecuaciones cinéticas para 1 y 6 grupos de neutrones, para el modelo de reactor nuclear puntual y se resuelven tanto analítica como numéricamente. Tanto la solución analítica vía la transformada de Laplace como la numérica son efectuadas con el software Mathematica. Los resultados se presentan en función de reactividades positivas. Los gráficos permiten apreciar los fenómenos físicos asociados con la evolución de la población neutrónica en función del parámetro reactividad.

1. Descripción Teórica

La variación de la población neutrónica en el reactor nuclear con el tiempo puede ser vista como un problema de balance entre los términos de producción (P) y destrucción (D),

$$\frac{dN}{dt} = P - D \quad (1)$$

En la literatura [1,2] se ha presentado en detalle las correspondientes expresiones para dichos términos, que bajo ciertas limitaciones tales como no considerar los parámetros posición, ángulo sólido y energía, el MRP a pesar de su simplicidad es muy usado en el trabajo rutinario con reactores nucleares.

ECUACIONES DE LA CINÉTICA PUNTUAL

Para un grupo de neutrones retardados

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\$-1}{\Lambda^*} n(t) + \lambda c(t) \quad (2)$$

$$\frac{dc(t)}{dt} = \frac{n(t)}{\Lambda^*} - \lambda c(t) \quad (3)$$

donde:

$$n(t) = \frac{N(t)}{N(t=0)}; \quad c(t) = \frac{C(t)}{C(t=0)}$$

N(t) : densidad neutrónica

C(t) : concentración de precursores de neutrones

λ : constante de decaimiento de los precursores

β : fracción efectiva de neutrones retardados

ρ : reactividad absoluta

$\$ = \rho / \beta$: reactividad en dólares

$\Lambda^* = \Lambda / \beta$: tiempo entre generaciones reducido

En nuestro trabajo utilizamos las constantes nucleares, Keepin[1965]:

Grupo i	b_i	λ_i (s ⁻¹)	τ_i (s)
1	0.033	0.0124	80.645
2	0.219	0.0305	32.787
3	0.196	0.1110	9.009
4	0.395	0.3010	3.322
5	0.115	1.1400	0.877
6	0.042	3.0100	0.332

Donde:

b_i , constante de producción relativa de neutrones retardados del grupo i-ésimo.

$\tau_i = 1/\lambda_i$, tiempo de vida de los neutrones retardados del grupo i-ésimo

Para diferenciar los comportamientos en el tiempo (largos, $\lambda = 0.08$ s⁻¹ y cortos, $\lambda = 0.4$ s⁻¹) posteriores a la inserción de reactividad, utilizamos dos criterios de definición del único parámetro λ

$$\lambda = \left[\sum_{i=1}^m b_i \frac{1}{\lambda_i} \right]^{-1} \quad (4)$$

$$\lambda = \left[\sum_{i=1}^m b_i \lambda_i \right] \quad (5)$$

Para seis grupos de neutrones retardados

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\$-1}{\Lambda^*} n(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i c_i(t) \quad (6)$$

$$\frac{dc_i(t)}{dt} = \frac{b_i n(t)}{\Lambda^*} - \lambda_i c_i(t) \quad i=1,2,\dots,6 \quad (7)$$

Para resolver este sistema definimos las condiciones iniciales siguientes:

$$n(t=0) = 1 \text{ y}$$

$$c_{i0} = c_i(t=0) = \frac{b_i}{\lambda_i \Lambda^*} \quad i=1,2,\dots,6 = m$$

Para una inserción de reactividad "tipo escalón", se demuestra que la solución para $n(t)$ presenta la forma siguiente

$$n(t \geq 0) = \sum_{j=1}^{m+1} B_j e^{s_j t} \quad (8)$$

Paralelamente surge la conocida ecuación *inhour*, que relaciona las raíces s_j correspondientes al valor de la reactividad insertada

$$\rho = s_j \Lambda^* + \sum_{i=1}^m \frac{b_i s_j}{s_j + \lambda_i} \quad (9)$$

2. Resultados

Para un grupo de neutrones retardados:

El sistema de ecuaciones diferenciales lineales (2) y (3), se resolvieron analíticamente por el método de la Transformada de Laplace, con "Mathematica 3.0".

En las figuras 1 y 2 se muestran los resultados para una inserción de reactividad de $\rho = 0.1$, para tiempos cortos (transitorio) y largos (persistente), respectivamente

$$n(t) = -0.110 e^{-90.444t} + 1.110 e^{0.044t}$$

$$n(t) = -0.111 e^{-90.089t} + 1.111 e^{0.009t}$$

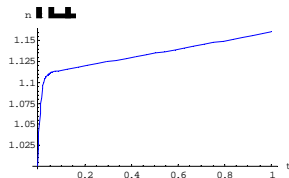


Figura 1. Evolución transitoria de la población neutrónica para $\rho = 0.1$.

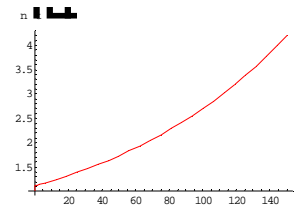


Figura 2. Evolución persistente de la población neutrónica para $\rho = 0.1$.

Utilizando la ecuación *Inhour* para los λ mencionados (asintotas en la figura 3) las dos raíces s_j correspondientes son

i) Para la evolución transitoria: $s = \{-90.444, 0.044\}$

ii) Para la evolución persistente: $s = \{-90.089, 0.009\}$

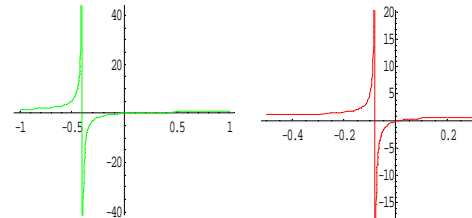


Figura 3. Representación de las raíces de la ecuación *Inhour*, para las evoluciones transitoria y persistente respectivamente a un grupo de neutrones retardados.

Resolviendo numéricamente el sistema (2) y (3) con *Mathematica*, se obtiene $n(t)$ para este mismo valor de inserción de reactividad, figuras 4 y 5:

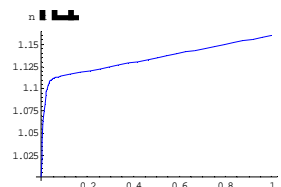


Figura 4. Resultado numérico de la evolución transitoria de la población neutrónica para $\rho = 0.1$.

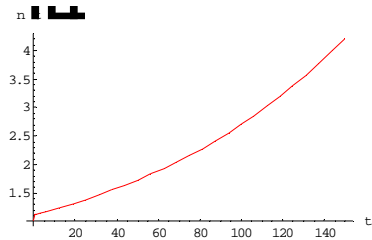


Figura 5. Resultado numérico de la evolución persistente de la población neutrónica para $\beta = 0.1$.

Para seis grupos de neutrones retardados:

Análogamente se resuelve analíticamente el sistema de ecuaciones (6) y (7), resultando:

$$n(t) = -0.109e^{-90.45t} - 0.0043e^{-2.884t} - 0.0119e^{-1.012t} - 0.0399e^{-0.187t} - 0.0877e^{-0.063t} - 0.0299e^{-0.014t} + 1.2838e^{0.010t}$$

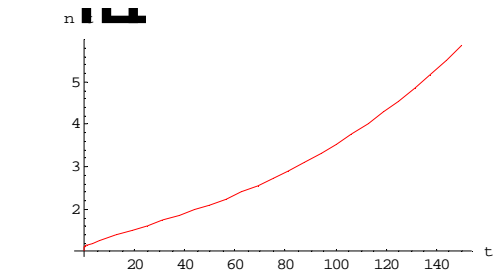
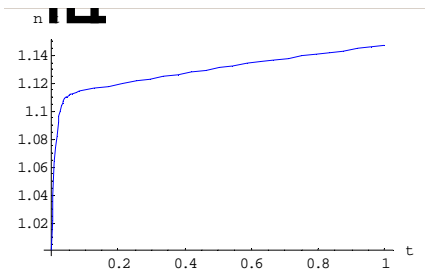


Figura 6. Evolución de la población neutrónica para seis grupos, $\beta = 0.1$. (Solución analítica)

Resolviendo numéricamente el sistema (6) y (7) con Mathematica, se obtiene $n(t)$ para este mismo valor de inserción de reactividad, figura 7:

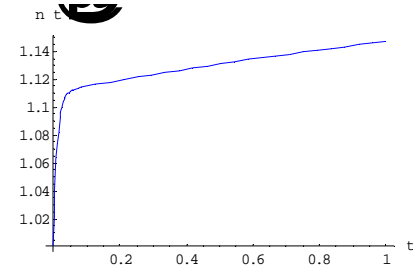


Figura 7. Evolución de la población neutrónica para $\beta = 0.1$. (Solución numérica).

Utilizando la ecuación Inhour, las siete raíces s_j correspondientes son:

$$s_j = \{-90.455, -2.884, -1.012, -0.187, -0.063, -0.014, 0.010\}$$

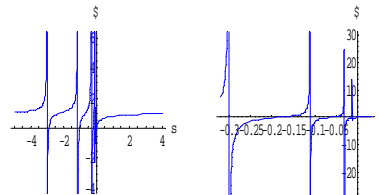


Figura 8. Representación de las raíces de la ecuación Inhour, para la evolución de la población neutrónica a seis grupos de neutrones retardados.

3. Referencias

1. Gómez, Angel, Notas: Cinética de Reactores. Postgrado en Reactores Nucleares. Módulo "Física de Reactores" I.E.S.D.E 1997 (Reporte interno).
2. Duderstadt J.J. and Hamilton L.J., Nuclear Reactor Analysis. John Wiley & Sons. New York. 1976. 650 p.
3. Wolfram, Stephen, "Mathematica 3.0", Manual. Wolfram Research, 1996.
4. Keepin, G. Robert, Physics of Nuclear Kinetics. Addison-Wesley, Massachusetts, 1965. 435 p.

CÁLCULO NEUTRÓNICO DE PARÁMETROS DE SEGURIDAD DE LOS REACTORES RP-10 Y RP-0

Lázaro G. ⁽¹⁾ glazaro@ipen.gob.pe; James R. Deen ⁽²⁾ b19281@sol1.ep.anl.gov;
William L. Woodruff ⁽²⁾ b17681@sol8.ep.anl.gov

(1) Departamento de Cálculo, Análisis y Seguridad – IPEN / Lima, Perú
(2) Technology Division - RERTR program Argonne National Laboratory-USA

SUMMARY

Theoretical safety calculations were done with proved codes utilized by the staff of the RERTR program in the HEU to LEU core conversions. The studies were designed to evaluate the reactivity coefficients and kinetics parameters of the reactor involved in the evolution of peak power transients by reactivity insertion accidents. It was done to show the trend of these reactivity coefficients as a function of the core size and fuel depletion for RP10 cores. It was useful to get a better understanding of the progression of the reactivity insertion transients monitoring the critical thermal-hydraulic parameters to avoid core damage. To confirm the accuracy of these studies the results were compared with experimental data of the SPERT I reactors. The microscopic cross section calculations were condensed to 15 broad groups using the WIMSD4M[1] code for all the isotopes from eight different regions that model seven different assemblies. The Supercell, multiplate and homogenized options were used to represent the different assemblies in the reactor. For diffusion theory calculations the DIF3D[2] code was used in planar geometry with input axial buckling to simulate axial leakage. To Benchmark the designed models used in the cross sections generation and the DIF3D designed model, the VIM[3] Monte Carlo code was used. The RECOEFF[4] code was used to calculate the reactivity coefficients.

1. INTRODUCTION

The neutronic parameters calculated were power density, the beta effective, fast neutron life time & prompt neutron generation time. The reactivity coefficients of moderator temperature, fuel temperature and moderator density have also been calculated. These parameters, which have relation with safety analysis, have been studied to show the trend as function of the core size and core burn-up..

2. CALCULATIONAL MODELS

For the neutronic analysis of the RP10 reactor, the RP10 A16/25 and RP0-16/12 core configuration have been represented by seven basic assemblies. Each of these assemblies has been modeled using the WIMS-D4M code to get the microscopic cross sections of all the most important isotopes of each material in each assembly. To get these results, the new WIMS-D4M Supercell option and the multiplate and homogenized options have been applied.

The Supercell option was used for the control rod guides and extra region of the control fuel element, for the graphite and beryllium reflectors, irradiation box, water box, and fine control rod box. For the standard fuel element calculations the simple cell option was used. The Supercell and Multiplate options were used for the control rod guides and extra region of the control fuel element. All the WIMS-D4M output files that have the microscopic cross sections for all the major isotopes were merged to one binary file used the input for DIF3D code diffusion calculations. These calculations have been made with depleted and fresh fuels assuming that all the control rods were fully withdrawn from the core. The water temperature coefficient is calculated for temperatures ranged from 300K to 500K and temperatures for fuel from 300K to 800K.

Generation of the Microscopic cross sections

For all the basic assemblies, the WIMSD4M integral transport calculation was performed in a structure of 30 groups in which 16 are thermal groups. These were condensed to 15 energy groups for the core calculations. The density and composition for each assembly of the RP10 & RP0 reactors are described in the next tables 1 to 5.

Table 1. Fine control rod box.

Element	Density(g/cm ³)	Area(cm ²)	N(atoms/b.cm)
Al	2.700000	18.664000	1.7813439e-2
C	1.710000	38.080000	5.1708259e-2
H2O	0.997815	6.396000	6.758251e-3 (H) 3.378786e-3 (O)
Total	1.930498	63.140000	

Table 2. Irradiation box.

Element	Density(g/cm ³)	Area(cm ²)	N(atoms/b.cm)
Al	2.700000	20.030200	1.9117379e-2
H2O	0.997815	43.109800	4.5551e-2 (H) 2.2773e-2 (O)
Total	1.537807	63.140000	

Table 3. Graphite Reflector box.

Element	Density(g/cm ³)	Area(cm ²)	N(atoms/b.cm)
Al	2.700000	9.436400	9.00636e-3
C	1.710000	51.063500	6.93361e-2
H2O	0.997815	2.640100	2.78968e-3 (H) 1.39467e-3 (O)
Total	1.930498	63.140000	

Table 4. Beryllium Reflector box.

Element	Density(g/cm ³)	Area(cm ²)	N(atoms/b.cm)
Al	2.700000	7.311600	6.89828e-3
Be	1.850000	52.375700	1.025457e-1
H2O	0.997815	3.452700	3.64825e-3 (H) 1.82394e-3 (O)
Total	1.898240	63.140000	

Table 5. Fuel Assembly.

Element/MEAT	Density(g/cm ³)	N(atoms/b.cm)
U3O8	2.714850	
U(235+238)	2.317246	
U235	19.75%	1.172575e-3
U238	80.25%	4.704334e-3
Al-27	37.7%(4.3577)	3.666676e-2
O-16	9.6%(4.3577)	1.574619e-2
Element/CLAD	Density(g/cm ³)	N(atoms/b.cm)
Al-27	2.7000	6.02630e-2
Element/WATER	Density(g/cm ³)	N(atoms/b.cm)
H	11.1904%(1.0)	6.6859193e-2
O-16	88.8096%(1.0)	3.3427938e-2

WIMSD4M Models for Microscopic Cross Sections Calculations

The 7 designed models were used in the WIMSD4M[1] code. The input for SFE and CFE cross sections generation was prepared according an automation option[10]. For diffusion calculations the reactors were modeled in three dimensions using the DIF3D code. The reactivity coefficients were calculated from core Keff data for all the cases at the different water densities and water temperatures (from 300K to 500K) and fuel temperatures (from 300K to 800K). The WIMSD4M/DIF3D input files were prepared with the purpose of Automation of reactivity Coefficient Calculations[10]. To Benchmark the models used in the cross sections generation and the DIF3D diffusion theory model the VIM[3] Monte Carlo code was used. The results presented in the table N^o 6 show good agreement although these calculations were performed with zero axial leakage.

Table 6.

	RP10 reactor	RP0 reactor
	K _{eff} Φ _{axial=0}	K _{eff} Φ _{axial=0}
DIF3D	1.206550	1.102036
VIM	1.217200	1.109400

SAFETY PARAMETERS

Reactivity coefficients as a function of moderator temperature, moderator density and fuel temperature has been calculated for RP10 and RP0 reactors at the beginning for

fresh cores and burned core for RP10-A16/25(core 16). Two dimensional core calculations were performed using the WIMSD4M and DIF3D codes performed in 15 energy groups although the use of fewer broad group structure provides[8] (less negative) reactivity coefficients. The reactivity coefficients for the two cores are showed in the graphics 1, 2. The reactivity coefficients of moderator temperature, moderator density and fuel temperature show to be more negative for burned cores (Table 7). This evolution can be appreciated for the RP10 core. The RP0 reactor calculations were done for BOC only. For RP10 and RP0 fresh core calculations, the moderator density and the fuel temperature reactivity coefficient show to be more negative for RP0 core. The reason of this effect is due to the increased leakage as a result of the harder spectrum and shift of power profile. The Doppler reactivity coefficients show to be more negative for the RP0 fresh core although both RP0 and RP10 cores have the same quantity of U²³⁸. In these LEU fueled cores, the feedback response is almost exclusively due to the coolant and fuel temperatures and coolant density effects. In the accidents analysis the two former shows to be delayed effects, while the fuel temperature is instantaneous having an important reactivity control effect at the beginning of the peak power transient evolution.

Table 7. DIF3D calculations.

	RP-10	A16/25	RP0 A16/12
Coefficient	Fresh	Burned	Fresh
Coolent Temp. *	-0.00990	-0.01400	-10.16e-03
Coolent Density **	-0.18200	-0.19600	-0.32000
Sum Coolent Coeff.	-0.21680	-0.22050	-0.36020
Fuel Temperature *	-0.00168	-0.00185	-0.00217
Total Coefficient	-0.21848	-0.22224	-0.36225

* Units in %ΔK/K/ΔT⁰C, ** Units in %ΔK/K/%void. The coolant temperature coefficient calculated at 40⁰C. The coolant density coefficient is calculated changing the density 1%. The fuel temp. coefficient is calculated at 100 °C.

The WIMSD4M/DIF3D results show a close agreement with experimental data[4].

Table 8. Comparison of the RP10 calculated values with experimental data.

	%ΔK/K/ %void	%ΔK/K/ ΔT ⁰ C Moderator	%ΔK/K/ ΔT ⁰ C Fuel
DIF3D	1.96000e-1	8.60e-3	1.850e-3
Experimental data	2.0076e-1	4.2666e-3	1.7440e-3**

*The moderator temperature coefficients are calculated with a moderator temperature of 25 °C. The voiding coefficient was calculated for 1% density change. **Theoretical value[5].

The Table 9 has the Beta effective of the delayed neutrons, neutron prompt generation time and neutron prompt lifetime, Table N⁰ 10. These values were evaluated with the VARI3D [9] code.

Table 9. Kinetics parameters calculated with VARI3D code.

		β _{eff}	Generation Time(s)	Prompt lifetime
RP10	Fresh core	7.725434e-3	5.20033e-5	5.85768e-5
	Burned core	7.544569e-3	5.88546e-5	6.07199e-5
RP0	Fresh core	8.193778e-3	6.14437e-5	6.23870e-5

SAFETY CALCULATIONS

The safety studies have been performed with the PARET code[7]. The values of the table 10 were used in these evaluations.

Table 10. Safety calculations with PARET code.

The case (a) is run with the kinetics parameters values considered in the ref.[5]. The case (b) is with the values of the table No 12.

	ρ _{inserted} (\$)	τ(1/s)	Peak Power (MW)	T _{CLA} (⁰ C) peak Power.	T _{FUE} (⁰ C) peak Power	Time(s) peak Power
RP10 \ a)	67.90	369.10	227.53	308.70	0.894	
\ (b)	64.85	322.35	212.01	286.31	0.905	
RP0	67.22	130.46	177.94	243.83	0.8796	

The table 10 contains the values of PARET calculations at the time of peak power. For validation purpose the results were compared with experimental data of the SPERT I reactor.

These values are plotted and showed in the fig N⁰ 3. There is a good agreement of the RP10 & RP0 reactors for insertions accidents

compared with the experimental data of the SPERT-I Low enrichment core[11].

3. CONCLUSIONS

These validated neutronic calculations have established credible models and procedures to analyze the trend of the reactivity coefficients and safety calculations for the RP10 and RP0 reactor. For the same configuration the trend of the reactivity coefficient shows to be more negative for burned cores than fresh cores. So the worst case for the safety analysis study of a burned core can be done with the kinetics parameters of fresh core that show to be rather less negative. At the same way the peaking factor is greater for fresh than burned cores. A small core like the RP0 shows to have better reactivity coefficients (more negative) than a greater core like the RP10. This report shows that the analyzed transients don't cause any damage.

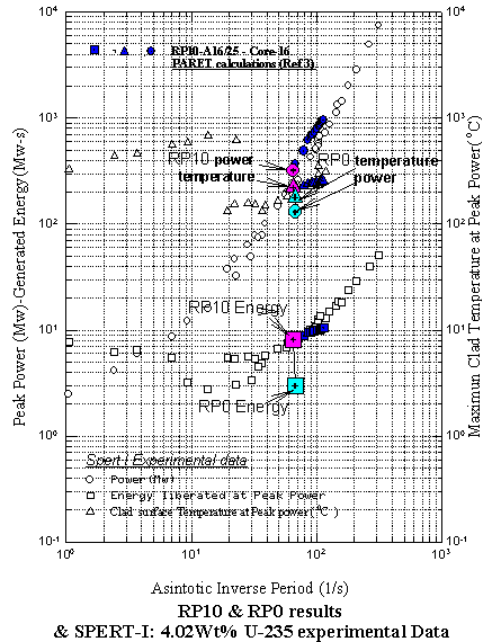


Fig No 2

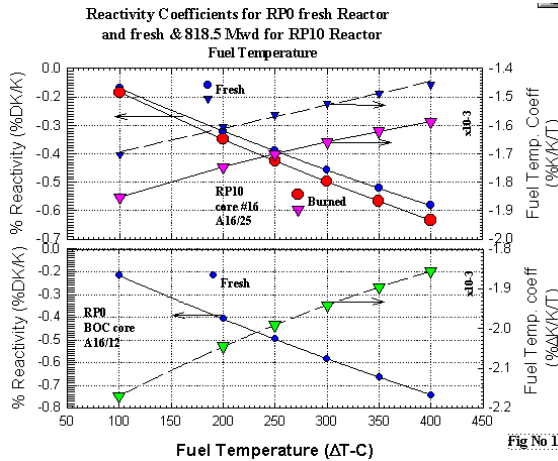


Fig No 1

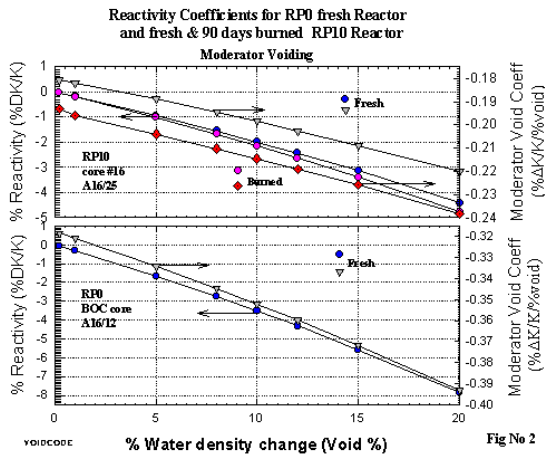


Fig No 2

4. References

- (1) WIMS-D4M. User manual by J.R. Deen, W.L. Woodruff and C.I. Costescu.
- (2) K.L. Derstine. "DIF3D: A Code to Solve One-, two-, and Three-dimensional Finite- Difference Diffusion Theory Problems", ANL-82-64,(1984).
- (3) R.N. Blomquist. "VIM - A Continuous Energy Neutronics and Photon Transport Code", ANS Proceedings of the Topical Meeting on Advances in Reactor Computations, Salt Lake City, Utah, pp 222-224, Mar. 1983.
- (4) G. Lázaro. "Experimental Measurements of RP10 (core 16) Reactivity Coefficients", Memo GLM/001/94 (July 26, 1994), IPEN.- Lima.
- (5) G. Lázaro, "Power Excursion Transients by Reactivity Insertion in The RP10 Nuclear Pool Research Reactor" MStHesis,UNI-IPEN, (1995).

- (6) W.L. Woodruff, "RECOEFF Code - New User Friendly Features for Reactivity Coefficient Data", Intra-Laboratory Memo (October 12, 1994, Argonne National Laboratory.
- (7) W.L. Woodruff. "A User Guide for the Current ANL Version of the PARET Code", RERTR Program, Argonne National Laboratory.
- (8) J. Deen, Effect of Broad Group Structure upon Reactivity Coefficient Calculations", Intra-Laboratory Memo (November 4, 1994), Argonne National Laboratory.
- (9) VARI3D Code. Argonne National Laboratory.

SIMULACIÓN CON EL CÓDIGO MCNP DEL REACTOR NUCLEAR RP-10 EN SU CONFIGURACIÓN #14, BOC

Lázaro G. ⁽¹⁾ glazaro@ipen.gob.pe; Parreño F. ⁽¹⁾ fparreno@ipen.gob.pe

⁽¹⁾ Departamento de Cálculo, Análisis y Seguridad – IPEN / Lima, Perú

ABSTRACT

Se presenta los resultados de exceso de reactividad del núcleo del reactor RP-10 en su configuración 14. Este exceso de reactividad ha sido calculado con MCNP4B con un modelo que describe en detalle las características de los elementos combustibles normales y de control, así como de cada elemento que constituye la configuración de trabajo #14. Este modelo fue previamente utilizado en el reactor RP-0 y ha sido aplicado en la configuración de arranque para el cálculo del exceso de reactividad y criticidad con diferentes posiciones de barras. En todos los casos hay una muy buena aproximación de los resultados de MCNP con los valores experimentales.

1. Introducción

En este trabajo se evalúa el exceso de reactividad, a partir del cálculo del K_{eff} , de la configuración nuclear 14 del reactor RP-10 con todas las barras de control fuera del núcleo. Los cálculos teóricos son realizados para una geometría tridimensional, en conjunto en cada uno de los elementos que constituyen la configuración nuclear de arranque del RP10 #14. Para este propósito se aplica el Método de Monte Carlo con MCNP4B[3]. El modelo de cálculo se valida con mediciones experimentales de la puesta en servicio[5], para cálculos de reactividad y posiciones de crítico, y con cálculos realizados con WIMS CITATION y PUMA Ref. [6] para el núcleo de arranque del RP10.

2. Cálculo

El código MCNP4B [3] fue utilizado con la biblioteca de datos ENDF/B-VI proveído por Los Alamos National Laboratory. En el presente trabajo, los cálculos fueron realizados en una SUN WORKSTATION de 200 MHz. y en una PC de 500 MHz de la DCAS/DGI.

3. Modelo de cálculo

La geometría utilizada en el modelo de cálculo del presente reporte es descrita en el Progress Report #1[1], (Fig. [4]; 2,3,4). La configuración nuclear 14 (Fig.1) del RP-10 fue modelada de acuerdo a una configuración real, tal como fue realizado para las configuraciones 6 y 7 del RP-0. Este modelo de cálculo es descrito en el Progress Report #2 [2].

Las secciones eficaces para los nucleidos fueron tomadas desde evaluaciones ENDF/B-VI. En el cálculo, las librerías para el tratamiento térmico $S(\alpha,\beta)$ fueron usadas para el agua y grafito. Debe tenerse en cuenta que los datos de secciones eficaces en esta biblioteca tienen de referencia los 300 grados Kelvin. Por lo tanto deben generarse datos a la temperatura correspondiente de evaluación experimental para cálculos más precisos, la cual puede asumirse como una fuente de error que será tomada en cuenta y corregida con el código NJOY.

	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J
1				NG	PI	BCF	PI	NG		
2				NG	NN006	NN005	NN007	NG		
3				PI	BS2	NN001	BC1	PI		
4			NG	NN013	NN002	PI	NN003	NN015	NG	
5			NG	NN014	BC2	NN004	BS3	NN016	NG	
6				PI	NN008	NN009	NN010	PI		
7				NG	NN011	BS1	NN012	NG		
8				NG	PI	NG	PI	NG		
9										
10										

Figura 1. Configuración 14 del RP-10.

4. Resultados

Se utilizan las tarjetas KCODE (criticidad del sistema) y KSRC (distribución espacial inicial de las fuentes puntuales) para describir la fuente. Los casos fueron evaluados considerando un tamaño de fuente de 5000 historias y 2000 ciclos totales, para determinar el exceso de reactividad con barras extraídas y el exceso teórico (error) de reactividad en posición de crítico.

En la Tabla 1 se presenta el valor de exceso de reactividad, para la configuración nuclear 14, obtenidos por simulación (modelo teórico) con el código MCNP4B y experimentalmente [5].

El resultado teórico del exceso de reactividad fue evaluado considerando totalmente extraídas las barras de control y de seguridad al mismo tiempo, es decir para: BS1 (100%), BS2 (100%), BS3 (100%), BC1 (100%), BC2 (100%) y BCF (100%). Como se indica en la tabla 1, se obtuvo un valor de exceso de reactividad de 6770 pcm con una incertidumbre de 37 pcm.

El resultado experimental del exceso de reactividad fue obtenido del procedimiento de calibración de barras [6] y equivalía inicialmente a 8200 pcm. Este resultado fue corregido por efectos de perturbación con el código

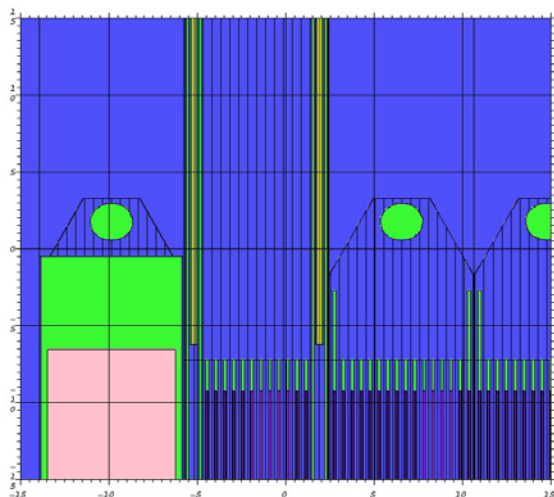


Figura 2. Detalle del modelo utilizado con MCNP al representar la parte superior de los elementos combustibles y los grafitos de la configuración No. 14 del RP10. Se puede ver las asas del manipuleo de los elementos, la disposición de las barras de control y las disposición axial de cada elemento en su posición final en el arreglo del núcleo.

PUMA[6] en dicha referencia; entre las barras que fueron manipuladas durante la calibración: BS3, BC1 y BC2. Los valores para las perturbaciones fueron de 150 pcm (BS3-BC1), 500 pcm (BS3-BC2) y 790 pcm (BC2-BC1). El exceso de reactividad es entonces 8200 pcm – 150 pcm – 500 pcm – 790 pcm = 6790 pcm, tal como se indica en la tabla 1.

Tabla 1. Excesos de reactividad para la configuración 14 del RP-10.

MCNP4B[3]	Experimental [5], [6]
6770 (± 37) pcm	6790 pcm

Este valor se consiguió considerando un buen grado de detalle (Fig. 2) de la posición de barras 100% extraídas, ya que se observó cierto grado de influencia en el valor del Keff.

Para propósitos de confirmar los resultados de MCNP para el exceso de reactividad de puso a prueba el modelo empleado en el cálculo de criticidad con barras de control insertadas. Los valores experimentales en la puesta en servicio se muestran en la Tabla 2. En la Tabla 3 se presentan resultados teóricos del valor de reactividad, evaluados considerando la extracción porcentual de barras de control y de seguridad, en forma simultanea, para cada una de las posiciones de crítico experimental, de la tabla 1, consideradas en el procedimiento de calibración de barras de la configuración nuclear 14 [6].

Puede observarse que, para las diversas posiciones de crítico, el único porcentaje de extracción que varía corresponde al de la BC1, entre el 31,1% y 31,5%. Los valores de reactividad fluctúan entre los 75 (± 26) pcm y 188 (± 37) pcm, respectivamente. No se precisan incertidumbres experimentales acerca de esta dispersión de valores de posición de crítico para la BC1., pero en estas 4 puestas a crítico se obtuvieron 4 posiciones diferentes de crítico con la misma barra BC1, en el mismo día.

Tabla 2. Valores de reactividad en estado crítico para la configuración 14 del RP-10.

RP10 Configuración N ^o 14						
% de extracción – posiciones de crítico						
1	BS1	BS2	BS3	BC1	BC2	BCF
2	100	100	100	31,5	0	100
3	100	100	100	31,4	0	100
4	100	100	100	31,2	0	100
5	100	100	100	31,1	0	100

Tabla 3. Valores calculados con MCNP4B para cada una de las posiciones de la tabla 1.

Posiciones de crítico	MCNP4B [3]
ρ ($\pm \Delta\rho$) pcm	
1	188 (± 37) pcm
2	136 (± 26) pcm
3	139 (± 25) pcm
4	75 (± 26) pcm

En la Figura 3 y 4 se presentan las fluctuaciones en el cálculo del Keff, para el exceso de reactividad y fluctuaciones para posición de crítico de la tabla 2, observadas durante la simulación.

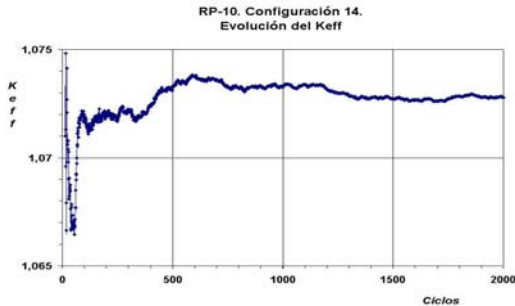


Figura 3. Variación del valor del Keff como función del número de ciclos, para la simulación del exceso de reactividad de la Configuración 14 del RP-10.

Se observan grandes fluctuaciones en el valor del Keff durante los primeros ciclos. Esto se debe a que se está conformando la distribución espacial de la fuente y, el número de ciclos evaluados hasta ese momento es insuficiente para realizar una estadística confiable. Posteriormente se hace notoria la convergencia del Keff a los valores señalados en las Tablas 1 y 3.

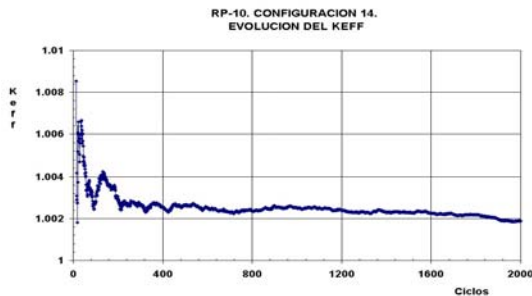


Figura 4. Variación del valor del Keff como función del número de ciclos, para la simulación de la posición experimental de crítico de la Configuración 14 del RP-10.

5. Conclusiones

1. El valor experimental del exceso de reactividad, obtenido indirectamente de la calibración de barras de control y seguridad, y que equivale a 6790 pcm, cae dentro de las evaluaciones teóricas del exceso de reactividad de MCNP4B que da como resultado 6770 (± 37) pcm. Esto nos permite validar que el modelo de cálculo teórico empleado es el más correcto diseñado para el RP10.

2. De la simulación de las posiciones de crítico experimental dadas en la tabla 2 se obtienen valores para el Keff entre 1.00075 (± 0.00026) y 1.000188 (± 0.00025). Lo que equivale a un exceso de reactividad entre los 75 (± 26) pcm y 188 (± 37) pcm. Con un mayor número de posiciones de crítico se tendrá una mejor estadística. Otra fuente de error está en la composición de las barras de control (análisis de sensibilidad en impurezas), barras de seguridad, barra fina y estructuras anexas asociadas.
3. Con fines de lograr mayor precisión y exactitud, es necesario conocer y hacer ingresar en el modelo de cálculo aquellos factores experimentales de perturbación que provocan la dispersión de valores en la posición de crítico de la barra BC1.

6. Referencias

- (1) Gerardo Lázaro, Fernando Parreño, Mariano Vela. Datos para la modelación del RP-0; Progress Report #1, Proyecto ARCAL XLIV. Julio 2000.
- (2) Gerardo Lázaro M., Fernando Parreño, Mariano Vela. Simulación con el código MCNP4B del Reactor RP-0 en su configuración N° 6; Progress Report #2, Proyecto ARCAL XLIV. Agosto 2000.
- (3) J. Briesmeister. MCNP. Monte Carlo N-Particle transport Code System. CCC-660; Oak Ridge National Laboratory.
- (4) Planos de los ECN, ECC, RG, RB; PL-01425/81f ; PL-01440/82
- (5) Planillas de calibración de barras de control del RP-10. Diciembre 1988.
- (6) M. Higa, M. Madariga. Análisis por cálculo de las experiencias físicas de la puesta en servicio del reactor peruano: RP-10. CNEA, 1988.

SIMULACIÓN DE UN EXPERIMENTO PARA MEDIR LA DISTRIBUCIÓN DE LA ENERGÍA CINÉTICA DE FISIÓN INDUCIDA POR NEUTRONES TÉRMICOS DEL U-235*

E. Saettone ⁽¹⁾; M. Montoya ⁽²⁾ mmontoya@ipen.gob.pe

(1) Universidad Nacional de Ingeniería

(2) Instituto Peruano de Energía Nuclear – IPEN / Lima, Perú

Uno de los datos necesarios para el estudio del proceso de fisión de núcleos actínidos es la configuración de los fragmentos en momento de la escisión. Esta configuración corresponde a un determinado valor de Energía coulombiana, la que se convierte en energía cinética de los fragmentos primarios (antes de la emisión de neutrones). Sin embargo, lo que se mide corresponde a fragmentos secundarios (después de la emisión de neutrones).

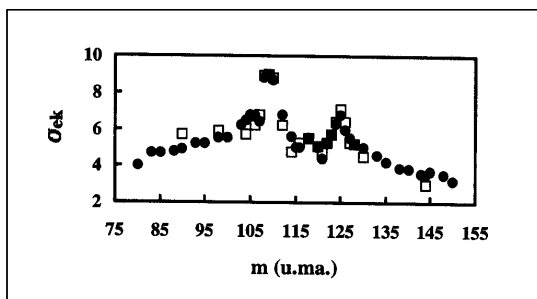


Figura 1. Varianza de la distribución de la distribución de energía cinética (σ_{ek}) en función de la masa secundaria (m): experimental (\square) y simulación (\bullet).

R. Bristol *et al.* [1] midieron la distribución de energía cinética de los fragmentos de fisión del U-235 inducida por neutrones térmicos con el espectrómetro LOHENGRIN de Grenoble. Ellos obtuvieron la varianza de la distribución de energía (σ_{ek}) con un pico en torno a $m = 110$, el que fue reproducido por la simulación del experimento. Como resultado de esa simulación quedó establecido que dicho pico es debido a la emisión de neutrones y la rápida variación de rendimiento en función de la masa en esa región.

D. Belfafaf *et al.* [2] repitieron el experimento, obteniendo otro pico de (σ_{ek}) en torno a $m = 125$. En contraste con los resultados para $m = 110$, la simulación no parecía reproducir el pico para $m = 125$.

En este trabajo se logra reproducir, por el método de simulación Monte Carlo, el pico para $m = 125$, lo que demuestra que también se debe a la emisión de neutrones. (Fig. 1).

En conclusión, se observa que es imposible obtener una distribución de energía cinética de fragmentos primarios (antes de la emisión de neutrones) dado que esta emisión distorsiona esos datos. En ese sentido, la simulación Monte Carlo puede ayudar a remontar a los valores de los fragmentos primarios, lo que es valioso para comprender el fenómeno de fisión.

REFERENCIAS

- [1]. Brissot, R., *et al.*; Proc. Symp. Physics and Chemistry of Fission, v. II. IAEA, Vienna, 1980, p. 99-108.
- [2]. Belhafaf, D., *et al.*; Z. Phys., A309, 253, 1983.

(*)El trabajo corresponde a la tesis de Licenciado en Física, sustentado por E. Saettone. UNI, 1998.

CARACTERIZACIÓN EN ENERGÍA DE UN HAZ DE NEUTRONES TÉRMICOS POR DIFRACCIÓN

Munive M. ⁽¹⁾ mmunive@ipen.gob.pe; Ravello Y. ⁽²⁾ yravello@ipen.gob.pe

(1) Facultad de Ciencias de la Universidad Nacional de Ingeniería / Lima, Perú

(2) Departamento de Física – IPEN / Lima, Perú

Resumen

Se ha obtenido el espectro en energía de uno de los haces de neutrones del reactor nuclear del Perú RP-10, por difracción en un cristal de cobre orientado en los planos (200). El espectro obtenido se ajusta bien a la distribución de Maxwell en la región térmica.

1. Introducción

El reactor nuclear del Perú RP-10 cuenta entre sus múltiples sistemas de irradiación con haces de neutrones, los cuales serán destinados para la implementación de sistemas de análisis para la caracterización de materiales. Actualmente se ha implementado la técnica de radiografía con neutrones, técnica de ensayo no destructivo para la inspección de defectos en materiales ligeros, y el siguiente paso es la instalación de un difractómetro de neutrones para el análisis de muestras en polvo.

Como primera etapa de dicha instalación se tiene el acondicionamiento y la caracterización del haz de neutrones a utilizar. Se optó por emplear el método de difracción de neutrones para obtener el espectro en energía (apoyada con el de cálculo de temperatura neutrónica) [1], con el fin de ir ganando experiencia en lo que respecta al colimado, y toma de datos.

2. Implementación de la técnica

Blindaje y Colimación del Haz

Los conductos de irradiación No. 2 y 4 del RP-10 son los que han sido empleados para su caracterización por el método de difracción. El flujo de neutrones en el conducto No. 2 es de $1.2 \times 10^8 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ a 8.5 MW y en el conducto No. 4, de $6.5 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ a 7 MW. En ambos conductos se instalaron blindajes adecuados que cumplan los requisitos exigidos por las normas de radioprotección existentes.

El colimado del haz incidente al cristal, se realiza empleando discos de plomo y parafina, cubiertos con polietileno borado. Para la alineación se usa un teodolito. El soporte del cristal es de aluminio y esta instalada en una mesa giratoria graduada.

Método de Difracción

La caracterización del haz de neutrones, se obtuvo por el método del cristal rotante. El intervalo de giro del cristal fue de 8° a 55° (theta, ángulo de incidencia), esto debido a las limitaciones impuestas por el blindaje empleado.

Una de las caras del cristal monocromador de cobre, presenta un plano cristalino preferencial (200) de 7 cm x 3 cm de superficie.

Intensidad de Haz Difractado

Los neutrones que cumplan con la ley de Bragg serán dispersados en un ángulo 2θ por el cristal. Según esta ley, la dependencia de la longitud de onda difractada con respecto al ángulo es $\lambda_0 = 2 \cdot d_{hkl} \sin \theta$, donde d_{hkl} es la separación de los planos del cristal que producen la difracción. La intensidad del haz difractado que satisface la ley de Bragg depende del cuadrado del factor de estructura y del volumen (masa) del cristal [2,3]. En la Figura 1 podemos apreciar el pico del haz difractado por el cristal de cobre.

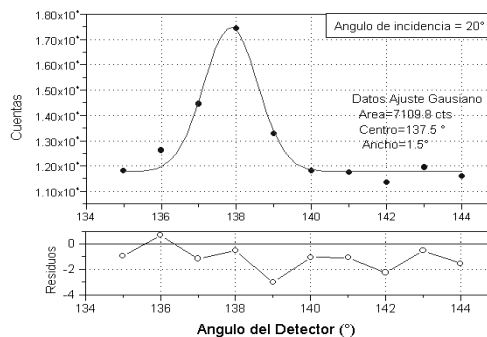


Figura 1. Intensidad de haz dispersado registrado por un detector de neutrones BF₃ conducto de irradiación No. 2 (ángulo de incidencia 20°).

Si asociamos las intensidades del haz dispersado con la longitud de onda de los neutrones de dicha difracción se logrará una distribución en longitud de onda de él haz de neutrones [4], la cual es la meta de dicha experiencia (Figura 2).

Las condiciones experimentales, así como los resultados del proceso de caracterización, se resumen en la Tabla 1, en esta se detalla el rango energético del haz tratado y la energía mas representativa del mismo.

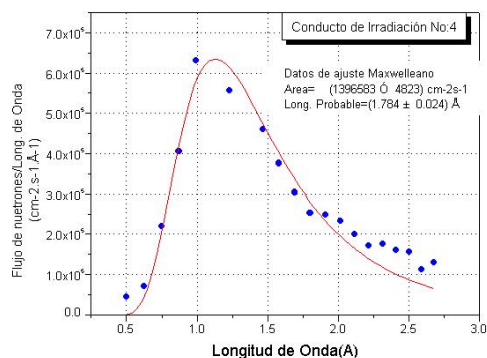


Figura 2. Distribución en longitud de onda del haz de neutrones emergente del conducto de irradiación No. 4.

Tabla 1. Condiciones y resultados de la experiencias en los conductos de irradiación No. 2 y No 4.

Conducto de Irradiación	No. 2	No. 4
Flujo de Neutrones Máximo	$1.2 \times 10^8 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$	$6.5 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$
Monocromador	Cobre (200)	Cobre (200)
Dimensiones del monocromador	7 cm x 3 cm x 0.7 cm	7 cm x 3 cm x 0.7 cm
Detector	Trifloruro de boro	Trifloruro de boro
Rango angular 2*theta	16° - 110°	13° - 98°
Tipo de distribución asociada a los datos experimentales	Maxwelleana	Maxwelleana
Rango de la distribución energética del haz de neutrones	9.4 meV-- 94 meV	11.4 meV-- 324.1 meV
Energía máxima del haz de neutrones por la distribución establecida	67.6 meV	64.0 meV

3. Conclusiones

- El espectro en longitud de onda obtenido para cada conducto de irradiación es propio del rango energético térmico, esto debido a que la difracción de neutrones solo se logra con neutrones térmicos, de que el ajuste de datos Maxwelleana.
- Se logró obtener un espectro energético y valores de energía máxima en un haz de neutrones emergentes de los conductos de irradiación del reactor nuclear RP-10. Tabla 1.
- La experiencia ganada en este ensayo nos servirá en la próxima instalación del difractómetro de neutrones en la sala experimental del reactor RP-10 del Perú.

4. Referencias

- [1] Beckurts, K., Neutron Physics, Springer-Verlag, New York 1964.
- [2] Bacon, G.E. Neutron Diffraction, 2da edición Oxford at the Clarendon Press 1962.
- [3] Delapalme A., Introduction To Elastic Neutron Diffraction, Peruvian Winter School, 1983.
- [4] Parente C R., Difracao Múltipla de Néutrons em Cristal de Alumínio, Instituto de Física Universidad de Sao Paulo, Sao Paulo 1972.

GENERACIÓN DE PULSOS NEUTRÓNICOS MONOCROMÁTICOS

Munive M. ⁽¹⁾ mmunive@ipen.gob.pe

(1) Departamento de Física – IPEN / Lima, Perú

Resumen

La generación de pulsos de neutrones monocromáticos se realizó en el conducto de irradiación No. 2 del reactor nuclear RP-10. Esta experiencia se logró mediante la combinación de dos técnicas: difracción de neutrones y el tiempo de vuelo (TOF). Mediante difracción de neutrones sobre un cristal de cobre se selecciona un haz de neutrones monocromáticos con longitud de onda de 1.25 Å, siendo analizado el haz dispersado con el espectrómetro TOF, el cual registra un pico de dispersión en 1.236 Å con un ancho de pico de 0.604 Å. La aproximación de medida es menor al 1%.

1. Introducción

Una vez detallado el rango energético en los conductos de irradiación, se debe seleccionar la región de mayor contribución; es decir, seleccionar una pequeña región energética con la cual se puede lograr una aplicación de análisis con neutrones, para ello se optó por lograr generar pulsos de neutrones con energías establecidas usando como instrumento una combinación de los equipos de difracción y tiempo de vuelo.

Los neutrones monocromáticos serían seleccionadas por la difracción de neutrones en un cristal monocromador de cobre, y luego este haz dispersado analizado en energía por medio del espectrómetro por tiempo de vuelo, lo que lograría al final sería registrar un espectro de haz dispersado con un rango de energía establecido por el ángulo de incidencia sobre el cristal monocromador y avalada por el espectrómetro TOF.

El desarrollo de la experiencia nos podría dar la base para un nuevo equipo de análisis de muestras por medio de haz de neutrones monocromáticos.

Instalación del instrumental

Las pruebas del equipo de pulsos de neutrones monocromáticos se instaló a la salida del conducto de irradiación 02, en el cual se ha mejorado el blindaje, paredes y techo ya que los trabajos se realizarán a la mayor potencia térmica del reactor RP-10. A la salida del conducto de irradiación se implementó un sistema de colimación cilíndrica con un ángulo de divergencia menor a 5' de grado. Para bajar el fondo de radiación gamma se establece un recinto de paredes de plomo de 10 cm de espesor, siendo la 0.8 cm de diámetro la salida del colimador (Figura 1).

A 47 cm de la parte final del colimador cilíndrico se coloca el goniómetro con porta muestra de aluminio que sostiene al cristal de cobre (Cu (200)) a ser usado como monocromador, el ángulo que se usó en esta prueba fue de 20°.

A 88 cm de cristal en la dirección de 40 ° en relación al eje del haz de neutrones, se coloca el Chopper o generador de pulsos [1], el cual posee un período de generación de pulsos de 26 ms; los agujeros del Chopper están alineados en el eje imaginario de dispersión abierto 40° del eje del haz. Cabe resaltar que todo está alineado a una altura de 1300 mm del piso de la sala experimental del reactor.

La longitud de vuelo es de 365 cm, esta es la distancia entre Chopper y el detector, en la dirección del eje imaginario de dispersión se empleó dos detectores de ³He, los cuales están conectados a la cadena de medición y al sistema MCS, estableciendo 512 canales y un ancho de canal de 10 μs.

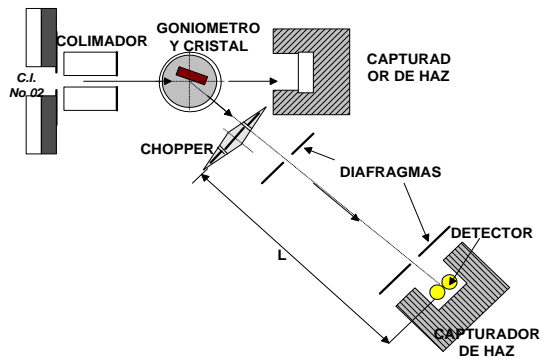


Figura 1. Esquema del generador de pulsos monocromáticos instalado en el conducto de irradiación No. 02 del reactor RP-10.

2. Resultados

El ángulo seleccionado para las pruebas es de 20° , este valor se obtuvo de las referencias de difracción en el mismo conducto el cual detallan que el haz más intenso de neutrones dispersados está entre 20° y 30° de ángulo de dispersión [2]. Por ello la longitud de onda seleccionada por el cristal es de 1.25 \AA . El espectro a recolectar debe registrar tal valor como pico (Figura 2).

Según el ajuste el espectro registrado, se tiene que el pico posee su centro en 1.236 \AA , con ancho de 0.604 \AA . Lo cual nos da un error de aproximación entre ambos valores de 0.99% , registrando valores muy próximos.

Datos de ajuste de espectro

Figura 2

Ajuste Lorentz del pico de dispersión

Centro = $1.236 \text{ \AA} \pm 0.006 \text{ \AA}$

Ancho = $0.604 \text{ \AA} \pm 0.017 \text{ \AA}$

3. Conclusiones

- Se logró el registro de un haz de neutrones monocromático con error menor al 1% , pero se presenta gran deficiencia en la resolución del haz de neutrones dispersados.
- El ancho del pico del haz dispersado no es apropiado, esto se debería a la múltiple dispersión de neutrones, efecto de los dominios que posee el cristal monocromador y no al sistema de registro ya que el sistema TOF podría registrar resoluciones menores a 0.025 \AA .

4. Referencias

- [1]. M. Munive. Espectrómetro por Tiempo de Vuelo, Informe Técnico MMS-001, Dpto. de Física IPEN, Lima 2000.
- [2]. M. Munive. Caracterización en Energía de un haz de neutrones Térmicos, Tesis de Grado, Dpto. de Física IPEN, Lima 1999

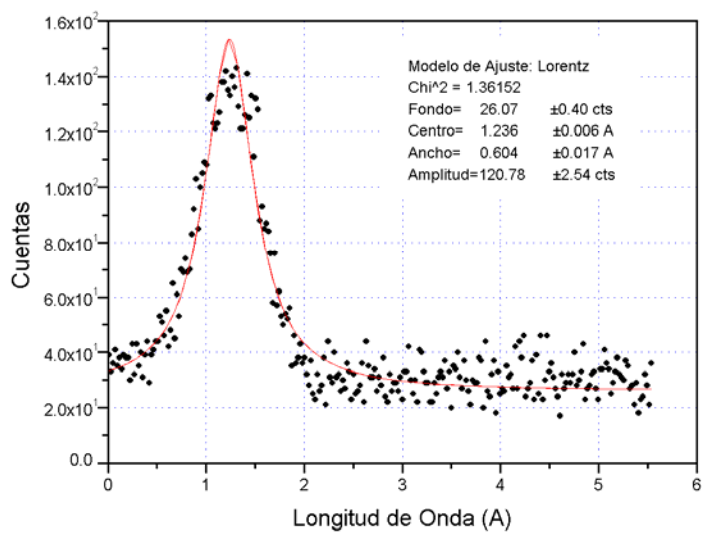


Figura 2. Espectro en longitud de onda obtenido mediante TOF, se aprecia el pico de dispersión originada en una difracción de cristal de cobre y el ajuste Lorentziano.

VARIACIÓN DE RAZÓN DE CADMIO Y FLUJO NEUTRÓNICO EN PRESENCIA DE ESPEORES DE BISMUTO EN LA FACILIDAD DE NEUTROGRAFÍA DEL REACTOR RP-10

Munive M. ⁽¹⁾ mmunive@ipen.gob.pe; Ticllacuri M. ⁽¹⁾ mticllacuri@ipen.gob.pe

(1) *Facultad de Ciencias de la Universidad Nacional de Ingeniería / Lima, Perú*
(2) *Departamento de Física – IPEN / Lima, Perú*

Resumen

La presencia de la radiación gamma, como acompañante del haz neutrónico en los conductos de radiación del reactor RP-10, es inevitable e influye siempre que un sistema de registro sea sensible a dicha radiación. El uso de bismuto como atenuador y blindaje de la radiación gamma es el más común, pero su presencia alterará al haz neutrónico. Esta alteración se midió colocando filtros de bismuto en uno de los conductos de radiación del reactor nuclear RP-10 y se realizó la medición del flujo de neutrones térmicos y epitérmicos por medio de activación de hojuelas. Las experiencias se realizaron en el conducto de irradiación No. 4 usando filtros de 2.5 cm de espesor, siendo la depresión de flujo registrada de $6.7 \times 10^5 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ por 1 cm de bismuto para neutrones térmicos y $9.18 \times 10^3 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ por 1 cm de bismuto para neutrones epitérmicos.

1. Introducción

Los neutrones al no poseer carga no sensibilizan las películas fotográficas y es por ello que la obtención de una radiografía con neutrones, llamada neutrografía, requiere un medio convertidor capaz de transformar la radiación neutrónica en una radiación que sensibilice a la película fotográfica. Existen dos métodos de obtener neutrografía, el método directo y el indirecto, en el método directo se irradia simultáneamente la muestra, la película y el convertidor que hace el papel de un centellador de radiación que sensibiliza a la película, al exponer la películas al haz de neutrones la película será afectada por la radiación gamma que acompaña al haz neutrónico, lo que nos lleva a mejorar el filtrado para esta radiación. Pero los filtros gamma no solo atenuarán a los fotones si también alterarán el flujo de neutrones, en la medida que se logre bajar la tasa de fotones gamma sin alterar al flujo de neutrones, se logrará una buena condición de trabajo para la neutrografía de método directo.

2. Consideraciones Teóricas

El método utilizado para la determinación del flujo neutrónico consiste en la activación de monitores usando la reacción (n, γ) , tales monitores se les conoce como hojuelas que son de un material que posea sección eficaz de captura neutrónica alta.

Generalmente, en un haz de neutrones provenientes de un reactor, poseen un amplio rango energético, entre los que se puede clasificar según su energía en neutrones térmicos, epitérmicos y rápidos y solo los dos primeros de la clasificación contribuyen a la reacción de captura usada en activación por neutrones.

La técnica para medir flujo de neutrones por medio de activación de hojuelas usa un artificio en la que se usa dos hojuelas del mismo material y de masa muy similares, una de estas hojuelas se coloca en un cobertor de cadmio, esto hará activa a la hojuela solo por neutrones epitérmicos, mientras la otra será activada por los dos contribuyentes energéticos. Luego por medio de una cadena de medición gamma se registrará la actividad de ambas hojuelas y usando ciertos convenios se logra obtener el flujo de neutrones térmico y epitérmico que activaron las hojuelas. Entre tales convenios tenemos dos tipos.

Convenio Usual. - La actividad se encuentra una relación directa con flujo neutrónico, pero las dos hojuelas no reciben flujo de neutrones con rangos energéticos iguales así el flujo térmico y epitérmico se detalla como

$$\phi_{th} = \frac{A_{sinCd}(1 - 1/R_{Cd})}{\sigma_{th} \cdot N_1 \cdot I_o}$$

$$\phi_{epi} = \frac{A_{conCd}}{S \cdot N_2 \cdot I_o}$$

Donde ϕ_{th} flujo térmico, ϕ_{epi} flujo epitérmico, S factor de saturación (depende del tiempo de irradiación, tiempo de espera y

de medida), N_1, N_2 numero de átomos en cada hojuela, σ_{th} sección eficaz de captura para neutrones térmicos, I_0 Sección eficaz de captura para neutrones epitérmicos (Integral de resonancia) [1].

Convenio Westcott.- en este convenio se define sección eficaz efectiva que poseerá una definición dependiendo del rango energético de haz de neutrones incidente $\sigma = \sigma_0(g + rs)$, donde σ_0 es la sección eficaz para neutrones de velocidad del orden de 2200 ms^{-1} , g , s y r son parámetros que definen si el detector sigue o no la ley de $1/v$, la corrección de esta sección eficaz en regiones epitérmicas y relación de las condiciones de experimentación [2]. Con esta consideración el flujo térmico y epitérmico quedara detalla como.

$$\phi = \frac{A_i}{S \cdot N_i G \sigma}$$

$$F_{th} = \left(\frac{4T}{\pi \cdot T_0} \right)^{1/2} \left(1 - \frac{4r}{(\pi\mu)^{1/2}} \right) \phi$$

$$F_{epi} = \left(\frac{4T}{\pi \cdot T_0} \right)^{1/2} (\ln(E_f / \mu \cdot E_T)) \cdot r \cdot \phi$$

Donde F_{th} , F_{epi} , Φ flujo de neutrones, flujo térmico y flujo epitérmico respectivamente, A_i actividad de la hojuela irradiada sea libre o con cubierta de cadmio, S factor de saturación, G factor de Corrección de depresión de flujo, $\sigma(v)$ sección eficaz de captura, T temperatura de trabajo del reactor, T_0 temperatura ambiente, μ constante intersolapamiento típico de reactores ($\mu = 4.5$), E_f energía de corte de cadmio, depende del espesor de la cubierta de cadmio, E_T Energía mas probable para neutrones térmicos.[3]

Tabla 1. Resultados del cálculo de flujo neutrónico en función de espesor de bismuto, realizados para cada tipo de hojuela usada.

No. Discos de Bismuto	Hojuela de Oro				Hojuela de Indio			
	Flujo Térmico ($\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$) $\times 10^6$	Flujo epitérmico ($\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$) $\times 10^4$	Flujo Total ($\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$) $\times 10^6$	Razón de Cadmio	Flujo Térmico ($\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$) $\times 10^6$	Flujo epitérmico ($\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$) $\times 10^4$	Flujo Total ($\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$) $\times 10^6$	Razón de Cadmio
0	5.13	8.22	5.21	4.99	7.33	7.95	7.41	8.16
1	3.13	4.91	3.18	5.08	4.67	4.78	4.75	8.59
2	2.19	3.10	2.22	5.47	3.19	3.09	3.22	9.01
3	1.55	2.10	1.54	5.73	2.19	2.00	2.21	9.52
4	1.12	1.75	1.14	5.16	1.62	1.77	1.64	8.11

3. Proceso Experimental

Las hojuelas usadas para medir flujo de neutrones por la técnica de activación fueron oro e indio (^{198}Au , ^{116}In), que al interactuar con los neutrones emiten fotones gamma de 411.9 keV y 416.9 keV respectivamente, siendo registrados dichos espectros gamma mediante una cadena de medición gamma con un detector de germanio hiperpuro y el sistema de registro S100.

En cuanto a los filtros de bismuto estos son discos de 22.9cm de diámetro y 2.54 cm de espesor llegando a usar cuatro de estos discos, por experiencias anteriores se sabe que por cada 2.5 cm de espesor de bismuto la dosis gamma decrece aun cuarto de su valor precedente. La potencia térmica del reactor en esta experiencia fue de 7.0 MW, con irradiaciones de dos horas para cada conjunto de hojuelas. Por cada espesor de bismuto se irradia cuatro hojuelas dos de oro y dos de indio, de cada par una esta en cubierta de cadmio.

Los resultados de este trabajo se presentan en la Tabla 1, resultados se lograron mediante el cálculo de convenio usual. De los resultados tabulados podemos detallar que la depresión de flujo de neutrones debido a filtros de bismuto esta por el orden de $6.8 \times 10^5 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ por 1cm de bismuto en flujo total y que distribuyen en $6.7 \times 10^5 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ por 1cm de bismuto para neutrones térmicos y $9.18 \times 10^3 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ por 1cm de bismuto para neutrones epitérmicos, resultados promediados de los datos obtenidos para cada tipo de hojuela irradiada.

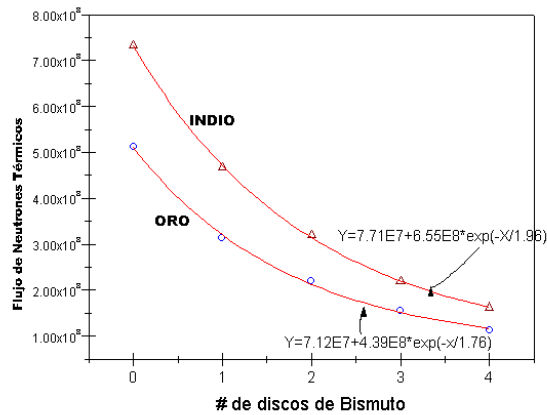


Figura 1. Variación de flujo neutrónico térmico en razón a discos de bismuto.

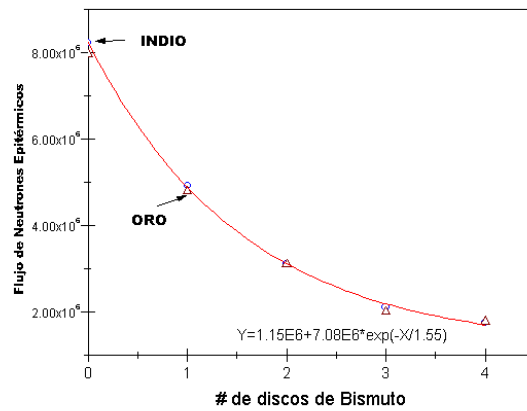


Figura 2. Variación de flujo neutrónico epitérmico en razón a discos de bismuto.

4. Conclusiones

- Los resultados nos dan la certeza de que el flujo neutrónico se ve alterado o disminuido por la presencia de los espesores de bismuto, no solo se logra disminuir los fotones gammas con eficiencia sino que también el bismuto hace descender el flujo de neutrones en $6.8 \times 10^5 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ por 1cm de bismuto en flujo total de neutrones.
- En cuanto a la razón de cadmio, en la Tabla 1 se aprecia que en la hojuela de oro es menor que en la del indio esto debido a la eficiencia de cada monitor, pero además se aprecia el mismo comportamiento en cada uno de ellos, tomando un valor máximo en 3 discos de bismuto, siendo estos resultados fuente para nuevos trabajos de investigación.
- Estos registros ayudaron a establecer que la mejor condición de trabajo para obtener películas con contraste aceptable por la

técnica de Neurografía es trabajar con tres discos de bismuto para así disminuir la influencia de los fotones gammas al mínimo y teniendo una depresión de flujo neutrónico de $5.18 \times 10^6 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$.

5. Referencias

- [1] Alcalá Ruiz. Notas Sobre Medidas de Flujo Neutrónico, Junta de Energía Nuclear. Madrid, 1984.
- [2] K. Beckurtz-Wirtz, Neutrón Physics, Springer-Verlag 1964.
- [3] Westcott; W. Walker: Effective cross sections and Cadmiun, Ratios for the Nuetron Spectra of Thermal Reactors. Geneva 1958, vol.16.

OBTENCIÓN DE PATRONES DE LAUE DE UN CRISTAL DE COBRE POR EL MÉTODO DE BACKSCATTERING

Ticllacuri M. ⁽¹⁾ mticllacuri@ipen.gob.pe; Ravello Y. ⁽¹⁾ yravello@ipen.gob.pe;
Munive M. ⁽¹⁾ mmunive@ipen.gob.pe; Valdivia H. ⁽²⁾

⁽¹⁾ Departamento de Física – IPEN / Lima, Perú

⁽²⁾ Facultad de Ciencias de la Universidad Nacional de Ingeniería / Lima, Perú

Resumen

Se obtuvieron los patrones de difracción de neutrones vía el método de Laue de un cristal de cobre usando las técnicas directa e indirecta de neutrografía. A diferencia del método convencional de difracción por transmisión, fueron registrados neutrones retrodispersados que también satisfacen la relación de Bragg.

1. Introducción

Cuando un neutrón se mueve con una energía dentro del rango térmico, este pone de manifiesto sus propiedades ondulatorias a través de su longitud de onda asociada dada por la relación de De Broglie,

$$\lambda = \frac{h}{p} = \frac{h}{m v} \quad (1)$$

siendo m la masa del neutrón, v su velocidad y h la constante de Planck.

En condiciones de temperatura ambiente (273 K) y teniendo en cuenta la distribución de Maxwell para neutrones térmicos, la velocidad promedio de los neutrones es de 2200 m s^{-1} .

Haciendo uso de este resultado y usando la expresión (1), la longitud de onda asociada a este neutrón resulta ser 1.798 \AA , y con este valor, fácilmente puede producir el fenómeno de difracción cuando incide a un cristal cuyos átomos están regularmente espaciados a distancias del orden de 1 \AA a 5 \AA .

La dirección de los neutrones difractados podrán encontrarse por medio de la relación de Bragg dada según:

$$2 d \sin \theta = n \lambda \quad (2)$$

siendo θ el ángulo de incidencia con respecto a la superficie del cristal y n un número natural que da información del orden de la difracción.

Fundamento

El cristal de cobre tiene como red de Bravais la red cúbica centrada en las caras, siendo su parámetro de red igual a 3.61 \AA . Por otro lado, su red recíproca es cúbica de cuerpo centrado cuyo parámetro de red es 1.75 \AA^{-1} .

Teniendo en cuenta las posiciones de los átomos dentro de la celda unitaria del cristal y

sus correspondientes vectores primitivos en la red recíproca para este cristal, el factor de estructura para una reflexión $(h k l)$ se reduce a lo siguiente:

$$F(hkl) = \begin{cases} 4 J & , \text{ si } h,k,l \text{ son todos pares o impares} \\ 0 & , \text{ si } h,k,l \text{ en otros casos} \end{cases}$$

donde J es el factor de forma atómico

2. Proceso Experimental

Como primera parte de esta experiencia se obtuvo el espectro de neutrones térmicos utilizando el espectrómetro de tiempo de vuelo (TOF). Los neutrones emergentes de la facilidad de irradiación utilizada tienen un rango de longitudes de onda comprendidos entre 0.957 \AA y 1.629 \AA . Este es el resultado más saltante de esta primera etapa de la experiencia.

De acuerdo a este rango disponible, se tiene la certeza de que el haz de neutrones con que se cuenta, más el importante flujo de $10^8 \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ y la adecuada colimación del haz, fue posible cumplir con los objetivos esperados.

La Figura 1 muestra un bosquejo del sistema establecido en esta experiencia. Del sistema de colimación se tiene un haz emergente de 0.8 cm de diámetro el cual impactará sobre la superficie del cristal de cobre ya sea normalmente o con un ángulo dado por alguna rotación que este haya tenido alrededor de su eje perpendicular a la dirección del haz de neutrones.

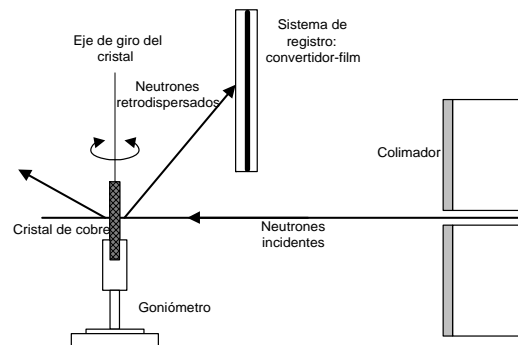


Figura 1. Bosquejo del arreglo experimental para el registro de los patrones de Laue.

La Figura 2 muestra un diagrama geométrico donde se indica la posición del spot y los parámetros que se tienen en cuenta en las tablas de resultados.

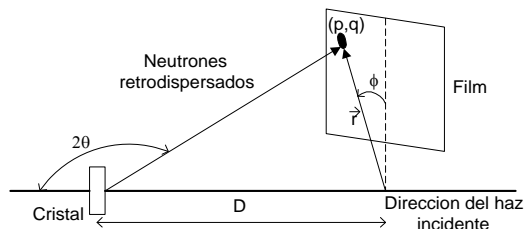


Figura 2. Ubicación de un spot y los parámetros geométricos que lo caracterizan.

3. Resultados

La Figura 3 muestra una réplica de los patrones obtenidos en películas fotográficas. En todos los casos, la distancia sistema de registro – cristal fue de 4 cm (D).

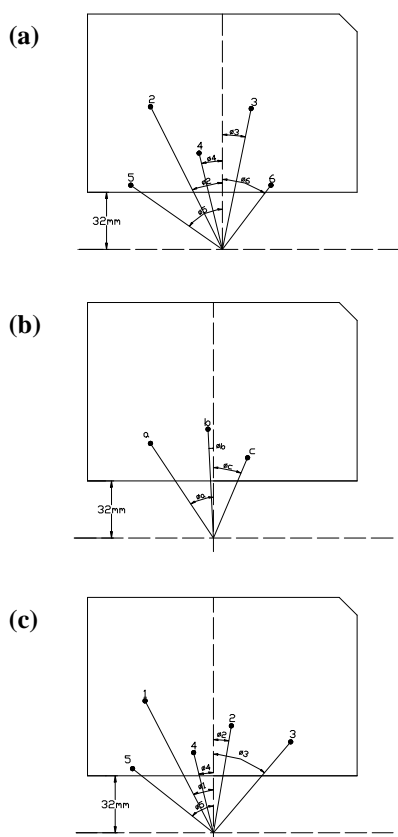


Figura 3. Réplica de los patrones de difracción obtenidos (a) cuando el haz incide normalmente a la superficie del cristal, (b) cuando el cristal gira 5° en sentido horario alrededor de su eje perpendicular al haz y (c) cuando el cristal gira 5° en sentido antihorario respecto al mismo eje mencionado en (b).

En las Tablas 1,2 y 3 se presentan resultados de las situaciones descritas en la figura 3.

Tabla 1. Resultado de la difracción del haz de neutrones que incide normalmente a la superficie del cristal.

Spot*	(p, q)	r, cm	r/D	2θ, °	φ, °	hkl
2	(4.0,8.0)	8.94	2.2	114.09	26.57	5 1
3	(1.6,7.9)	8.06	4	116.39	11.45	3
4	(1.3,5.4)	5.55	2.0	125.76	13.54	5 1
5	(5.1,3.6)	6.24	2	122.65	54.78	3
6	(2.7,3.6)	4.50	1.3	131.63	36.87	4 0
			9			2
			1.5			4 0
			6			2
			1.1			6 2
			3			2

Tabla 2. Resultado de la difracción del haz de neutrones que incide en el cristal de cobre que ha girado 5° en sentido horario.

Spot*	(p, q)	r, cm	r/D	2θ, °	φ, °
a	(3.5,5.3)	6.4	1.60	122.01	33.44
b	(0.3,6.1)	6.2	1.55	122.83	2.82
c	(1.9,4.5)	5.0	1.25	128.66	22.89

Tabla 3. Resultado de la difracción del haz de neutrones que incide en el cristal de cobre que ha girado 5° en sentido antihorario.

Spot*	(p, q)	r, cm	r/D	2θ, °	φ, °
1	(3.8,7.4)	8.4	2.10	115.46	27.18
2	(1.0,6.0)	6.1	1.53	123.25	9.46
3	(4.3,5.1)	6.7	1.68	120.84	40.14
4	(1.1,4.5)	4.6	1.15	131.01	13.74
5	(4.5,3.6)	5.9	1.48	124.14	51.34

* La notación es referida de acuerdo a lo registrado en las películas fotográficas.

4. Conclusiones

- El dominio de conceptos como la esfera de Ewald y el factor de estructura para determinar las reflexiones posibles en un cristal, han sido explotados en esta experiencia. Sin estas herramientas no se pudo haber sospechado que los neutrones difractados fácilmente registrables se encontraban detrás del cristal (backscattering).
- La técnica directa de neutrografía es de respuesta rápida pues el cristal es irradiado en simultáneo con el sistema de registro; esto tiene como inconveniente la presencia de radiación gamma que acompaña al haz de neutrones y sensibiliza a la película

fotográfica. Este inconveniente fue superado usando la técnica indirecta donde la radiación gamma queda totalmente ignorada.

- Se pensaba que la dirección del haz incidente estaba en uno de los ejes de simetría del cristal pero no fue así. Al girar el cristal en 5° tanto en sentido horario como antihorario, no fue posible observar una simetría en los patrones tal como se esperaba. Sin embargo, por el arreglo geométrico de los átomos en los cristales, todo hace indicar que el método de Laue tiene como una buena aplicación, la orientación de cristales en sus direcciones de simetría.

5. Referencias

- [1] Ch. Kittel. Introducción a la Física del Estado Sólido, 2^{da} Edición, Editorial Reverte, 1975.
- [2] G.L. Squires. Introduction to the Theory of Thermal Neutron Scattering, 1st Edition, Dover Publication, 1996.
- [3] J.C. Domanus. Practical Neutron Radiography, Kluwer Academic Publishers, 1992.
- [4] L. Azaroff. Elements of X-Ray Crystallography, Mc Graw Hill Book Company, 1968.

USO DEL CÓDIGO MCNP PARA EL TRANSPORTE DE NEUTRONES TÉRMICOS EN LÁMINAS DE PLATA

Ravello Y. ⁽¹⁾ yravello@ipen.gob.pe; Inguance J. ⁽²⁾

⁽¹⁾ Departamento de Física – IPEN / Lima, Perú

⁽²⁾ Facultad de Ciencias Físicas y Matemáticas – Universidad Nacional de Trujillo / Lima, Perú

Resumen

El presente trabajo consistió en usar el código MCNP en la transmisión de neutrones en láminas de plata de espesor variable. Con fines prácticos, se asumió que el haz emergente de neutrones de la Columna Térmica, Posición N° 5 del reactor RP-10 fue puntual y superficial. Los resultados obtenidos muestran que en una aproximación del 99.46 %, ambas suposiciones son similares.

1. Introducción

El código MCNP es un código de Cálculo basado en el método Monte Carlo útil en la simulación para el transporte de partículas tales como neutrón, electrón y fotones.

Las múltiples aplicaciones en su uso hacen que muchos investigadores de las áreas de Física de Reactores, Física Médica y Física Aplicada, la consideren una herramienta indispensable en sus respectivos laboratorios.

El uso correcto del código MCNP se basa en la definición clara y precisa de los siguientes parámetros:

- Geometría del sistema.
- Fuente de radiación a simular.
- Materiales involucrados.

La capacidad de poder dar información de la transmisión de neutrones térmicos en láminas de plata de espesor variable es el principal objetivo de este reporte.

2. Procedimiento Experimental

El arreglo experimental fue muy simple y se representa en la Figura 1.

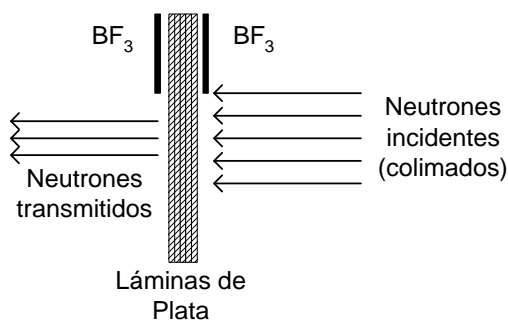


Figura 1. Bosquejo geométrico de la experiencia.

Este arreglo fue establecido en la posición N° 5 de la columna térmica, cuando el reactor operó a 9.5 MW de potencia.

A fin de comparar los resultados de simulación con la experiencia, también se utilizó un detector de BF₃ para determinar las cuentas correspondientes tanto para los neutrones incidentes a las láminas, como para los transmitidos.

3. Resultados

1. Simulación de la transmisión de neutrones considerando que éstos provienen de una fuente puntual.

En el archivo de entrada (input file) para efectuar la, se supuso que el haz de neutrones simulación provenía de una fuente puntual. El “tally” utilizado fue el f1. Los resultados de este proceso se presentan en la Figura 2.

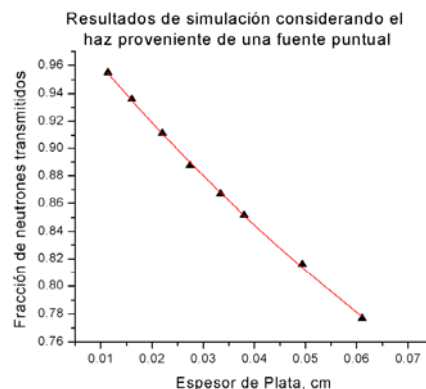


Figura 2. Simulación de la transmisión de neutrones en plata asumiendo que vienen de una fuente puntual.

2. Simulación de la transmisión de neutrones considerando que éstos provienen de una fuente superficial.

En esta ocasión, se supuso que el haz de neutrones provenía de una fuente superficial. Se usó el mismo “tally” que en el caso anterior y los resultados se pueden observar en la Figura 3.

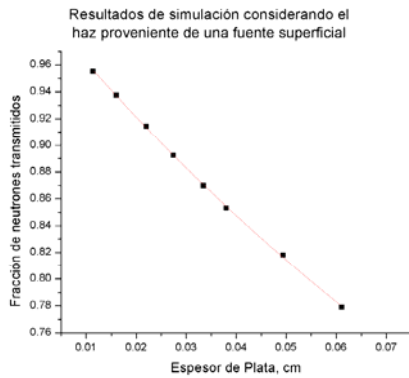


Figura 3. Simulación de la transmisión de neutrones en plata asumiendo que vienen de una fuente superficial.

3. Comparación entre resultados de simulación para caso de fuente puntual y superficial.

Como forma de evaluar las suposiciones asumidas, se compararon los resultados obtenidos en ambos casos; gráficamente puede verse que existe bastante aceptación en los resultados.

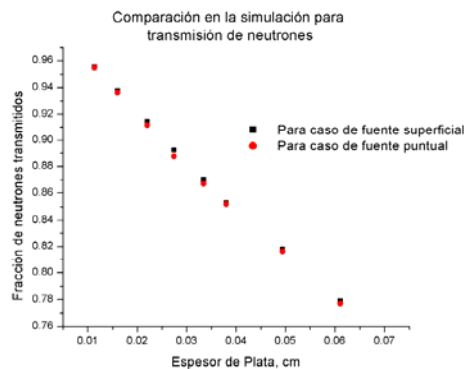


Figura 4. Comparación de la simulación de transmisión de neutrones en plata asumiendo fuente puntual y superficial.

4. Comparación entre simulación y experiencia

La Tabla 1 muestra la concordancia entre la experiencia y la simulación en este trabajo.

Tabla 1. Transmisión de neutrones en plata.

Espesor de Plata, cm	Fracción de neutrones transmitidos de	
	Simulación MCNP	Experiencia
0.011	0.955	0.949
0.016	0.938	0.939
0.022	0.914	0.917
0.027	0.893	0.898
0.033	0.870	0.886
0.038	0.853	0.871
0.049	0.818	0.839
0.061	0.779	0.803

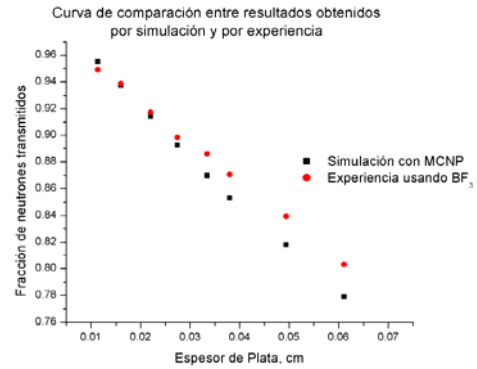


Figura 5. Curva comparativa entre simulación y experiencia en la transmisión de neutrones en espesores de plata.

La experiencia fue llevada a cabo en la comuna térmica, posición N° 5, del reactor RP-10 y a una potencia de operación de 9.5 MW. La transmisión de neutrones en láminas de plata pudo ser medida usando un detector de BF₃.

4. Conclusiones

- En vista que se usó la columna térmica como fuente de neutrones, en realidad se ha hecho una experiencia de transmisión de neutrones térmicos en láminas de plata.
- Con casi el 97 % de aceptación, los resultados entre simulación y experiencia van de la mano. Esto es importante ya que se confirmaría al código MCNP como una buena herramienta para el establecimiento y mejoramiento de blindaje en la sala experimental del reactor RP-10.
- Algunas referencias sugerían el uso de cobre, bronce, oro y plata para determinar temperatura neutrónica; sin embargo, su fácil acceso, su bajo costo, su baja capacidad de activación y su fácil proceso de laminado fueron las razones de su elección.

5. Referencias

[1] J. Briesmeister, MCNP, a General Monte Carlo for Neutron and Photon Transport, Versión 4B, Los Alamos National Laboratory.

[2] I.M. Sobol, Método de Monte Carlo, 2^{da} Edición, Editorial MIR, 1976

[3] J. Lamarsh, Introduction to Nuclear Engineering, 2nd Edition, Addison Wesley Publishing Company, 1983.

USO DEL CONDUCTO RADIAL N° 1 DEL REACTOR RP-10 PARA LA OBTENCIÓN DE PATRONES DE DIFRACCIÓN VÍA EL MÉTODO DE LAUE

Ticllacuri M. ⁽¹⁾ mticllacuri@pen.gob.pe; Ravello Y. ⁽¹⁾ yavello@ipen.gob.pe

(1) Departamento de Física, CN RACSO - IPEN

Resumen

En este trabajo se estableció un sistema de colimación del haz neutrónico emergente del conducto radial N° 1 del reactor RP-10. Asimismo, con operaciones rutinarias de monitoreo, se estableció un sistema de blindaje óptimo para el desarrollo de la experiencia. Como resultado final se consiguió el patrón de difracción vía el método de Laue de un cristal de NaCl usando la técnica indirecta de neutrografía.

1. Fundamento

La principal función de un colimador es contener los neutrones emergentes de una fuente de neutrones y guiarlos hacia el objeto o muestra a impactar.

La idea de concentrar el haz a dimensiones tales que pueda impactar al cristal a analizar, hace que se tenga un procedimiento de alineamiento de haz bastante laborioso.

Para registrar presencia de neutrones, se suele usar frecuentemente películas polaroid o simplemente películas y un medio que sensibilice la película, llamado convertidor.

La técnica directa consiste en irradiar la muestra con el convertidor y la película fotográfica. En esta situación, aunque el tiempo de análisis es sumamente corto, el inconveniente es que existe influencia de la radiación gamma que acompaña al haz neutrónico producto del proceso de fisión en el interior del núcleo.

Por otro lado, la técnica indirecta de neutrografía consiste en irradiar la muestra y el convertidor. Este, al final de la irradiación, adquirirá una actividad debido a los neutrones que atravesaron la muestra y llegaron al convertidor; por ello, en esta técnica queda ignorada la presencia de radiación gamma.

2. Procedimiento experimental

La elección del Conducto Radial N° 1 del RP-10 para el desarrollo de esta experiencia fue su importante flujo neutrónico.

En condiciones de baja potencia, 100 kW, el flujo de neutrones térmico y epitérmico a la salida del conducto resultó ser de $5.39 \times 10^5 \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ y $6.79 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ respectivamente mientras que a potencia, 10 MW, estas cantidades resultaron ser $1.035 \times 10^8 \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ y $6.737 \times 10^5 \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$.

El arreglo experimental presentado en la Figura 1, muestra que en el interior del conducto se han colocado discos huecos concéntricos de plomo y parafina. A la salida del conducto se tiene un haz de 5 cm de diámetro el cual ingresará a la segunda parte del sistema de colimación, externa al conducto. Este sistema configura un haz neutrónico de 0.8 cm de diámetro y es éste quien incide sobre el cristal a inspeccionar.

Todo este sistema debe pasar por un riguroso proceso de alineamiento con respecto al eje del conducto de irradiación.

Fue usado un cristal de NaCl, de estructura cúbica de cara centrada, como muestra para la obtención del patrón de Laue. El parámetro de red de este cristal es de 5.63 Å.

A fin de ignorar la radiación gamma que acompaña al haz neutrónico se usó la técnica indirecta de neutrografía. La irradiación del cristal y el convertidor de disprosio se efectuó por un espacio de 5 h a 8.5 MW. Posterior a este tiempo, se colocó sobre el convertidor activado la película por un tiempo de 2 días.

3. Conclusiones

- La Figura 2 muestra el patrón de Laue del cristal de NaCl obtenido por la técnica indirecta de neutrografía. Cada punto de

este patrón, spot, representa una dirección de neutrones difractados de acuerdo a la relación de Bragg (ref.5).

- Con los resultados obtenidos en esta experiencia, se puede decir que el conducto radial N° 1 está apto para efectuar pruebas de difracción ya que tiene las condiciones de flujo convenientes.
- En adelante, es posible usar este arreglo a fin de estudiar la autenticidad de cristales cedidos o cultivados por otros laboratorios. Además, podría proponerse un trabajo posterior dedicado a estudiar la orientación de cristales a través de sus ejes de simetría.

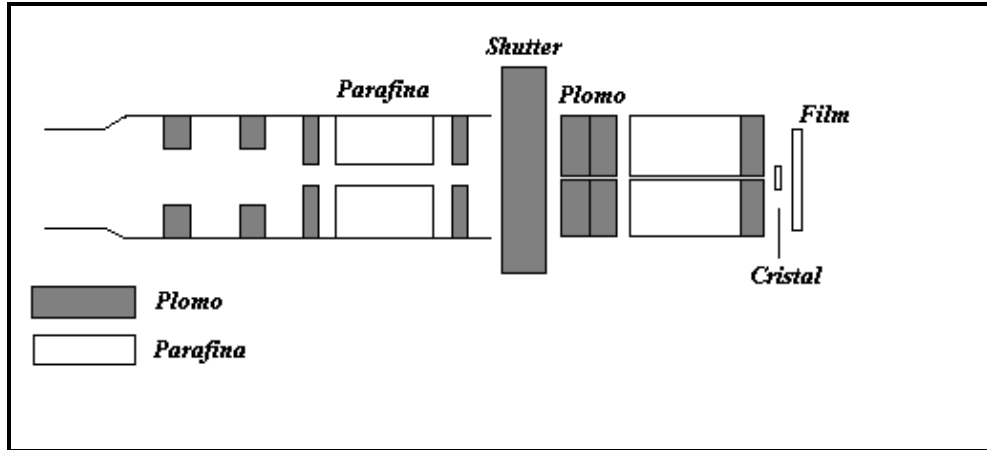


Figura 1. Arreglo experimental establecido en el conducto radial N° 1 del reactor RP-10 para la obtención de patrones de Laue de un cristal.

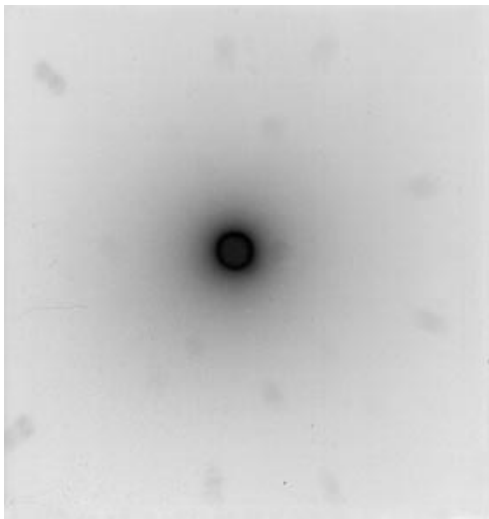


Figura 2. Patrón de Laue del cristal de NaCl usando técnica de neutrografía indirecta.

4. Referencias

- [1] Kittel Ch., Introducción a la Física del Estado Sólido, 2^{da} Edición, Editorial Reverte, 1965.
- [2] H. Berger, Practical Applications of Neutron Radiography and Gaging, ASTM Special Technical Publication 586, 1976.
- [3] J.C. Domanus, Practical Neutron Radiography, Kluwer Academic Publishers, 1992.
- [4] P. Von der Hardt, Neutron Radiography Handbook, D. Reidel Publishing Company, 1981.
- [5] M. Ticlacuri, Crecimiento de monocristales a partir de soluciones acuosas, 1998.

CALIBRACIÓN DE MONITORES DE NEUTRONES CON UNA FUENTE DE AMERICIO-BERILIO

Ravello Y. ⁽¹⁾ yavello@ipen.gob.pe

(1) Departamento de Física – IPEN / Lima, Perú

Resumen

En el presente informe se muestran los resultados de la calibración de cuatro monitores de neutrones tipo SNOOPY, realizado con una fuente de Am-Be de 5 Ci. La calibración de los monitores de neutrones fue realizada en el techo del edificio de Laboratorios Auxiliares del reactor RP-10. Para la calibración se ha tenido en cuenta la dispersión del medio, según las recomendaciones dadas en el Tech. Rep. Series No. 285 [1] y para la estimación de la dosis se ha empleado el código MCNP. Los datos de la fuente (espectro) y de la conversión flujo a dosis han sido tomados del Tech. Rep. Series No. 318 [2].

1. Experimental

Los monitores de neutrones que han sido utilizados y calibrados son:

- Modelo NP2, serie: NP 383201.
- Modelo NP2, serie: NP 885201.
- Modelo NP2, serie: NP 193004.
- Modelo 2202D, serie:

Para determinar la tasa de dosis de la fuente, se ha empleado el código MCNP[3], para lo cual, se ha tenido en cuenta el espectro en energía de una fuente de Am-Be y la conversión de flujo a dosis equivalente, ver [2]. Los cálculos han sido hechos tomando en cuenta la presencia de un piso de concreto y sin ella.

En la Tabla 1 se muestra la variación de la tasa de dosis equivalente en función de la distancia a la fuente sin considerar la presencia del piso.

Para el caso con piso, se ha tomado en cuenta la altura de la fuente con respecto del piso.

En la Tabla 2 se muestran los resultados de la simulación para una distancia fuente-monitor de 50 cm. Las incertidumbres en los valores mostrados en las tablas son menores al 0,1%.

Tabla 1. Variación de la tasa de dosis equivalente con la distancia a la fuente. (Fuente de neutrones: Am-Be de 5 Ci; intensidad de $1,08 \times 10^7 \text{ s}^{-1}$)

Distancia (cm)	Tasa de dosis equivalente (mrem/h)
50	45,8
100	11,5
150	5,1
200	2,9
250	1,8
300	1,3
350	0,9
400	0,7

Tabla 2. Variación de la tasa de dosis equivalente con la altura. (Distancia fuente monitor, 50 cm)

Altura (cm)	Tasa de dosis equivalente (mrem/h)
50	51,0
100	47,8
150	46,6

Con estos datos, y usando la infraestructura disponible, se decidió realizar la calibración de los monitores a una altura de 150 cm. Aunque, el error relativo crece con la distancia fuente monitor, se tendrá en cuenta este aumento al momento de la calibración, ver Tabla 3.

Tabla 3. Variación de la tasa de dosis equivalente con la distancia fuente-monitor, considerando el piso de concreto. (Altura de la fuente y monitor, 150 cm)

Distancia	Tasa de dosis equivalente (mrem/h)	Error relativo %
50	46,4	1,3
100	12,0	4,7
150	5,6	9,2
200	3,3	13,7
250	2,2	18,2
300	1,6	21,2
350	1,2	24,2
400	0,9	25,0

2. Resultados

Los resultados se muestran en la Tabla 4. Las incertidumbres en las distancias son de ± 1 cm.

Tabla 4. Resultados de la calibración de los monitores de neutrones.

NP2, NP 383201		
Distancia (cm)	Escala	Lectura (mr/h)
50	x100	92,5 \pm 4%
150	x10	9,3 \pm 11%
400	x1	1,5 \pm 5%

NP2, NP 885201		
Distancia (cm)	Escala	Lectura (mr/h)
50	x100	60 \pm 4%
150	x10	7 \pm 5%
400	x1	1,4 \pm 5%

2202D		
Distancia (cm)	Escala	Lectura (mr/h)
50	x100	35 \pm 20%
150	x10	4 \pm 35%
300	x1	1,0 \pm 10%

NP2, NP 193004		
Distancia (cm)	Escala	Lectura (mr/h)
50	x100	45 \pm 16%
150	x10	6 \pm 24%
350	x1	1,2 \pm 12%

Para los cálculos de las incertidumbres en las lecturas, se ha tomado el cociente entre el intervalo de variación de la lectura (oscilación de la aguja en la escala) con el valor promedio y multiplicado por 100, así, este valor viene dado en porcentaje.

En algunos casos se han restringido las cuentas en un tiempo determinado y se encontró que la incertidumbre en cuentas es menor al 15%.

3. Referencias

- [1] Guidelines on Calibration of Neutron Measuring Devices, Tech. Report Series No. 285. IAEA, 1998.
- [2] Compendium of Neutron Spectra and Detector Responses for Radiation Protection Purposes, Tech. Report Series No. 318. IAEA, 1990.
- [3] MCNP versión 4B2. 1999. Laboratorio Nacional de Los Alamos, USA.

CARACTERÍSTICAS FÍSICAS DEL GERMANIO A TOMAR EN CUENTA EN EL CÁLCULO DE BLINDAJES PARA LA FACILIDAD DE ANÁLISIS POR GAMMAS INMEDIATOS

Ravello Y. ⁽¹⁾ yavello@ipen.gob.pe

(1) Departamento de Física – IPEN / Lima, Perú

Resumen

Se ha investigado las características físicas del germanio (material del detector gamma) para tener en cuenta durante el diseño del blindaje para la facilidad de gammas inmediatos.

En los reportes sobre análisis de los espectros gamma producidos por captura neutrónica, muestran que un factor importante a tomar en cuenta son los producidos por colisiones inelásticas con el material del detector, que en este caso es el germanio. Estas colisiones a la larga tienden a deteriorar al cristal y por ende la resolución y vida del detector.

Se ha investigado cuales son estas energías que hay que tener en cuenta empleando para ello los gráficos de secciones eficaces que existen en internet y con el código de cálculo MCNP.

Resultados

En la Tabla 1 podemos apreciar los isótopos naturales del germanio.

Tabla 1. Isótopos naturales del germanio.

Isótopo	Masa Atómica (u)	Abundancia (%)
Ge-70	69.92	21.23
Ge-72	71.92	27.66
Ge-73	72.92	7.73
Ge-74	73.92	35.94
Ge-76	75.92	7.44

Tomando como referencia la información de la Tabla 1, se ha determinado las energías de los neutrones que produce esta reacción (Tabla 2).

Del análisis de los datos obtenidos se concluye que la energía del neutrón que

llega al detector debe estar por debajo de 1 MeV, y el blindaje para el detector debe estar orientado para este fin.

Tabla 2. Energía umbral para colisiones inelásticas.

Isótopo	Tipo de Reacción (MT)	Energía Umbral (MeV)
Ge-70	53	1.71
	54	2.15
Ge-72	53	1.46
	54	1.73
Ge-73	53	0.07
	54	0.35
Ge-74	53	1.46
	54	1.48
Ge-76	53	1.41
	54	1.54

Las Figuras 1, 2, 3, 4, 5 y 6 muestran las secciones eficaces para las reacciones (n, n') de cada isótopo del germanio.

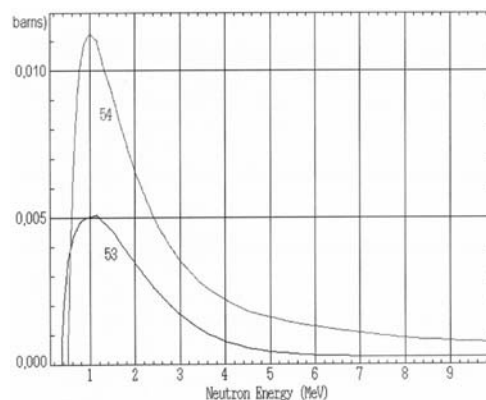


Figura 1. Sección eficaz (n,n') para el germanio natural.

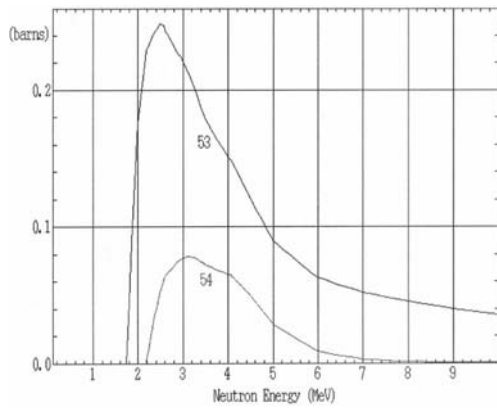


Figura 2. Sección eficaz (n,n') para el isótopo ^{70}Ge del germanio.

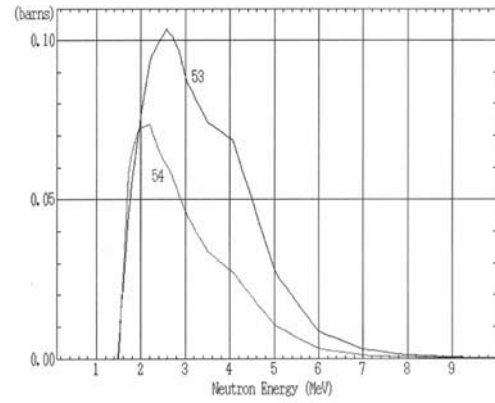


Figura 5. Sección eficaz (n,n') para el isótopo ^{74}Ge del germanio.

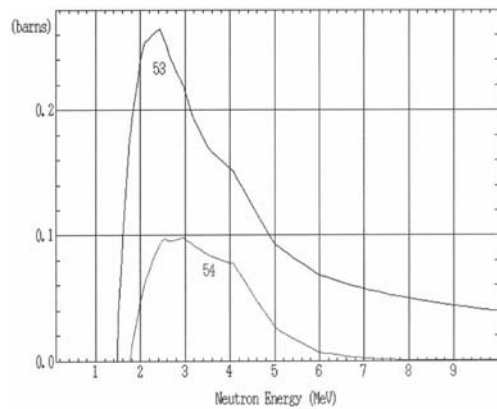


Figura 3. Sección eficaz (n,n') para el isótopo ^{72}Ge del germanio.

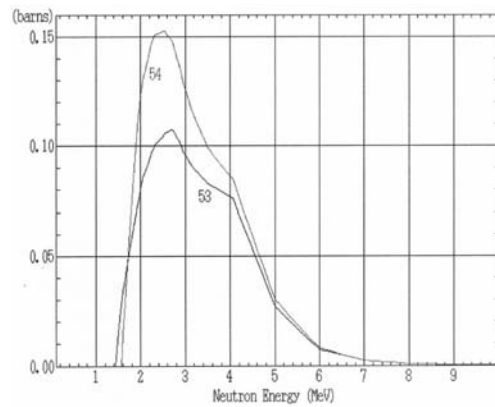


Figura 6. Sección eficaz (n,n') para el isótopo ^{76}Ge del germanio.

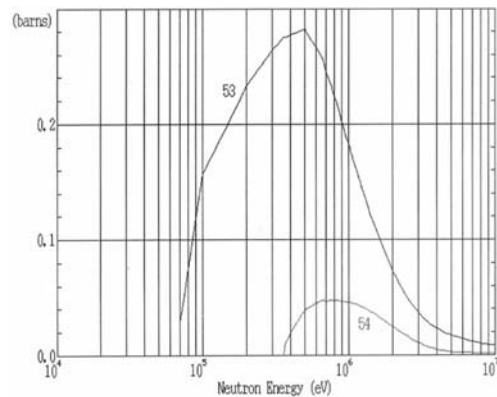


Figura 4. Sección eficaz (n,n') para el isótopo ^{73}Ge del germanio.

Referencias

- [1] Briesmeister, J., MCNP, A general Monte Carlo N-Particle Transport Code, versión 4B2, 1997.

DISEÑO DE UN SISTEMA DE FILTRADO MECÁNICO DE NEUTRONES Y GAMMAS

Ravello Y. ⁽¹⁾ yavello@ipen.gob.pe

(1) Departamento de Física – IPEN / Lima, Perú

Resumen

El presente reporte muestra los criterios seguidos en el diseño de un sistema de filtrado mecánico (background chopper) de neutrones rápidos y gammas para un conducto de irradiación del reactor RP-10.

Uno de los grandes inconvenientes en el empleo de un haz de neutrones es la radiación de fondo proveniente del núcleo del reactor: neutrones rápidos y gammas. Para filtrar estas radiaciones se emplean cristales de zafiro o de silicio en combinación con bismuto (cristalino o policristalino) o filtros mecánicos conocidos como “background chopper”, el cual consta de dos discos con agujeros desfasados que giran a gran velocidad. Los ejes de ambos discos deben de ser perpendicular al haz de neutrones, para que el chopper funcione como “filtro” (blindaje) del haz.

El presente trabajo tiene como fin mostrar cuales serán los parámetros a tener en cuenta en el diseño de un sistema de filtrado mecánico.

El esquema del filtro mecánico se muestra en la figura 1. De ella puede deducirse los siguientes parámetros a tener en cuenta en el diseño.

- Radio del disco: R_1 y R_2 .
- Abertura del agujero del disco: d_1 y d_2 .
- Angulo de desfasaje entre los agujeros de los discos: α .
- Velocidad de giro de cada disco: ω .
- Distancia entre discos: L .
- Radio para trazado del agujero: R .

Y las variables a tener en cuenta son:

- Energía promedio del haz (rango térmico).
- La desigualdad: $R_i^2 < R * d_i$.
- Intervalo de energías del espectro térmico transmitido.

Las ecuaciones que deben de emplearse para el diseño del filtro mecánico son:

Velocidad promedio de transmisión del 1° chopper:

$$v_{prom} = 2R\omega \quad (1)$$

Velocidad mínima transmitida por cualesquiera de los chopper:

$$v_{min} = \frac{2\omega R_i^2}{d_i} \quad (2)$$

Relación de radios:

$$R_i^2 < R * d_i \quad (3)$$

Velocidad máxima del neutrón transmitido por el 2° chopper:

$$v_{máx} = \frac{L\omega}{\alpha} \quad (4)$$

Resultados

Las fórmulas (1) al (4) son ideales en el sentido de haber sido obtenidas considerando el material de los choppers como filtro ideal: absorbe a todos los neutrones.

No se ha mencionado en este reporte los materiales que deben emplearse en la construcción del chopper, esto se considerará en un segundo reporte donde se muestren los resultados de la simulación con el código MCNP para una configuración de choppers dado por las ecuaciones anteriores.

Un factor restrictivo que no se ha mencionado es la velocidad angular de los motores asociados a los choppers.

Al considerar una transmisión de neutrones térmicos la velocidad angular de los choppers para una separación máxima de un metro debe ser ésta mayor a 700 rpm, para que el desfasaje sea mayor a 10°.

Referencias

- [1] Egelstaff, P.A. Thermal Neutron Scattering, 1965. 1997.
- [2] Lamarsh, J. Introduction to Engineering, 2 Ed. 1983.

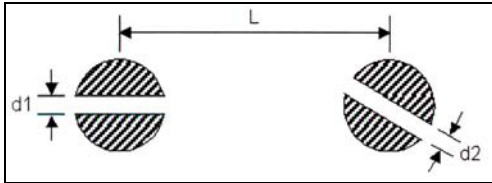


Figura 1. Esquema del filtro mecánico.

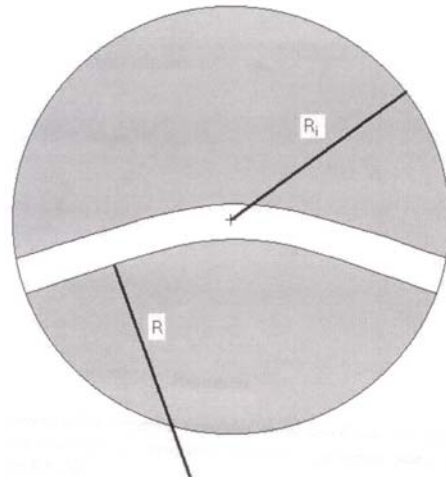


Figura 2. Vista del agujero del chopper.

EMPLEO DE UN INDICADOR DE PUREZA DE UN HAZ PARA EL MÉTODO INDIRECTO EN NEUTROGRAFÍA

Ravello Y. ⁽¹⁾ yavello@ipen.gob.pe; Villagómez H. ⁽²⁾

⁽¹⁾ Departamento de Física – IPEN / Lima, Perú

⁽²⁾ Facultad de Ciencias Naturales y Matemáticas – Universidad Nacional Federico Villarreal / Lima, Perú

Resumen

Se ha construido y evaluado un indicador de pureza de haz para el método indirecto de neutrografía.

La experiencia fue llevada a cabo en la facilidad de neutrografía del reactor RP-10 a 7 MW de potencia, siendo los resultados más saltantes los siguientes: 77 % de neutrones térmicos, 19 % de neutrones epitérmicos y 4 % de neutrones dispersados.

1. Introducción

A diferencia de la radiografía X convencional, la neutrografía usa un haz de neutrones en lugar de rayos X. Por lo tanto, las muestras a inspeccionar no serán las mismas. La neutrografía permite inspeccionar elementos livianos dentro o encapsulados en materiales pesados.

Sin embargo, ambas técnicas se complementan una a otra para ofrecer sus bondades en la industria.

La neutrografía presenta dos métodos:

- Método directo.
- Método indirecto.

En un reactor nuclear, los neutrones generados por el proceso de fisión son termalizados por un moderador, en nuestro caso agua liviana. Estos neutrones siempre están acompañados generalmente de radiación gamma, también proveniente del proceso de fisión.

Esta mismo tipo de compañía también se presenta en las fuentes isotópicas como el Am-Be, Ra-Be, etc.

En el método directo, la muestra y el sistema de registro (película y pantalla intensificadora ó convertidora) son irradiados simultáneamente y la radiación gamma sensibiliza la película afectando la calidad de la neutrografía.

En el método indirecto, muy por el contrario, la muestra es irradiada junto con el convertidor el cuál quedaría activado y llevará en la radiación que emite, información de la muestra.

Posteriormente, este convertidor transfiere la información de la muestra en una película por otro intervalo de tiempo. En este método, la radiación gamma queda totalmente ignorada y la información en la película fue generada únicamente por neutrones.

Indicador de Pureza de Haz (BPI)

El BPI, siglas provenientes del término en inglés Beam Purity Indicator, permite determinar el contenido de neutrones térmicos, dispersados y la radiación gamma presente en el haz. Este indicador está normado por la American Society of Testing Materials (ASTM) codificado como E-545.

La Figura 1 muestra el indicador usado en la experiencia. El soporte esta hecho de teflón mientras que como piezas adicionales incluyen pequeños discos de plomo, nitrato de boro y alambres de cadmio. Las dimensiones precisas de estas piezas se muestran en dicha figura.

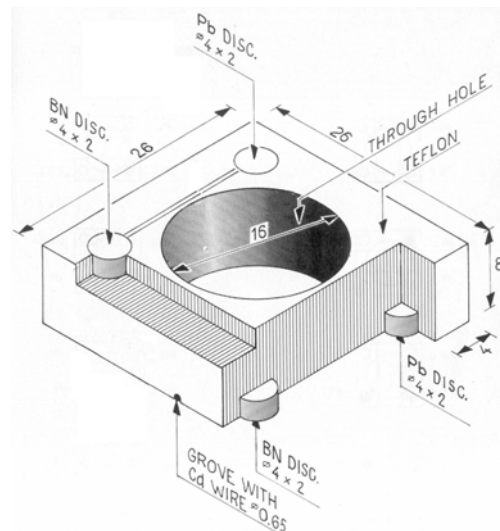


Figura 1. BPI según la norma ASTM E-545.

Indicador de Pureza de Haz para el método Indirecto (BPI-F)

A diferencia del BPI, en el BPI-F (Beam Purity Indicator – Fuel) el soporte es aluminio y reemplaza el disco de plomo con uno de cadmio, para registrar neutrones.

La Figura 2 muestra este indicador; nótese la gran similitud que hay en ambos indicadores, incluso con la cavidad central que existe en ellos.

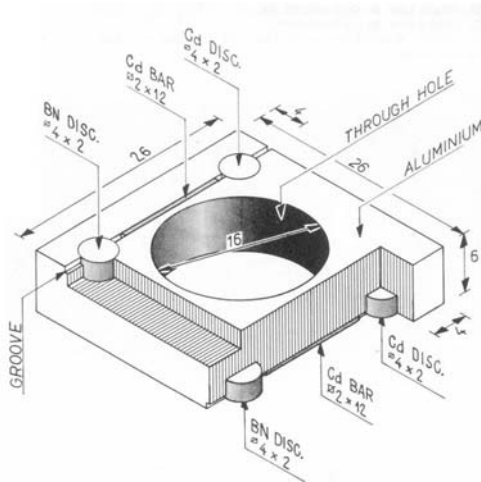


Figura 2. Indicador BPI-F según el Neutron Radiography Working Group, NRWG.

De las mediciones de la densidad de la película hechas bajo las diferentes partes del BPI-F, las siguientes expresiones son validas para la determinación del contenido de neutrones térmicos, epitérmicos y dispersados respectivamente

$$TN = \left(\frac{DB - DE}{DB} \right) \times 100 \quad (1)$$

$$EN = \left(\frac{DE - DC}{DB} \right) \times 100 \quad (2)$$

$$SN = \left(\frac{DC - DD}{DB} \right) \times 100 \quad (3)$$

donde DD es la densidad en el disco inferior de nitrato de boro; DB es la densidad de fondo de la película en el centro de la cavidad; DC es la densidad en el disco superior de nitrato de boro; DE es la densidad en el disco superior de cadmio; DF es la densidad en el disco inferior de cadmio.

2. Proceso Experimental

- Se irradió el convertidor de Disprosidio de 14 cm x 10 cm x 0.025 cm por 1.5 h en la facilidad de neutrografía a 7 MW. Después de 15 minutos de la irradiación, se colocaron películas fotográficas para transferir información en ellas a diferentes tiempos de contacto.
- La información recogida por un densitómetro, viene dada por la densidad óptica y su respuesta con los tiempos de transferencia se ilustra en la Figura 3.
- Uso del BPI-F. Una vez que el convertidor de Dysprosidio haya decaído totalmente, unos 3 días después de haber sido usado anteriormente, se irradió junto con el BPI-F por 1.5 h también a 7 MW de potencia.

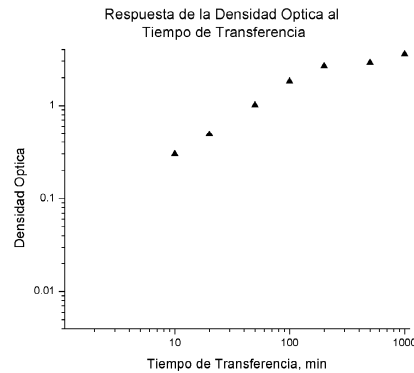


Figura 3. Respuesta de la película D3-SC AGFA frente al tiempo de transferencia en el método indirecto.

De la Figura 3 se obtuvo que un tiempo óptimo para hacer la transferencia de la imagen del BPI-F en la película fue de 1 h. Cabe mencionar que esta transferencia también se llevo a cabo 15 min después de terminar la irradiación del convertidor.

- Después del revelado respectivo y haciendo uso del densitómetro se encuentran las densidades que caracterizan las expresiones (1), (2) y (3).

3. Resultados

- Haciendo uso del BPI-F y de acuerdo a las expresiones (1),(2) y (3) se encuentra que el porcentaje de neutrones térmicos alcanza los 77.07 %, los neutrones epitérmicos el 18.67 % y los neutrones dispersados el 4.24 %.
- Por otro lado, haciendo uso del indicador BPI fue posible encontrar que el porcentaje

de neutrones térmicos fue 77.6 %, de neutrones dispersados fue de 3.9 %, de radiación gamma fue de 12.5 % y de producción de pares fue de 6.1 %.

4. Conclusiones

- Como puede apreciarse en los resultados, tanto los indicadores BPI como el BPI-F evalúan casi la misma cantidad de neutrones térmicos y dispersados en el haz.
- El cambio de configuración del núcleo de un reactor nuclear es la razón por la cual esta experiencia debe tener una determinada frecuencia; para ver los efectos de estos cambios, es menester estimar la cantidad de radiación que hay en un determinado conducto de irradiación.
- Queda claro que la desviación de estos resultados frente a los obtenidos con un dispositivo normado tiene sus causas en el proceso de construcción de este indicador.

5. Referencias

- [1] J.C. Domanus, Practical Neutron Radiography, Kluwer Academic Publishers, 1992.
- [2] H. Berger, Practical Applications of Neutron Radiography and Gaging, ASTM Special Technical Publication 586, 1976.
- [3] P. Von der Hardt, Neutron Radiography Handbook, D. Reidel Publishing Company, 1981

2. Química Nuclear

DETERMINATION OF PRECIOUS AND RARE METALS IN MINERALS CONCENTRATES AND TAILINGS, USING k_0 BASED INSTRUMENTAL NEUTRON ACTIVATION ANALYSIS

Torres B. ⁽¹⁾ btorres@ipen.gob.pe; Mendoza P. ⁽¹⁾ pmendoza@ipen.gob.pe;
Montoya E. ⁽¹⁾ emontoya@ipen.gob.pe; Olivera P. ⁽¹⁾ polivera@ipen.gob.pe;
Bedregal P. ⁽¹⁾ pbedregal@ipen.gob.pe; Ubillus M. ⁽¹⁾ mubillus@ipen.gob.pe

(1) Departamento de Química – IPEN / Lima, Perú

Abstract

Under the frame of CRP “VALIDATION OF NUCLEAR TECHNIQUES FOR ANALYSIS OF PRECIOUS AND RARE METALS IN MINERAL CONCENTRATES”, in order to improve the utilisation of nuclear analytical techniques in terms of high accuracy and precision for the analysis of precious and rare metals in mineral concentrates, It was carried out the project “DETERMINATION OF PRECIOUS AND RARE METALS IN MINERALS CONCENTRATES AND TAILINGS, USING k_0 BASED INSTRUMENTAL NEUTRON ACTIVATION ANALYSIS” Au, Ag, were analysed in copper concentrates, Re in molybdenum concentrates and In and Ga in tails of zinc concentrates. To this effect, two in house secondary reference materials, i.e. a copper concentrate for the determination of precious metals at the trace levels and heavy mineral concentrate for the determination of lanthanides and actinides at minor trace levels, the CRP prepared and distributed among 8 participants of different countries.

1. Objectives

Program Objectives

To implement analytical techniques optimizing the process control of metallurgical plants participate in the QA-QC program of this CRP.

Research Objectives

Development and improve of Neutron Activation technique k_0 method in determinations of: Rhenium in Molybdenum concentrates; Gold and Silver in Copper concentrated and Gallium and Indium in residue of Zinc electrolytic refining.

2. Experimental methods

Sampling

Mining companies prepared all samples in good analytical conditions.

Development Methods

At first, different samples and matrixes matter of our investigation were analysed, in order to find optimums work conditions of measurement, so as sample quantity, geometrical effects, irradiation time, decay time, death time, measurement time, detection limit, gamma-ray self attenuation, spectral interference and others[1]. Then, it was got some internal control standard to study which would be the results about precision and accuracy, this standards were analysed by the following methods: **Au, Ag by Gr-AAS; Re by ICP; In by AAS**. It is necessary mention that it was impossible to find a laboratory when to analyse Gallium for any method.

3. Results

Research objectives

Rhenium in Mo concentrated was determined by ^{188}Re : 155 keV was obtained a CV of 6% and quantification limit of 40 ppm.

Silver in copper concentrated. The level of autocoincidence for $^{110\text{m}}\text{Ag}$: 657, 884 keV are similar, was chosen the peak 884 keV that has a variation coefficient of 6% and a quantification limit of 5 ppm.

Gold in copper concentrated was analysed by ^{118}Au : 411.8 keV, obtaining a CV of 26 %, this variation is due to the low concentration, since the limit of quantification is 0.1 ppm. It did not see neutron self-absorption because there were not elements with absorption cross section high such as ^{197}Au and ^{59}Co .

Indium in tails of zinc concentrated was determined by $^{116\text{m}}\text{In}$: 417,1097,1293 keV, using all this energy like an internal quality control, the coefficient of variation is 6 % and quantification limit is 10 ppm.

Gallium in tails of zinc concentrates was analysed by ^{72}Ga . 834 keV.

Table 1. Neutron Activation Analysis Results in comparison with reference material.

Sample	Au	Ag	Re	In	Ga
Reference Material	0.20 ± 0.07	122 ± 3	604 ± 4	725 ± 32	
Copper Concentrate	0.19 ± 0.05 n = 22	111 ± 7 n =			20
Molybdenum Concentrate			606 ± 28 n = 19		
Tail			732 ± 25 n=18	147 ± 7 n=13	

Programme Objectives (Participate in the QA-QC program of this CRP) Analysis of two reference materials: CCu-1c: for intercomparison results among other countries [2].

Analysis of IGS-36 monazite reference material. They had been carried out under conditions and parameters obtained in this work.

In agree of our work conditions and maintaining a dead time bellow 5%, and based on sodium standard behaviour were established the following operational conditions:

Table 2. Operational conditions of work.

Element	Geometry (cm)	T.irrad. (s)	T.decaim.	T.cont. (s)
Ce	5,5	120	20d	8000
Dy	12,5	5	3h	1500
Eu	12,5	5	3h	1500
La	5,5	120	20d	8000
Nd	12,5	120	10d	8000
Tb	5,5	120	20d	8000
Ta	5,5	120	20d	8000
Th	5,5	120	20d	8000
Sm	12,5	5	3h	1500
U	12,5	120	10d	8000
Yb	12,5	120	10d	8000

Correction factors [3].

Neutron self-shielding. It was used the calculus by numerical approximations given by Dwork and Hofmann.

Gamma ray self attenuation. It was carried out by relation of gamma transmitted photons and incidents using a collimated source of ¹⁵²Eu placed in perpendicular way to the sample, evaluating a range of energy between 122 keV to 1405 keV, extrapolating the values

found to the peaks of the radionuclids of our interest [4].

Uranium fission products. It was used the Erdtman formula assuming a $f=30$ determining the level of interference in La and Ce, and obtaining the following results:

Sample	La (%)	Ce (%)
IGS-36	0.06	0.39
RRDCM.475	0.11	0.68
RRDCF.476	0.09	0.57

4. Results discussion

It is shown in the below table that the relative difference in percentage of the obtained concentrations in relation to the reference value depend on the standard used under the same operational conditions.

Std. Na	Std. Au	Std. Used	
Ce	9.0	-3.8	Au
Dy	-5.6	8.4	Au
Eu	-23.9	-23.4	Au/Na
La	-21.4	-9.8	Au
Nd	-9.9	-10.6	Au/Na
Tb	-22.3	-31.1	Na
Th	-2.1	-13.0	Na
Sm	-12.7	-3.5	Au
U	17.6	48.6	Na
Yb	37.9	41.6	Au/Na

These differences can be explained by the level of uncertainty that produce to use different values of Q in k_0 formula. Is for that reason, it has not an accuracy value of the coincidence correction factor mainly for the ²⁴Na:1368 keV, ¹⁴⁰La:487 keV and ¹⁶⁰Tb:879 keV in a geometry of 5.5 cm producing an increase of the concentrations values obtained using the gold standard.

5. Quality Assurance

Validation of NAA- k_0 has been carried out by analysis of two standard reference materials: NIST 1633^a Coal fly ash and NIST 2704 Buffalo River Sediment. There was used Heydorn chart for precision in nuclear techniques and Shewart for accuracy [5].

Under the research contract, IAEA sent us two Copper Concentrates and two Thailand Monazite samples to participate in intercomparison results.

Procedures were written of the methods developed.

6. Conclusion

Neutron Activation Analysis k_0 method is a good method for trace concentrations in mineral concentrates so is observed in gold and silver determinations.

According to obtained results in the Heydorn and Shewart test it was found that Au, In, Re, Ag and Ga presents a good precision with the time and an acceptable accuracy in concordance with detection limit and range of concentration.

K_0 method in analysis of rare elements is an alternative acceptable in comparison with radiochemical method and related techniques.

The level of error in determination of Eu, Tb and Yb in Monazite samples was verified that is high.

It should be good an enlargement of this program for validation of the methods developed in REE analysis for the complexity that has the method and the importance of the elements in the industry.

7. References

- [1]. Montoya, E. H., Evaluación y Estandarización del Análisis por Activación Neutrónica Según el Método del k_0 en el reactor Nuclear RP-10. Estudio preliminar empleando irradiaciones cortas. (1995) U.P.Cayetano Heredia, Lima – Perú.
- [2]. Becker, D et al. Use of NIST Standard Reference Materials for Decisions on Performance of Analytical Chemical Methods and Laboratories. (1992), NIST Special Publication 829.
- [3]. Anneke Koster-Ammerlaan, Peter Bode. Sources of Error in INAA of Mineral Concentrates. Interfaculty Reactor Institute, Delft University of Technology, The Netherlands.
- [4]. Dwork, J., P.L., Hoffman, H. Hurwitz, Jr, and E.F. Clancy. Knolls Atomic Power Laboratory report KAPL-1262 (1955).
- [5]. Heydorn, K. Aspects of precision and Accuracy in Neutron Activation Analysis. (1980) Risoe-R-419 National Laboratory; Denmark.1-2 (1981).

DETERMINATION OF GOLD AND SILVER IN COPPER CONCENTRATES, USING K_0 NEUTRON ACTIVATION ANALYSIS

Torres B. ⁽¹⁾ btorres@ipen.gob.pe; Montoya E. ⁽¹⁾ emontoya@ipen.gob.pe;
 Mendoza P. ⁽¹⁾ pmendoza@ipen.gob.pe; Bedregal P. ⁽¹⁾ pbedregal@ipen.gob.pe;
 Ubillús M. ⁽¹⁾ mubillus@ipen.gob.pe; Olivera P. ⁽¹⁾ polivera@ipen.gob.pe

(1) Departamento de Química – IPEN / Lima, Perú

ABSTRACT

Peru is a mining country and the exploitation of mineral resources plays a major role in its economy. One important source of this production is copper concentrate, which precious metal concentrations vary from 0.01 to 250 ppm for gold and from 100 to 700 ppm for Silver.

Several techniques have been used in elemental analysis of gold and silver in copper concentrate. In this work, it was used the k_0 method of neutron activation analysis for the simultaneous determination of gold and silver in copper concentrated.

1. EXPERIMENTAL

Samples:

Three different copper concentrates, finely powdered, were got from mining companies, and a fourth was receipt from the International Atomic Energy Agency (IAEA), as an inter-comparison sample, under the frame of a Co-ordinated Research Program on Validation of Nuclear Techniques for Analysis of Precious and Rare Metals in Mineral Concentrates.[1] Relevant details of studied samples are shown in:

Table 1. Details about internal reference materials of copper concentrate.

Sample Code	Procedence	%Cu	Analysed by
059	1*	27.15	FAAS
A366	1	20.80	FAAS
TTY	1	31.08	FAAS
CCu 1 bot 7	2*	24.00	--
CCu 1 bot 13	2*	24.00	fire assayFAAS

*1. Got from mining companies *2. Got from IAEA

Comparator: 2500 μg of sodium were prepared and positioned in small polyethylene capsules, producing a well-defined cylindrical disk of a 9.0 mm diameter and 1 mm height [2]

Sample preparation, 100 mg of each sample was placed inside polyethylene capsules, keeping the same size and shape as the comparators.

Irradiation and counting. All irradiation were carried out at a neutron flux of about $1.4 \times 10^{13} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$. In addition, a well-thermalized irradiation site was employed to ensure a high value of the f parameter. For quantitative INAA, every sample was irradiated with a comparator by 1800 seconds; special care was taken to ensure that in each irradiation, sample and comparators were irradiated with nearly identical neutron flux.

Comparators and samples were measured after decay times of five and twelve days respectively using a high resolution gamma spectrometry system, with an efficiency detector of 15%, and a fix source – detector distance of 5 cm. In every case, the dead time was kept below 2%. Table 2 shows the selected analytical conditions. The quality of the analytical results was monitored using the Analysis of Precision technique [3] and Shewhart charts [4].

Table 2. Parameters and analytical conditions.

	^{197}Au	$^{110}\text{Ag}_m$
Irradiation time	1800 seg.	1800 seg.
Decay time	6 d.	12 d
Measure time	2 h	3 h.
Dead time	$\leq 2 \%$	$\leq 2 \%$
Geometry	5 cm.	5 cm.
Energy	411.8 keV	884 keV

Gamma ray self-attenuation was studied placing between the irradiated sample and the detector, an identical non-irradiated sample behaving as a shield [5], see the following table:

Table 3. Gamma self-shielding effect.

Shield Thickness	Normalised peak At 411.8 keV	μ	Attenuation factor %
No shield	61567	-----	-----
1 mm.	59264	0.0165	-3.7
2 mm.	56975	0.0168	-7.4

Neutron self- depression was studied by spiking two sets of identical samples with different quantities of gold and silver, respectively, and comparing the analytical results for selected elements, against those of non spiked samples [6], as are shown in Table 4 and 5.

Table 4. Gold caused neutron self-depression effect on As and Fe analytical results.

Au μg .	Au μg	As mg/kg	μg Fe mg/kg
0.025	0.25	1012	255817
5.025	50	984	243666
25.025	250	931	237492
100.025	1000	805	208699

Table 5. Silver caused neutron self-depression effect on Na and Rb analytical results.

Ag μg Ag Rb	Ag $\mu\text{g/g}$	200 μg Na	500 μg
50	500	208	531
100	1000	202	527

2. RESULTS

Table 6 shows the results of Au and Ag, obtained by k_0 based neutron activation analysis and other technique.

Sample	Grav. AAS		NAA- k_0	
	Au $\mu\text{g/g}$	Ag $\mu\text{g/g}$	Au $\mu\text{g/g}$	Ag $\mu\text{g/g}$
Cu 059	0.2 \pm 0.07	122 \pm 3	0.19 \pm 0.05	111 \pm 7
CCu1	6.21	115.5	4.8 \pm 0.4	142 \pm 11
Cu A 366	140* \pm 1	684	148 \pm 12	671 \pm 24
Cu TTY	5.5	136	5.7 \pm 0.7	5.7

* AAS

The detection and quantitation limits, found according Currie are shown in the following table.

Table 7. Detection and Quantitation Limits.

Sample	D.L. Au	D.L. Ag	Q.L. Au	Q.L. Ag
059	0.04 $\mu\text{g/g}$	28 $\mu\text{g/g}$	0.1 $\mu\text{g/g}$	80 $\mu\text{g/g}$
A 366	0.2 $\mu\text{g/g}$	24 $\mu\text{g/g}$	0.5 $\mu\text{g/g}$	76 $\mu\text{g/g}$
CCu 1	0.03 $\mu\text{g/g}$	21 $\mu\text{g/g}$	0.1 $\mu\text{g/g}$	35 $\mu\text{g/g}$

3. DISCUSSION

Geometrical effects

The irradiation geometry allows that, sample and standards were exposed to the same neutron flux Neutron self-depression.

Taking into account that the effect is caused by the presence of elements with high absorption cross section, line as Au, Ag, Co and some rare earth, it is necessary to consider that only the two first have important concentration in the analysed samples.

From Tables 4 and 5, it can be shown that for copper concentrates, with usual contents of gold and silver, the neutron self depression effect can cause systematic error in the order of 5 %, for gold concentrations of about 200 ppm, but by silver is almost negligible.

Gamma self-attenuation

Taking into account that the analysed samples had a thickness of just 1 mm, it can be estimated in a very roughly way, that Z effective shield has a value of about 0.5 mm., corresponding to a self-attenuation factor of no more than 2 %.

Spectral interferences

The line of ^{198}Au at 411.8 keV is interfered by 412 keV of ^{152}Eu , but it had not been taken into account because in these samples the presence of Eu was not detected.

The line of ^{110}Ag at 657 keV is interfered by the line at 656 keV of ^{76}As . It was used at 884 keV line.

Losses by coincidence and effect of non ideality of epithermal neutron spectrum

According to the work of F. De Corte [7], the line at 1368.6 keV of the ^{23}Na is affected by a true coincidence loss of about 2 %, when the measured with 101 cm^3 detector and a 5 cm. source-detector distance. In the present work, we used a 70 cm^3 detector, so the losses must be smaller.

Quality control of analytical results

Table 6 shows a general good argument between results obtained for k_0 based INAA

and atomic absorption analysis. Table 7 shows that detection and quantitation limits are adequate for determination of gold and silver in copper concentrated.

4. CONCLUSIONS

Simultaneous determinations of gold and silver among other elements in copper concentrates can be readily performed in a reliable way, by k_0 based, using a sodium comparator and a well thermalized irradiation facility.

K_0 method in analysis of Gold and Silver is an alternative acceptable in comparison with radiochemical method and related techniques.

5. ACKNOWLEDGMENT

The authors would like to thank the IAEA, for its financial support under PER9619/Ro Project and to Ing. A. Chung for his help in providing a sample to analyse.

6. REFERENCES

- [1]. B. Torres, P. Mendoza, E. Montoya, P. Olivera, P. Bedregal, M. Ubillús. Final report of determination of precious and rare metals in minerals concentrates and tailings, using k_0 instrumental neutron activation analysis. 2000 Perú.
- [2]. Montoya, E.H. Evaluación y Estandarización del Análisis por Activación Neutrónica Según el Método del k_0 en el Reactor Nuclear RP-10 - Estudio preliminar empleando irradiaciones cortas. (1995) Universidad Peruana Cayetano Heredia, Lima – Perú, 1995.
- [3]. Heydorn, K. Aspects of precision and Accuracy in Neutron Activation Analysis. (1980) Risoe-R-419 Risoe National Laboratory; Denmark. (Doctor Degree Thesis).
- [4]. J.C. Miller, J.N. Miller. Statistical for Analytical Chemistry, 2nd Edition, Ellis Horwood Limited, England 1988.
- [5]. Yakovlev, V. K. Krandashev, N.N. Dogadkin. Estimation of the effect of Thermal and resonance neutron shielding in activation analysis. V. Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry 88, 1985.
- [6]. Anneke Koster-Ammerlan, Peter Bode. Sources of error in INAA of mineral concentrates. Interfaculty Reactor Institute, Delft University of Technology, The Netherlands.
- [7]. F. De Corte. The k_0 standardization method, Geaggregerde Voor het Hoser, Francia, 1987.

DETERMINACIÓN RADIOQUÍMICA DE RADIO-226, RADIO-228 Y PLOMO-210 EN AGUAS DEL RÍO RÍMAC

De Lama G. ⁽¹⁾; Osores J. ⁽¹⁾ josoresh@ipen.gob.pe; Martinez G. ⁽¹⁾

(1) Departamento de Control Ambiental – IPEN / Lima, Perú

RESUMEN

La presente investigación tuvo como objetivo principal la cuantificación de Ra-226, Ra-228 y Pb-210 en el Río Rímac, principal fuente de abastecimiento de agua a la población de Lima. Las muestras de agua fueron recolectadas durante un período de seis meses, desde abril a setiembre del 2000, en 16 estaciones de muestreo ubicadas estratégicamente a lo largo del cauce del Río Rímac. El método analítico utilizado consiste en la separación de radio y plomo contenidos en las muestras de agua utilizando portadores de bario y plomo, y que después de algunas etapas de precipitación y redisolución, el radio es coprecipitado como Ba(Ra)SO₄ y el plomo precipitado como PbCrO₄. La determinación de Ra-226 fue realizada mediante la medida alfa total de precipitado de Ba(Ra)SO₄, y la determinación del Ra-228 y Pb-210 por la medida beta total de los precipitados de Ba(Ra)SO₄ y PbCrO₄ respectivamente. Las mediciones se realizaron en un contador proporcional de flujo de gas de bajo fondo. Los resultados de las concentraciones de la actividad varían desde 0,0021 a 0,1754 Bq/L para el Ra-226; desde 0,0025 a 0,2355 Bq/L para el Ra-228 y desde 0,0026 a 0,0528 Bq/L para el Pb-210. En ninguno de los casos se supera la concentración máxima admisible para el agua de consumo humano. En comparación con otros ríos en el mundo, el Río Rímac presenta concentraciones semejantes.

1. INTRODUCCIÓN

El estudio de la contaminación ambiental originada por núclidos radiactivos es uno de los problemas más importantes a los que se enfrenta la ciencia contemporánea y que mayor interés suscita en la sociedad. El origen de estos núclidos es variado, pudiéndose destacar dos grandes grupos. En primer lugar, los que tienen como origen la manipulación humana, y en el otro gran grupo se engloban los radionúclidos de origen natural. Dentro de estos últimos se encuentra el Ra-226, Ra-228

y Pb-210 que son productos de desintegración de las series radiactivas naturales de U-238 y Th-232 respectivamente. El interés que suscita la presencia de estas especies en el medio ambiente está íntimamente relacionado con las propiedades tóxicas que poseen. Atendiendo a este carácter nocivo, los emisores de partículas alfa (Ra-226) y beta (Ra-228 y Pb-210) son los que a nivel de exposición interna requieren un mayor control dadas las propiedades de este tipo de radiación (mucho energía y poco alcance) y también debido a que estos tres radionúclidos presentan períodos de semidesintegración bastante grandes [6].

El Río Rímac se encuentra ubicado en el departamento de Lima, perteneciente a la vertiente del océano pacífico, y es uno de los ríos del Perú que más intensamente está siendo utilizado dada su ubicación geopolítica. En la cuenca del Río Rímac, sobre todo en la parte alta se encuentran ubicadas gran número de centros de explotación minera. En estas áreas de explotación minera es una particularidad la presencia de aguas de mina que son vertidas a los cursos receptores; la calidad de estas aguas depende de la naturaleza geológica de los suelos, las mismas que le proporcionan la característica ácida o neutra, siendo las de mayor impacto las primeras por la alta capacidad de disolución de todo tipo de mineral incluyendo los que contienen sustancias radiactivas naturales como el radio y plomo. Además los centros mineros están equipados con plantas de concentración por lo que además de las aguas de mina, generan los desechos líquidos propios de la actividad de concentración en los que también se encontrarían elementos radiactivos naturales por encontrarse asociados con el mineral que explota, comúnmente conocidos como relaves que en la mayoría de los casos son descargados a los cursos de agua sin que medie tipo de tratamiento alguno [48].

Las características de este problema motivaron el desarrollo de la presente investigación, de la que los antecedentes son

muy escasos en nuestro medio. En este estudio se ha determinado la concentración de la actividad de Ra-226, Ra-228 y Pb-210 en aguas del Río Rímac, implementando un método de análisis por precipitación y efectuando las mediciones en un contador proporcional de flujo de gas de bajo fondo. Este método es suficientemente sensible, pudiendo de este modo llevarse a cabo la vigilancia de protección radiológica con un margen de seguridad muy amplio. Las muestras fueron recolectadas conjuntamente con el personal de la Dirección de Salud IV Lima-Este del Ministerio de Salud y los análisis se realizaron en los Laboratorios de Radioquímica Ambiental y Espectrometría del Instituto Peruano de Energía Nuclear.

2. DISCUSIÓN DE RESULTADOS

De los resultados y de los análisis cuantitativos se establece que la concentración varía de $<0,0021$ Bq/L a $0,1754$ Bq/L para el Ra-226; de $<0,0025$ Bq/L a $0,2355$ Bq/L para el Ra-228 y de $0,0026$ Bq/L a $0,0528$ Bq/L para el Pb-210. En ninguno de los casos se supera la Concentración Máxima Admisible para el agua de consumo humano.

La temperatura para estas muestras es variada, obteniéndose la temperatura más baja ($8\text{ }^{\circ}\text{C}$) en la parte alta de la cuenca y la temperatura más alta ($23\text{ }^{\circ}\text{C}$) en la parte baja de la cuenca, la temperatura no guarda correlación con la concentración de los radionúclidos estudiados.

Según la literatura [19, 37], el radio es más soluble en aguas con alto o bajo pH y no en aquellas de pHs medios. A este comportamiento puede deberse la baja concentración, ya que el pH del agua del Río Rímac es cercano a medio, variando de 6,0 a 6,5 con excepción del de la estación 11 del mes de septiembre que fue 7,0 el cual también es un pH medio.

El Ra^{2+} es ligeramente soluble en agua, sin embargo un nivel alto de sulfato favorecerá su remoción como cristales de sulfato mixto, o sea como $\text{Ba}(\text{Ra})\text{SO}_4$, o en el caso de niveles altos de carbonato, como $(\text{M},\text{Ra})\text{CO}_3$. Este comportamiento también puede explicar la baja concentración de los radionúclidos, debido a que la litología del medio está constituida mayormente por rocas de origen volcánico, las cuales contienen alto contenido de sales de sulfato y carbonato, las que son disueltas por las aguas de escorrentía, sobre

todo por las aguas ácidas de relaves mineros. Además, el proceso de transporte de estos radionúclidos que prevalece en tales sistemas de agua roca es la reacción química, una vez que estas aguas son mineralizadas y presentan un período de contacto relativamente mayor entre el agua y la roca [19]. El comportamiento anteriormente citado también se manifiesta para el Pb^{2+} , ya que sus sales de sulfato y carbonato son insolubles en agua. Generalmente se observa en los meses de agosto y septiembre una mayor concentración de los radionúclidos estudiados.

3. BIBLIOGRAFÍA

- [1] ALEXEIEV, V. N. (1975). Semimicroanálisis Químico Cualitativo. Tad. Victoria Valdez Mendoza. Editorial Mir, Moscú, 640 pp.
- [2] AUPIAIS, Jean. *et al.* (1998). "Determination of ^{226}Ra in Mineral Drinking Waters by alpha Liquid Scintillation with Rejection of beta-gamma Emitters". *Analytical Chemistry*. 70, 2553-2559.
- [3] AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR. (1998). Curso de Post-Grado en Protección Radiológica y Seguridad Nuclear. Comisión Nacional de Energía Atómica, Universidad de Buenos Aires, Ministerio de Salud y Acción Social, OIEA, Tomo 1, Argentina.
- [4] AYRES, Gilberth H. (1997). Análisis Químico Cuantitativo. Harla, México D.F. 740 pp.
- [5] BURRIER MARTI, Fernando y otros. (1991). Química Analítica Cualitativa. Decimocuarta edición, Editorial Paraninfo, Madrid. 1050 pp.
- [6] CENTRO DE INVESTIGACIONES, MEDIOAMBIENTALES Y TECNOLÓGICAS-CIEMAT. (1994). Curso de Medida de la Radiactividad en Muestras Ambientales. Teorías y Practicas 7-18/noniembre/1994. Instituto de Estudios de la Energía, Ministerio de Industria y Energía, España.
- [7] CLULOW, F. V. *et al.* (1998). "Radionuclides (Lead-210, Polonio-210, Thorium-230, and -232) and Thorium and Uranium in Water, Sediments, and Fish from Lakes Near the City of Elliot Lake,

- Ontario, Canada". *Environmental Pollution*, 99, 199-213.
- [8] COMISION PERMANENTE DEL PACÍFICO SUR. (1989). Radiactividad en el Pacífico Sur. Reunión de Expertos Legales y la 1ª. Reunión del Grupo Ad-Hoc de Expertos Técnicos sobre Contaminación Radiactiva en el Pacífico Sudeste, Cali (Colombia). 190 pp.
- [9] CURRIE, Lloyd A. (1968). "Limits for Qualitative Detection and Quantitative Determination: Application to Radiochemistry". *Analytical Chemistry*, 40, 586-593.
- [10] DE JONG, I. G. and WILES, D. R. (1984). "Determination of ^{226}Ra and ^{230}Th , an Improved Procedure". *Journal of Radioanalytical and Nuclear chemistry*, 82/2, 309-318.
- [11] GIBSON, W. M. (1961). The Radiochemistry of Lead. Nuclear Science Series, National Academy of Sciences - National Research Council. NAS-NS 3040, New Jersey, 158 pp.
- [12] GODOY, J. M. *et al.* (1998). ^{137}Cs , ^{226}Ra , ^{210}Pb and ^{40}K Concentrations in Antarctic Soil, Sediment and Selected Moss and Lichen Samples. *Journal of Environmental Radioactivity*, 41, 33-45.
- [13] GODOY, J.M.; GODOY, M.L. and CARVALHO, Z.L. (1994). "Development of a Sequential method for the Determination of ^{238}U , ^{234}U , ^{232}Th , ^{230}Th , ^{228}Th , ^{228}Ra , ^{226}Ra and ^{210}Pb in Environmental Samples". *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, 182, 165-169.
- [14] GOLDIN, A. S. (1961). "Determination of Dissolved Radium". *Analytical Chemistry*, 33, 406-409.
- [15] GONZÁLES, Abel J. (1994). "Los Efectos Biológicos de las Dosis Bajas de Radiación Ionizante: Una Visión más Completa". *Boletín del OIEA*, 4, 37-45.
- [16] GORDON, Louis and ROWLEY, Keith. (1957). "Coprecipitation of Radium with Barium Sulfate". *Analytical Chemistry*, 29, 34-37.
- [17] GUSTAFSSON, M. (1998). Dose Limits. IAEA. <http://www.iaea.org/>.
- [18] HARRIS, Daniel C. (1992). Análisis Químico Cuantitativo. Trad. Alain Quere. Grupo Editorial Iberoamérica. 886 pp.
- [19] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. (1990). The Environmental Behaviour of Radium. Vol. 1 y 2, Technical Reports Series N° 310. Viena.
- [20] JOSHI, L. U.; ZINGDE, M. D. and DESAI, B. N. (1984). "Studies on ^{226}Ra and ^{210}Pb Activities and Concentration Factors of ^{226}Ra in the Surface Organic Layers of the Estuarine Sediments of Mindola and Purna Rivers in India". *Journal of Radioanalytical and Nuclear chemistry*, 82/2, 369-377.
- [21] KAPLAN, Irving. (1962). Física Nuclear. Trad. German Domínguez y Felipe De La Cruz Castillo. Madrid.
- [22] KELLER, Cornelius. (1981). Radioquímica. 2da Edición, Trad.: Carlos Costa Dantas y Manfred Huber, Editora Universitaria, Universidade Federal de Pernambuco, Recife, 348 pp.
- [23] KIRBY, H.W. (1954). "Decay and Growth Tables for the Naturally Occurring Radioactive Series". *Analytical Chemistry*, 26, 1063-1071.
- [24] KIRK, Raymond E. y OTHER, Donal F. (1963). Enciclopedia de Tecnología Química: Radioquímica. Tomo XIII, Unión Tipográfica, Editorial Hispano-Americana, México. p 501-512.
- [25] KOLTHOFF, I.M.; ELVING, P.J. and SANDELL, E.B. (1959). Treatise on Analytical Chemistry. Parte I y II, Vol. I., Interscience Publishers, New York.
- [26] LIMA, Fausto W. (1953). "Calculation of Amount of Tracer Carried with Precipitates of Its Radioactive Parent". *Analytical Chemistry*, 40, 586-593.
- [27] LIMA, Fausto W. and ABRAO, Alcídio. (1960). "Separation of Bismuth from Lead with (Ethylenedinitrilo)tetraacetic Acid, Application to Radiochemistry". *Analytical Chemistry*, 32, 492-494.
- [28] MARINO, Vicente P, y BENILACQUA, Arturo. (1999). Contaminación Potencial del Agua Potable a Través de los Elementos

- Radiactivos Naturales. <http://ambiente-ecologico.com/revist53/>.
- [29] MARYLAND DEPARTMENT OF THE ENVIRONMENT. (2000). Radium and Your Drinking Water (A Homeowners Guide). <http://www.mde.state.md.us/health/radium.htm>.
- [30] MARTIN, A.; MEAD, S. and WADE, B.O. (1997). Nuclear Science and Technology: Materials Containing Natural Radionuclides in Concentrations. Final report, European Commission. 88 pp.
- [31] MICHEL, J.; MOORE, W.S. and KING, P.T. (1981). "Gamma-Ray Spectrometry for Determination of Ra-228 and Ra-226 in Natural Waters". *Analytical Chemistry*, 53, 1885-1889.
- [32] MINISTERIO DE AGRICULTURA. (1993). Proyecto: Control de Torrentes en la Cuenca Hidrográfica del Río Rímac, Vol. 1 y 2, Dirección General de Aguas, Suelos e Irrigaciones; Dirección de Suelos y Manejo de Cuencas, Lima.
- [33] MINISTERIO DE SALUD. (1982). Estudio de Contaminación y Preservación del Río Rímac. Dirección General del Medio Ambiente/Dirección de Protección del Medio Ambiente, OSASA, Lima.
- [34] NIERI NETO, A. and MAZZILLI, B. (1998). "Evaluation of ^{210}Po and ^{210}Pb in Some Mineral Spring Waters in Brazil". *Journal of Environmental Radioactivity*, 41, 11-18.
- [35] NOZAKI, Y.; ZHANG, J. and TAKEDA, A. (1997). ^{210}Pb and ^{210}Po in the Equatorial Pacific and the Bering Sea: The Effects of Biological Productivity and Boundary Scavenging". *Deep-Sea Research II*, 44, 2203-2220.
- [36] OFICINA NACIONAL DE EVALUACIÓN DE RECURSOS NATURALES - ONERN, (1975). Inventario y Evaluación de los Recursos Naturales de la Zona del Proyecto Marcapomacocha. Vol. 1 y 2, Presidencia de la República, Lima.
- [37] OLIVEIRA, Joselene; *et al.* (1996). "La Variación Sazonal de ^{226}Ra y ^{222}Rn en Fuentes de Agua Mineral en Aguas de Prata-Brasil". Protección Radiológica en América Latina y el Caribe, Proyecto ARCAL XVII/OIEA, Vol. 1.
- [38] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA. (1968). Normas Básicas de Seguridad en Materia de Protección Radiológica, Colección Seguridad No 9, Viena.
- [39] ORGANIZACIÓN MUNDIAL DE LA SALUD. (1960). Métodos de Análisis Radioquímico. Informe de un Comité Mixto OMS/FAO de Expertos, Serie de Informes Técnicos N° 173, Ginebra, 143 pp.
- [40] OXFORD INSTRUMENTALS. (1995). LB4100-W Low Background System, Version 1.10, Manual Version 1.30, Nuclear Measurements Group, USA. 185 p.

STUDY OF THE PRODUCTION AND DISTRIBUTION OF MIDDLE HORIZON POTTERY OF CUZCO, PERU BY k_0 -BASED INSTRUMENTAL NEUTRON ACTIVATION ANALYSIS

Montoya E.⁽¹⁾ emontoya@ipen.gob.pe; Glowacki M.⁽²⁾; Zapata J.⁽³⁾;
Mendoza P.⁽¹⁾ pmendoza@ipen.gob.pe

1) *Departamento de Química – IPEN / Lima, Perú*

2) *Smithsonian Institution, USA.*

3) *Universidad Nacional San Antonio Abad / Cuzco, Perú*

1. INTRODUCTION

A very important period of the Andean prehistory known as the Middle Horizon (A.D. 540-900) is associated with the widespread expansion of the Wari state from the region of Ayacucho. During this time, the Wari occupied much of Cuzco, building the large architectural complex of o Pikillacta and a large settlement located in Huaró Valley (southeast of Pikillacta), including the elite cemetery of Batan Urqu and a complex of domestic structures referred to as Ccotocotuyoc (see figure 1).

The objective of the present research was to establish, in general terms, the provenience of certain pottery styles dating to the Middle Horizon which are known to the Southern Highlands, Cuzco region. The specific goal was to determine which of these ceramic styles were made in other regions and brought to Cuzco and which were imitations locally manufactured, and to compare their patterns of production and distribution with those of local ceramic styles. These data, in turn, being helpful for understanding some aspects of the social, economic and political dynamics of the Middle Horizon period at Cuzco.

To reach the aforementioned objective, a set of 306 ceramic samples (taken from a population of more than 137000 specimens) were chemically analyzed by k_0 -based instrumental neutron activation analysis (1,2) and the results processed by multivariate statistical methods.

Special care was taken in our research to maintain quality control of the analytical results, which were produced in duplicate for every sample, and for repeated analysis of the NIST SRM 2704 (Buffalo River Sediment) and other reference materials as e.g. the well

known OLD OHIO RED CLAY. All of the work was performed within the framework of the IAEA Regional Coordinated Research Program on Nuclear Analytical Techniques in Archaeological Investigations, under the terms of contract PER 9398/R1.

2. EXPERIMENTAL PART

Sample selection

The analyzed samples were selected taking into account the criteria of abundance at archaeological sites, style variability, presence of exotic styles and fragment size. A number of samples from some Cuzco and Paruro ceramic styles dating to the Late intermediate Period (AD 900-1473), like as Killke, Colcha, and black incised ware, were included to help compositionally distinguish Cuzco Middle Horizon styles from one another. Finally, a set of 306 samples constituted the work data base as can be seen in table 1.

Table 1. Styles and a priori provenience of selected samples.

STYLE	FOUND IN (SITE)	N
ARAWAY	CCOTOCOTUYOC (HUARO)	3
ARAWAY	COLLASUYO (CUZCO)	1
ARAWAY	Q'ORIPATA (HUARO)	2
BANDOJA	BATAN URQO (HUARO)	6
BANDOJA	KULLUPATA (POMACANCHI)	3
BANDOJA	WIMPILLAY (CUZCO)	2
BLACK INCISED	MUYUROCCO (CUZCO)	1
CCOIPA	BATAN URQO (HUARO)	3
CCOIPA	CCOTOCOTUYOC (HUARO)	2
CCOIPA	PARURO	1
CCOIPA	WIMPILLAY (CUZCO)	1
CCOTOCOTU YOC	CCOTOCOTUYOC (HUARO)	1
		8

COLCHA	PARURO	2
		5
HUARO	BATAN URQO (HUARO)	1
		1
KILLKE	COLLASUYO (CUZCO)	2
		6
MUYU ORQO	BATAN URQO (HUARO)	1
		2
MUYU ORQO	KULLUPATA (POMACANCHI)	3
PLAIN	CCOTOCOTUYOC (HUARO)	3
PUCARA	BATAN URQO (HUARO)	2
Q'OTAKALLI	BATAN URQO (HUARO)	2
		2
Q'OTAKALLI	CUZCO	1
		9
Q'OTAKALLI	HUARO	1
WARI	AYACUCHO / CONCHOPATA	2
		5
WARI	BATAN URQO (HUARO)	1
		3
WARI	CCOTOCOTUYOC (HUARO)	1
WARI	HUARO	5
		2
WARI	Q'ORIPATA (HUARO)	1

SAMPLE PREPARATION AND CHEMICAL ANALYSIS

Preliminary Processing of Samples

Before carrying out the analysis each sherd were cleaned, coded, photographed, and recorded in a digital form for archival purposes. Pertinent information for each sherd was recorded in a spreadsheet database. These data included site provenience, intra-site provenience (i.e., excavation context, when applicable, ceramic style, ware quality, decoration, vessel part and inferred vessel form.

Comparators and Neutron Flux Monitors

Mixed comparators of Au and Na were prepared using 250 μL of a primary standard containing 20.0 ppm of Au (III) and 20000 ppm of Na (I) in 1 M HCl medium. The solution was dried on high purity cellulose contained in small polyethylene capsules, producing a well-defined cylindrical disk of 9.0 mm in diameter and 2 mm in height. For the f and α determinations, high purity Zr foil disks of a 10 mm diameter and weighing 100 mg were used with the standards. The values of α and f

were determined using, respectively, the classic methods of three bare and two bare monitors (3).

Sample Preparation

The surface of each selected sample was carefully removed using a motorized hand drill and special high purity tungsten carbide drill bits. The sherd was then frozen in liquid nitrogen for 20 minutes and pulverized in an agate mortar. The pulverized samples were collected in glass vials, dried for 24 hours at 105 C, and homogenized for 3 hours. The analytical samples, weighing approximately 250 mg, were then placed inside polyethylene capsules (like those used for comparators) and sealed.

Irradiation and Counting

All samples were irradiated at a nominal neutron flux of $1.4 \times 10^{13} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ using a pneumatic transfer system to rigorously control irradiation and decay times. A well-thermalized irradiation site was employed to ensure a high value of the f parameter. For every f and α determination, a zirconium foil disk was irradiated between two standards for 30 minutes. Every sample was irradiated with a mixed standard. Special care was taken to ensure that each sample and comparator was irradiated in a reproducible method and with nearly identical neutron flux. Irradiation times varied from 5 seconds to 40 minutes, depending on the elements analyzed. After the appropriate decay times elapsed, samples and comparators were counted using high-resolution gamma spectrometry with a moderately low efficiency HP(Ge) detector (15%) and a source-detector distance of at least 7 cm to minimize self-coincidence effects. The maximum allowed dead time was 10 % and kept approximately constant during the counting process. Data reduction of the gamma spectra was accomplished using DBGAMMA V5.0 software. The efficiency curve of the gamma detector was periodically determined using ^{152}Eu , ^{241}Am and ^{133}Ba sources.

Data Processing and Quality Control

Calculations were made with an ad hoc computer program, which interacts with DBGAMMA. To assess the quality of the analytical results, the Analysis of Precision technique (4) was used, ensuring statistical control. Accuracy was assessed by frequent analysis of reference materials and the use of the α, β t- tests recommended by the National Institute for Standards and Technology (NIST) (5). Special

care was taken during the overall analytical process to get a set without any missing data.

STATISTICAL ANALYSIS

The analytical results, in logarithmic units, were further processed using the multivariate statistical analysis methods of: a) extraction of a set of principal components (without rotation) and b) hierarchical clustering: dendrogram formation using the method of averaged linkage (between groups) and Euclidean distance measures (not squared ones). The first five principal components were used as independent variables for the clustering. Many weeks were spent during the preliminary statistical analyses determining which elements were useful in characterizing and identifying ceramic groups. The following were ultimately selected: Ce, Cr, Dy, Eu, Fe, La, Sm, Sc, Th and Yb. The selection was made because these elements lead a set of principal components, which the first three of them (after rescaled) explained almost 90 per cent of the observed variance in the data.

3. RESULTS AND DISCUSSION

The three first principal components for some selected pottery styles are represented in figure 2. It can be appreciated that the samples of Wari pottery found in Ayacucho (solid red circles) form at least three compositional groups. This figure also allows to see the five samples of Wari pottery, which are located in the main core of the local group. These samples show a marked compositional affinity with diverse non Wari local pottery (represented by black small characters like as small x, void triangles and void circles for Cuzco, Paruro and Ccotocotuyoc styles). Also it can be seen that Wari style samples recovered from the Batan Urqo cemetery (solid green circles) spreads along the compositional space suggesting its diverse provenience, including Cuzco, Huaró, Paruro and Ayacucho sources. Finally, the spatial distribution of the Wari samples found in Huaró (solid blue circles) also suggest up to four sites of manufacture, including two different places in Ayacucho, one in Cuzco and other perhaps in Huaró. This proposition is in general agreement with the results from Glowacki's (6) analysis of pottery from Pikillacta, Who

identified two possible centers of Wari ceramic production, one of which was Paruro.

Late Intermediate Period ceramic styles also helped clarify the compositional groupings of local Cuzco Middle Horizon styles. Production patterns of Q'otakalli pottery, the principal local Middle Horizon ceramic style of Cuzco, was found to be very similar to that of Wari pottery recovered in the Huaró Valley, with possible centers of manufacture in the Cuzco Basin and in Huaró. Glowacki's earlier study of Middle Horizon pottery recovered from Pikillacta likewise indicated a production center for Q'otakalli pottery in the northern sector of the Cuzco Valley, supporting our current findings. These results further suggest that Wari and Q'otakalli societies utilized or even shared the same clay and other resources in ceramic manufacture.

With respect to other local Cuzco ceramic styles, our analysis was likewise facilitated by Late Intermediate pottery. Ccoipa pottery, speculated to be a subtype of Q'otakalli, exhibited no evidence of this relationship but appears to have been a local Cuzco Middle Horizon ceramic style manufactured mainly in the province of Paruro. Compositional patterning of Bandoja indicated that this pottery was, in fact, a local ceramic style whose production was separate from that of Wari pottery. Muyu Orqo, another Cuzco ceramic style previously thought to be influenced by Tiwanaku culture (7), showed a composition pattern which suggest that it is a locally manufactured ceramic style whose center of production was the Cuzco Basin area. Finally, Black Incised Pottery, defined by B. Bauer (8), and speculated to be a Wari influenced, and possibly, a locally Wari produced ceramic style, exhibited a compositional character distinct and separate from all other local Cuzco groups but within the range of local production. Consequently, this ceramic style was classified as local but no association to other ceramic styles of the region was made.

Our study suggests that patterns of ceramic production during the Middle Horizon were quite different from those of the succeeding Late Intermediate Period. Wari ceramic production in its Cuzco province does not appear to have been nearly as standardized as previously thought. Production occurred in different parts of the region and was exchanged between centers for local distribution. This pattern was probably initiated at the outset of the Wari occupation of Cuzco, which was centered in the Huaró Valley. The Wari Cuzco

occupation appears to have taken place gradually and with less state domination than had earlier been proposed. After becoming firmly established, the Wari designed and built Pikillacta, a highly structured architectural complex located a few kilometers north of Huaró. Further order was likely imposed on its Cuzco territory in the form of state political and economic control mandated by Wari administrators in Ayacucho. This theory would explain the diverse ceramic production patterns identified for Cuzco Wari pottery during the early stages of the Middle Horizon. It would further explain a more centralized pattern of ceramic production and distribution associated with the later site of Pikillacta, as indicated by Glowacki's research (9).

Our results likewise indicates considerable diversity of local Cuzco ceramic production, both in ceramic styles and production areas. From our data we can infer that local Cuzco groups co-existed with the Wari, sharing ceramic resources in pottery production and use. The appearance of certain ceramic styles, such as Black Incised Ware and a related orangeware (8), suggests that while Wari may have influenced the production of some local ceramic styles, they did not control local Cuzco pottery production neither its use. This relationship may have had its roots in the Early Intermediate Period, when Cuzco and Ayacucho populations may have first been in contact, as suggested by shared similarities of ceramic styles of these respective regions, namely, Q'otakalli and Huarpa (9).

Finally, our research confirms a bi-directional exchange of pottery between the Wari capital, Ayacucho, and its southern province, Cuzco. This finding is particularly interesting in light of the fact that the Wari, Ayacucho, ceramic samples used in this study were recovered by us from the site of Conchopata. Research conducted by D. Pozzi-Escot (10, 11) at Conchopata indicates that the site functioned as a center of pottery production for settlements in Ayacucho. Perhaps, it likewise served as a distribution center, where many

sources of pottery were collected and stored for later allocation.

4. REFERENCES

- [1]. DE CORTE, F., Habil. Thesis, Univ. Gent, Belgium, 1987.
- [2]. MONTOYA, E., (1995) MSc. Thesis, Univ. Per. Cayetano Heredia, Perú.
- [3]. DE CORTE, F., SORDO - EL HAMMAMI, MOENS, L., SIMONITS, A., De WISPELAERE, A., HOSTE, J., J. Radioanal. Chem. 62 (1981) 209.
- [4]. HEYDORN, K., (1980), Risoe-R-419, Risoe National Laboratory, Denmark. Ph.D. Dissertation.
- [5]. BECKER, D., et al., (1992), NIST Special Publication 829.
- [6]. GLOWACKI, M., (1996B), Análisis instrumental por activación de neutrones de cerámica Wari y otras pastas Wari coetáneas: una investigación preliminar sobre la producción cerámica en Cuzco, Perú durante el Horizonte Medio". Report submitted to the National Institute of Culture, Region of Cuzco, Peru.
- [7]. BAUER, B., (1989), Muyu Orqo y Ccoipa: Dos nuevos tipos de cerámica para la región del Cusco. Revista Andina 7(2):537-542.
- [8]. BAUER, B., (1999), The Early Ceramics of the Inca Heartland, Fieldiana No. 31, Field Museum of Natural History.
- [9]. GLOWACKI, M., (1996a), Ph.D. Dissertation. The Wari Occupation of the Southern Highlands of Peru: A Ceramic Perspective from the Site of Pikillacta., Department of Anthropology, Brandeis University, Waltham, Massachusetts.
- [10]. POZZI-ESCOT, D., (1982). Excavaciones en Conchopata. Gaceta Arqueológica Andina 1(4-5):9.
- [11]. POZZI-ESCOT, D., (1991). Conchopata: A Community of Potters. In Huari Administrative Structure: Prehistoric Monumental Architecture and State, edited by William H. Isbell and Gordon F. McEwan, pp. 81-92. Dumbarton Oaks Research Library and Collection, Washington, D.C.



- 1 PAMPAILLA
- 2 QOTAKALLI
- 3 WIMPILLAY
- 4 SEÑORPA
- 5 BATAN URQU
- 6 QORIPATA
- 7 ISLA ESTÉVEZ
- 8 SUNTURBAY
- 9 TIWANAKU
- 10 CONCHOPATA
- 11 KULLUPATA
- * PIKILLACTA

Figure 1. Sampled archaeological sites.

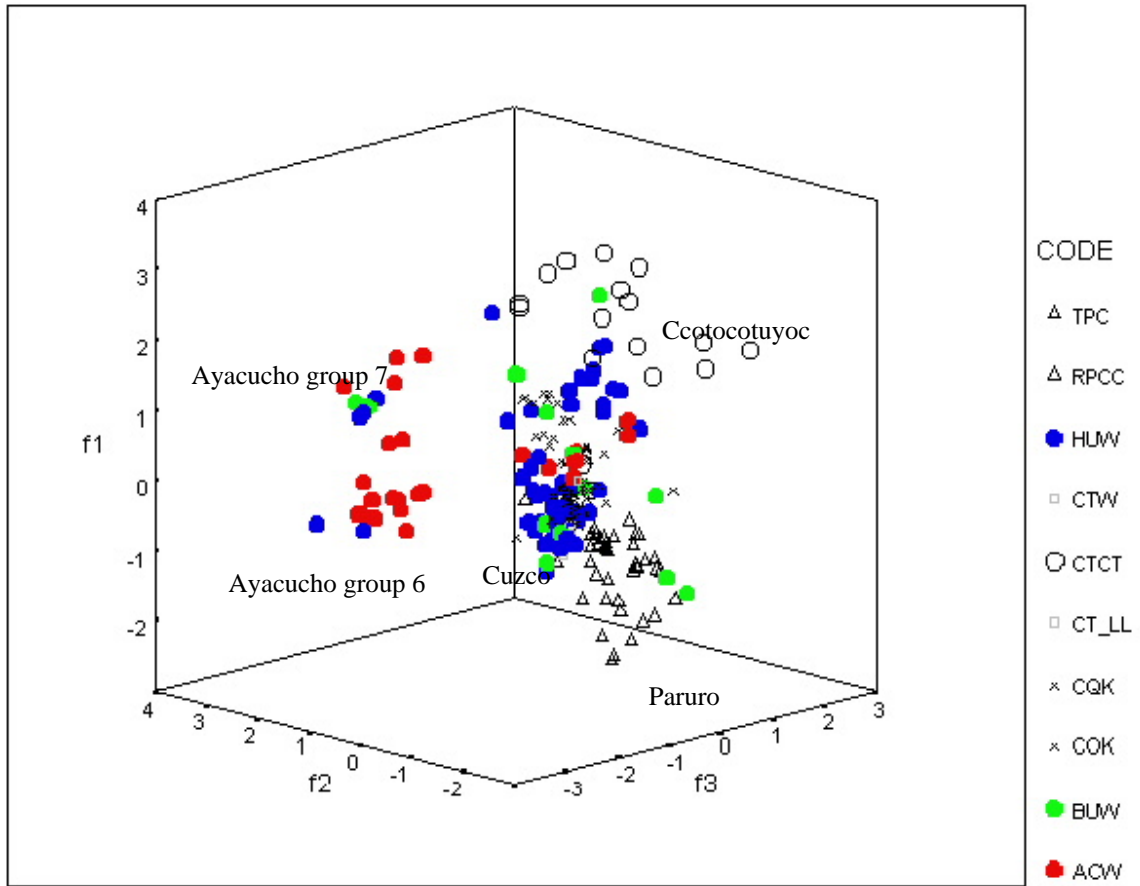


Figure 2. Graphical representation of first three principal components for selected pottery styles.

MEJORAMIENTO DE LOS LÍMITES DE DETECCIÓN DEL ANÁLISIS POR INYECCIÓN EN FLUJO EN ESPECTROFOTOMETRÍA DE ABSORCIÓN ATÓMICA CON LLAMA, MEDIANTE PROMEDIADO CONJUNTO DE LA SEÑAL ANALÍTICA

Montoya E. ⁽¹⁾ emontoya@ipen.gob.pe; Torres B. ⁽¹⁾

(1) Departamento de Química – IPEN / Lima, Perú

1. INTRODUCCIÓN

Desde su introducción en 1975 (1) el análisis por inyección en flujo (FIA) ha adquirido una gran importancia académica y práctica y actualmente cuenta con más de diez mil artículos de investigación publicados, habiendo sido aplicada a las más diversas técnicas analíticas (2), incluyendo el análisis gravimétrico (3). La técnica de FIA provee un medio simple de automatizar una gran cantidad de procedimientos analíticos por vía húmeda y algunas de sus principales ventajas reconocidas son (4):

- Alta productividad: de 60 a 200 muestras analizadas por hora.
- Bajo costo de operación y mantenimiento: El consumo de reactivos químicos por muestra analizada está en el orden de microgramos a uno o dos miligramos (esto también representa baja contaminación ambiental). Así mismo, el consumo de muestra es del orden de decenas a una centena de microlitros.
- Una gran parte del mantenimiento del equipo de FIA puede ser realizado por el propio usuario.
- Es aplicable a las principales técnicas instrumentales de análisis químico, tales como por ejemplo espectrofotometría de absorción atómica, ICP, potenciometría, voltametría e incluso HPLC. En todos los casos la utilización de FIA incrementa la productividad y reduce los costos de análisis de manera espectacular.
- Los principios fundamentales son fáciles de comprender e implementar.
- La instrumentación necesaria puede ser ensamblada directamente a partir de componentes relativamente poco costosos.

El presente trabajo describe un sistema simple que permite al análisis por espectrofotometría de absorción atómica con llama (FAAS) mediante FIA, la conocida técnica de promediado conjunto de la señal analítica con la finalidad de incrementar la relación señal / ruido, mejorando los límites de detección

obtenibles en un laboratorio con equipamiento corriente.

2. PARTE EXPERIMENTAL

El sistema de FIA está constituido como se muestra en la figura 1. Como detector se empleó un espectrofotómetro de absorción atómica PERKIN ELMER modelo 373, cuya salida analógica (0 a 1 voltio) fue conectada a una computadora personal IBM compatible, mediante una tarjeta de adquisición y control PLC711B de Advantech. El software para la adquisición y procesamiento de datos así como para el control del experimento fue elaborado empleando el programa LabWindows CVI de National Instruments. Para la inyección de la muestra se empleó una válvula de conmutación de fabricación casera, similar a la descrita por GRUDPAN, TAYLOR, SITTER & KELLER (5). Como sistema de propulsión del líquido transportador se empleó el sistema de aspiración del espectrofotómetro de absorción atómica y para la inyección de la muestra se utilizó una bomba peristáltica LKB BROMMA 2115 Multiperpex. La adquisición de datos y la inyección de la muestra se sincronizaron mediante el uso de un micro interruptor instalado en la válvula de conmutación y conectado de manera que el cierre y apertura del interruptor indican los cambios de posición de la válvula, siendo detectados por la computadora y dándose inicio al proceso de lectura de los datos. Este arreglo permite registrar repetidamente los perfiles de absorbancia en función del tiempo, producidas por concentraciones de analito en el rango de 0.05 ppm o menos, que presentan valores muy desfavorables de la relación señal / ruido, para el posterior promediado conjunto.

Las soluciones de calibración fueron preparadas por dilución con HNO₃ 0.5 M, de una solución patrón de 1000 ppm de marca Merck y (Cu(NO₃)₂·3H₂O en HNO₃ 0.5 M). Para verificar los resultados se analizó un conjunto de muestras de agua preparadas por el Centro Panamericano de Ingeniería Sanitaria (CEPIS) con concentraciones de 0.126 y 0.099 ppm respectivamente. Las muestras se analizaron directamente, sin mayor preparación.

3. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

La figura 2 muestra las señales obtenidas para diferentes concentraciones de cobre y la figura 3 muestra una comparación de la señal obtenida para una solución patrón de cobre de 0.025 ppm, en forma individual y como promedio de 16 réplicas, pudiéndose apreciar una significativa mejora de la relación señal /ruido para la señal promedio. La señal promedio es una visión ampliada de la que aparece en la figura 2. La figura 4 muestra la gráfica de calibración y la recta de regresión lineal correspondiente a los datos de la figura 2. Del examen detenido de estos resultados se puede inferir que el promediado conjunto de señal permite disminuir los límites de detección por debajo de 0.005 ppm, extendiendo el rango dinámico de trabajo de la espectrofotometría de absorción atómica con llama. La tabla 1 permite apreciar la exactitud ("veracidad") de los datos

obtenidos en el análisis de las muestras de referencia de CEPIS.

4. REFERENCIAS

- 1) J. Ruzicka & E. H. Hansen, *Analytica Chimica Acta*, 78 (1975) 145 – 157.
- 2) J. Ruzicka & E. H. Hansen, *Analytical Chemistry*, March 1 (2000) 212A – 217 A.
- 3) R. P. Sartini, E. A. G. Zagatto & C. C. Oliveira; *J. Chem. Ed.* 77(6), 2000 (735 – 737).
- 4) <http://www/GlobalFIA.com>, FIA – SIA Tutorial, Lesson 1, pp1.
- 5) Kate Grudpan, Colin Taylor, Ans Sitter & Cornelius Keller; *Fresenius J. Anal. Chem.* 1993; 346: 882-884.

Tabla 1. Valores obtenidos y certificados para las muestras de agua proporcionadas por CEPIS.

Código de muestra	Valor encontrado	Valor certificado
A	0.128	0.126
B	0.096	0.099
C	0.126	0.126
D	0.103	0.099

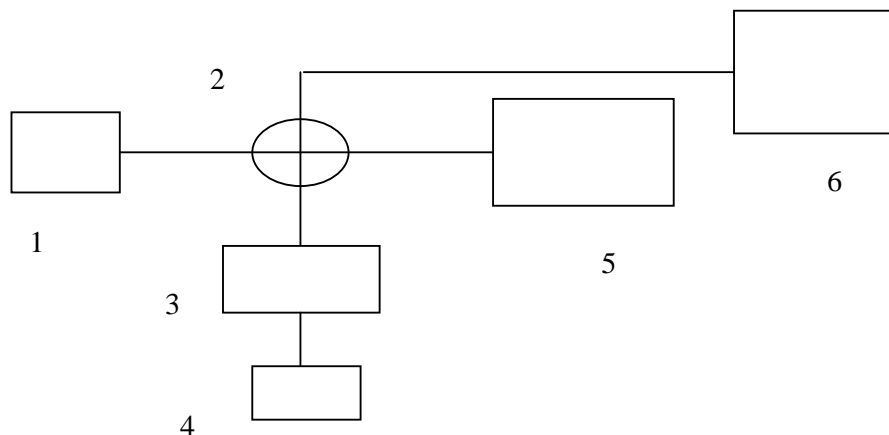


Figura 1. Diagrama del sistema de FIA utilizado: 1) Recipiente de líquido transportador, 2) válvula de inyección, 3) bomba peristáltica, 4) recipiente con muestra, 5) Detector (espectrofotómetro de absorción atómica), 6) recipiente de los desechos.

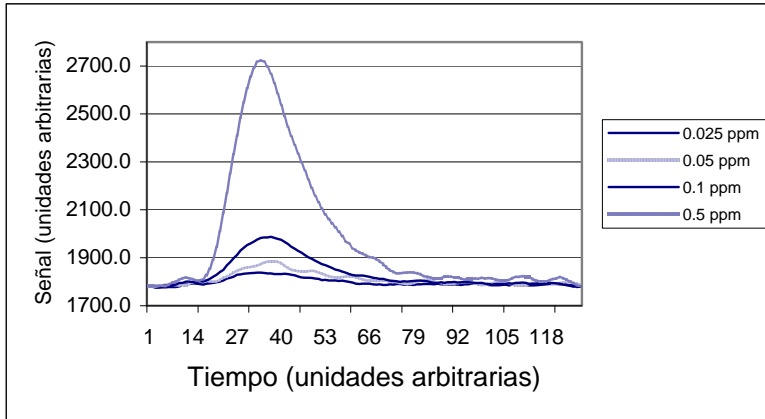


Figura 2. Señales obtenidas para diferentes concentraciones del analito en las soluciones patrón.

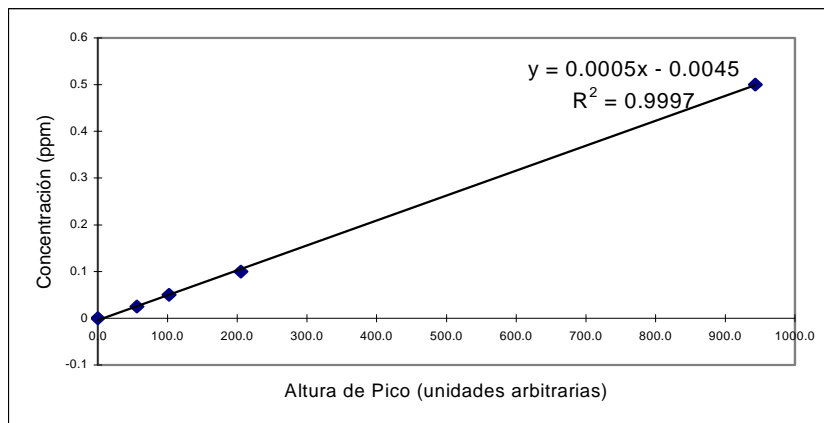


Figura 3. Incremento de la relación señal / ruido mediante promediado conjunto.

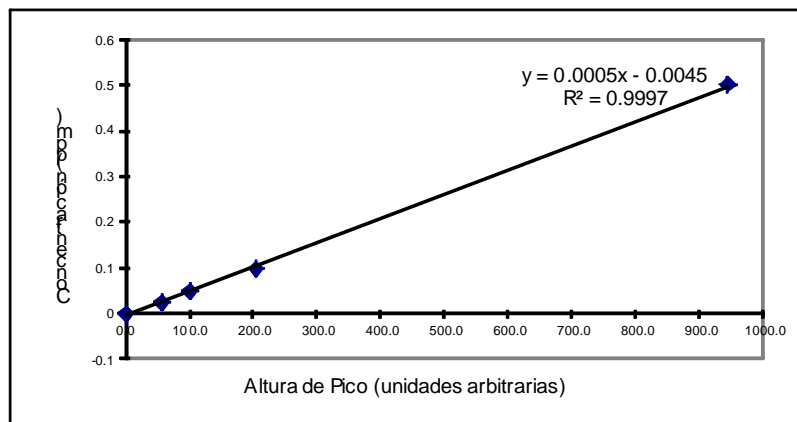


Figura 4. Curva de calibración para el análisis de cobre en agua mediante FIA – FAAS.

PROCEDIMIENTO PARA LA DETERMINACIÓN DE LA INCERTIDUMBRE DE LA MEDICIÓN EN ANÁLISIS POR ACTIVACIÓN NEUTRÓNICA, MÉTODO K₀

Bedregal P. ⁽¹⁾ pbedregal@ipen.gob.pe

(1) Departamento de Química – IPEN / Lima, Perú

Resumen

Este procedimiento ofrece una guía para la determinación de la incertidumbre de la medición en la técnica del análisis por activación neutrónica, utilizando el método del ksubcero, basado en la Guía Eurachem/CITAC, Quantifying Uncertainty in Analytical Measurement [1].

1. Introducción

Una parte importante del análisis químico es evaluar la *incertidumbre* de la medición y conocer el *error* en dicho análisis, es decir la exactitud. En la Guía EURACHEM/CITAC [1], se define **Incetidumbre** como “un parámetro asociado con el resultado de una medición, que caracteriza la dispersión de los valores que podrían razonablemente ser atribuidos a la medida”. En análisis químico la medida es la concentración de un analito. Se define el **Error** como “la diferencia entre un resultado individual y el valor verdadero (valor del material de referencia)”. El término incertidumbre no significa “duda” del resultado de un análisis sino la seguridad y confianza de la validez del resultado. Hay dos formas de evaluar la incertidumbre: Tipo A, mediante el análisis estadístico de una serie de mediciones y Tipo B que se basa en un juzgamiento científico usando la información relevante y disponible [2].

A. Pasos para la determinación de incertidumbre

El proceso de medición de la incertidumbre comprende cuatro pasos:

Especificación: Se escribe claramente lo que se va a medir, teniendo como referencia el procedimiento estándar de operación del método.

Identificación de las fuentes de incertidumbre: Para esto se considera el presupuesto de incertidumbre, donde se describen las componentes que contribuyen a la incertidumbre.

Quantificación de las componentes de incertidumbre:

Se estima la contribución de cada fuente de incertidumbre considerando, en algunos casos, los datos ya disponibles o planificando experimentos adicionales para completar que todas las contribuciones sean conocidas.

Cálculo de la incertidumbre total:

La cuantificación de las componentes se expresan como **desviaciones estándar** y se combinan siguiendo las reglas apropiadas de propagación de errores, para dar lugar a una **incertidumbre estándar combinada (u_c)**. Se utiliza un factor de cobertura de 2 (con un nivel de confiabilidad aproximado del 95%) para expresar la **incertidumbre estándar combinada expandida (U)**.

B. Requisitos Previos

B.1. Cada etapa del procedimiento de análisis es nombrada por un número, de la siguiente manera:

Nomenclatura	Etapas del análisis
1	Preparación de muestras y patrones
2	Irradiación de muestras y patrones
3	Medición de muestras y patrones
4	Valores de las constantes nucleares

B.2. La componente de incertidumbre en cada etapa del análisis se designa por una letra minúscula (a,b,c,..)

B.3. La incertidumbre combinada en cada etapa del análisis se designa como **u** con un subíndice que indica la componente respectiva.

B.4. La incertidumbre estándar combinada se designa como **u_c**.

B.5. La incertidumbre expandida se designa como **±U**.

2. Especificación del método de análisis

2.1. Procedimiento del método

2.1.1. Determinación de radionúclidos de vida corta: ^{165}Dy , ^{51}Ti , ^{27}Mg , ^{56}Mn , ^{24}Na , ^{52}V , ^{28}Al , ^{49}Ca por activación neutrónica – Método ksubcero (k_0).

2.2. Cálculo de concentración

Ecuación (1)

$$C_{(x)} = \frac{T_{esp,x}}{T_{esp,p}} \times \frac{k_{0,p}}{k_{0,x}} \times \frac{\epsilon_p}{\epsilon_x} \times \frac{f(\alpha) + Q_{0,p}(\alpha)}{f(\alpha) + Q_{0,x}(\alpha)}$$

Donde:

$k_{0,x}$, $k_{0,p}$ = constantes k_0 del elemento y del patrón

ϵ_x , ϵ_p = Eficiencia para elemento x y para el patrón

$f(\alpha)$ = parámetro de la posición de irradiación

$f(\alpha) + Q_{0,p}(\alpha) = F_p$

$f(\alpha) + Q_{0,x}(\alpha) = F_x$

Donde: Ecuación (2)

$$f(\alpha) = \frac{0.061891(Q_0(\alpha))_1 - \frac{T_{esp,1}}{T_{esp,2}}(Q_0(\alpha))_2}{\frac{T_{esp,1}}{T_{esp,2}} - 0.061891}$$

y Ecuación (3)

$$Q_{0,x}(\alpha), Q_{0,p}(\alpha) = \frac{I_0(\alpha)}{\sigma_0}$$

Donde; Ecuación (4)

$$I_0(\alpha) = E_{ref}^\alpha \left[\frac{I_0(0) - 0.429\sigma_0}{\hat{E}_r^\alpha} + \frac{0.429\sigma_0}{(1+2\alpha)E_{Cd}^\alpha} \right]$$

σ_0 = Sección eficaz del elemento x

2.2.2 Determinación de radionúclidos de vida media intermedia: ^{56}As , ^{82}Br , ^{153}Sm , ^{175}Yb , ^{140}La , ^{46}Sc , ^{239}Np , ^{42}K , ^{24}Na , ^{59}Fe , ^{122}Sb y de vida media larga ^{131}Ba , ^{51}Cr , ^{141}Ce , ^{60}Co , ^{134}Cs , ^{59}Fe , ^{233}Pa , ^{181}Hf , ^{86}Rb , ^{46}Sc por activación neutrónica – Método k_0 .

Estos procedimientos comprenden las etapas descritas en B1.

Ecuación (5)

$$T_{esp,x}, T_{esp,p} = \frac{C_{n,i} \times D \times C \times H}{S_i \times w_i}$$

Donde;

$$D = e^{\lambda_i t_d} \qquad C = \frac{\lambda_i}{1 - e^{-\lambda_i t_r}} \qquad H = \frac{t_r}{t_v}$$

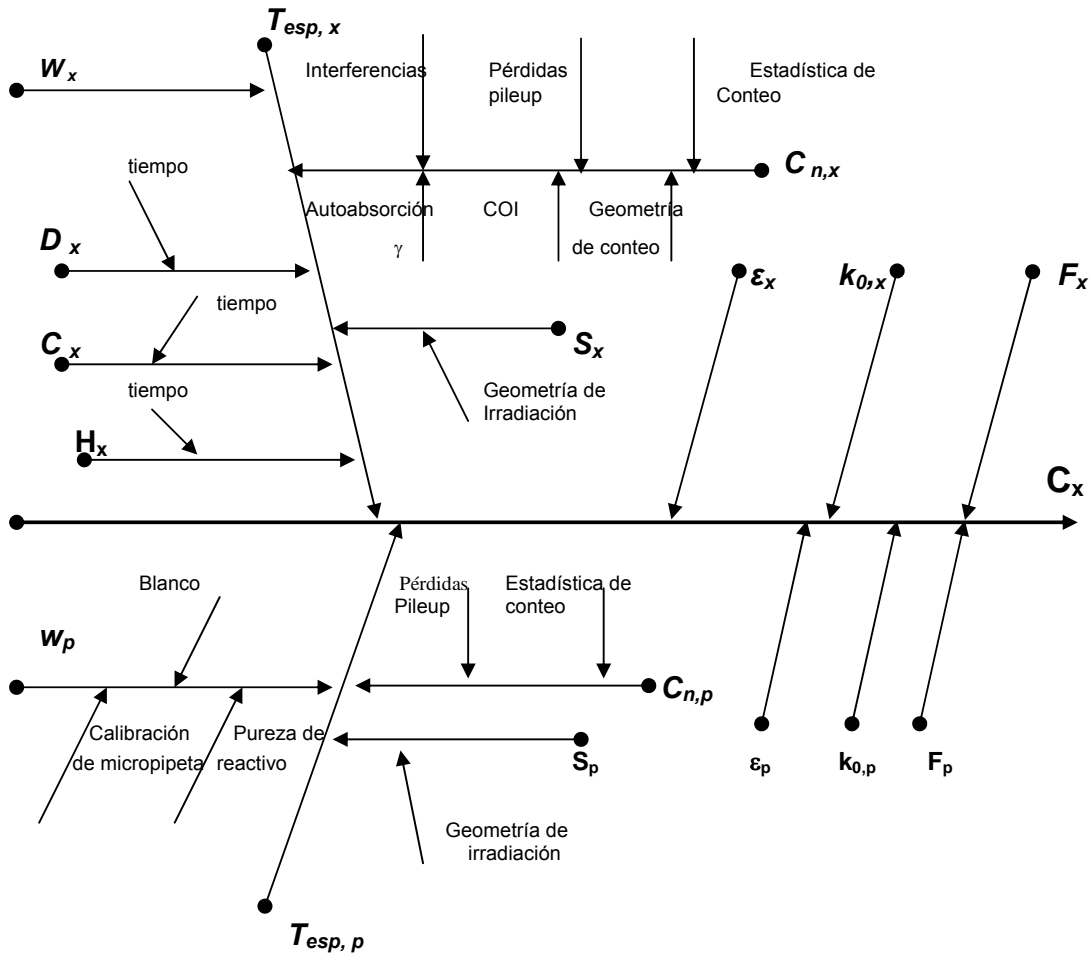
3. Identificación de las fuentes de incertidumbre

3.1. Presupuesto de Incertidumbre

El presupuesto de Incertidumbre y las componentes de variabilidad identificadas y evaluadas para el método de análisis por activación neutrónica instrumental, k_0 , en cada etapa, es el siguiente:

1. Preparación de muestras y patrones
 - 1.a. Determinación de masa de la muestra
 - 1.b. Determinación de masa del patrón
 - 1.c. Cambios en la masa de muestras debida a la humedad
 - 1.d. Concentración de patrones: pureza y estequiometría de los reactivos utilizados.
 - 1.e. Corrección de blancos (contaminación muestra-patrón y contaminación cruzada)
2. Irradiación de muestras y patrones
 - 2.a. Autoabsorción neutrónica
 - 2.b. Geometría de irradiación (gradientes de flujo neutrónico)
 - 2.c. Variaciones de flujo neutrónico en el vial de irradiación
 - 2.d. Tiempo de irradiación (sincronización de relojes)
 - 2.e. Pérdidas por volatilización durante la irradiación (para algunos elementos)
3. Medición de muestras y patrones
 - 3.a. Estadística de conteo
 - 3.b. Geometría de conteo
 - 3.c. Autocoincidencias verdaderas
 - 3.d. Pérdidas pileup
 - 3.e. Autoabsorción gamma
 - 3.f. Interferencias de rayos gamma
 - 3.g. Efectos por tiempo muerto
 - 3.h. Efectos por tiempo de decaimiento
4. Valores de los parámetros nucleares.
 - 4.a. Incertidumbre en los factores k_0
 - 4.b. Incertidumbre en los factores Q_0
 - 4.c. Incertidumbre en los parámetros f y α
 - 4.d. Incertidumbre en la Eficiencia

3.2. Diagrama causa-efecto para el método de análisis por activación neutrónica, k_0



4. Cuantificación de las fuentes de incertidumbre

1. Preparación de Muestras y Patrones

1.a. Determinación de la incertidumbre en la masa en la muestra W_x , u_{1a}

- Repetibilidad

La variabilidad de la balanza, está dada en el manual del fabricante. La desviación estándar para la balanza de 5 decimales, de peso hasta 205 g es 0.04 mg y de la balanza de 4 decimales de peso hasta 320 g es 0.15 mg.

La incertidumbre se evalúa utilizando una distribución triangular si se consideran las especificaciones del fabricante o una distribución gaussiana cuando se tiene mayor información procedente de una calibración.

$$u_R = \frac{S_{\text{Repetibilidad}}}{\sqrt{9}}$$

- Humedad

Se determina la humedad de las muestras que se analizan y se expresan los resultados en base seca, corrigiéndose por dicho factor. Por lo tanto esta fuente de incertidumbre es despreciable.

- Linealidad

La contribución de la incertidumbre en la linealidad de la balanza también la da el mismo fabricante. Para la balanza de cuatro decimales le corresponde un valor de 0.3 mg y

para la balanza de cinco decimales le corresponde un valor de 0.115 mg.

La evaluación de la incertidumbre se realiza utilizando una distribución rectangular

$$u_L = \frac{S_{\text{Linealidad}}}{\sqrt{3}}$$

La incertidumbre combinada para la masa de la muestra se determina:

$$u_{1a} = \sqrt{u_R^2 + u_L^2}$$

1.b. Determinación de la incertidumbre en la masa del patrón w_p , u_{1b}

- Pureza de los reactivos

La pureza del reactivo (solución estándar) que se va a usar para la preparación de los patrones, está dada por el fabricante en el certificado.

Se evalúa la incertidumbre usando una distribución rectangular

$$u_P = \frac{S_{\text{Pureza}}}{\sqrt{3}}$$

- Calibración de la micropipeta

La micropipeta utilizada para la preparación de patrones es calibrada siguiendo un procedimiento, obteniéndose la desviación estándar de una serie de mediciones.

$$u_{\mu p} = \frac{S_{\mu\text{pipeta}}}{\sqrt{9}}$$

- Contaminación

Se analizan blancos de muestra y patrón y se evalúa la variabilidad, llevando cartas de control de blancos analizados en un tiempo definido.

En caso de encontrarse algún tipo de contaminación se hace la corrección respectiva. Por lo tanto esta fuente de

$$u_{1b} = \sqrt{u_P^2 + u_{\mu p}^2}$$

incertidumbre es despreciable.

La incertidumbre combinada para la masa del estándar se determina:

2. Irradiación de muestras y patrones. S_x , S_p , u_2

2.a. Autoabsorción neutrónica

Esta componente de incertidumbre es despreciable en la mayoría de los casos. Puede ser necesario para elementos con alta sección eficaz y materiales de alta densidad [3].

2.b. Geometría de Irradiación de muestras y patrones

Se determina la gradiente del flujo neutrónico entre patrón (p) y muestras (m) en la posición en las que se irradia. Además se determina la variación de flujo a lo largo del vial para ubicar las muestras, patrón y materiales de control en posiciones tales que sean expuestas a flujo de neutrones exactamente conocido.

Se evalúa la incertidumbre considerando la distribución gaussiana.

$$u_{gi} = \frac{S_{\text{geometría de irradiación}}}{\sqrt{9}}$$

2.c. Tiempo de irradiación

Los relojes utilizados en el laboratorio están sincronizados con un reloj calibrado NIST por lo que se considera despreciable alguna variabilidad en los tiempos de inicio y final de la irradiación.

La incertidumbre combinada para la irradiación es:

$$u_2 = \sqrt{u_{gi(m)}^2 + u_{gi(p)}^2}$$

3. Medición de muestras y patrones. $T_{\text{esp}, x}$, $T_{\text{esp}, p}$, u_3

3.a. Estadística de Conteo de muestras y patrones

El programa utilizado para el tratamiento de espectros da el error del área del pico identificado y cuantificado [4] Manual del

dbgamma V.5, p.180. La incertidumbre se determina de dichas áreas, las cuales siguen una distribución Poisson.

$$u_{\text{área}} = \text{error}_{\text{área}}$$

3.b. Geometría de Medición

Las muestras y patrones tienen una forma bien definida y son medidas sobre una rueda intercambiadora de muestras, a dos distancias establecidas: 13.5 cm del detector para mediciones de elementos de vida media corta y a 5.7 cm del detector para mediciones de elementos de vida media intermedia y larga. La muestra y el respectivo estándar se cuentan en la misma posición de la rueda, de tal manera que se minimiza la variación en la geometría.

Se evalúa esta fuente de incertidumbre

$$u_{gcont} = \frac{S_{gcont}}{\sqrt{9}}$$

mediante una distribución gaussiana.

Cada cierto tiempo se verifica la geometría de conteo y la distancia del detector a la rueda intercambiadora.

3.c. Autocoincidencias verdaderas

La contribución por esta componente de incertidumbre se considera despreciable. En vista de que el efecto de esta componente se da para los radionúclidos de vida media intermedia y larga, se aplica un factor de corrección para cada elemento, obtenido de valores determinados por De Corte en [5].

3d. Pérdidas Pileup

Se tiene bien establecida las apropiadas condiciones de trabajo del equipo de medición

$$u_3 = \sqrt{u_{\text{área}(x)}^2 + u_{\text{área}(p)}^2 + u_{\text{absgam}}^2 + u_{\text{interfgam}}^2 + u_{gcont}^2}$$

4. Valores de los Parámetros Nucleares. ϵ_x , $k_{0,x}$, ϵ_p , $k_{0,p}$, $(f_{(\alpha)} + Q_{0(\alpha)})_x$, $(f_{(\alpha)} + Q_{0(\alpha)})_p$.

La incertidumbre estándar relativa de los parámetros utilizados en el método de k_0 por cada una de estas componentes es, según [5] y [6]:

y para las cuales se realiza la calibración pileup. La contribución a la incertidumbre por esta componente se considera despreciable.

3e. Autoabsorción gamma

$$u_{\text{int erfegam}} = \text{estadístic adeconteo}$$

Esta componente es importante para algunos elementos en determinado tipo de matrices como concentrados minerales. La evaluación de la incertidumbre está limitada por la estadística de conteo, la cual sigue una

$$u_{\text{absgam}} = \text{estadística de conteo}$$

distribución Poisson.

3.f. Interferencias de rayos gamma

Las interferencias de rayos gamma en análisis por activación neutrónica son bien conocidas y por lo tanto se evalúan. La incertidumbre está determinada por la estadística de conteo, la cual sigue una distribución Poisson.

3.g. Efectos por tiempo muerto

Esta componente de incertidumbre no es significativa ya que es corregida en los casos de radionúclidos de vida media corta.

3.h. Efectos por tiempo de decaimiento

La contribución por esta componente de incertidumbre es despreciable ya que se corrige para los radionúclidos de vida media corta.

La incertidumbre combinada para la medición del analito (x) y patrón (p) es:

Parámetros	Contribución
k_0	~1%
Q_0	~1%
α	~ 1.5%
f	~1%
eficiencia	~2%

Se determinan los parámetros de f y α para la posición de irradiación utilizada y se verifican

los valores obtenidos cada cierto tiempo establecido.

Se calibra el Sistema de Espectrometría Gamma en Eficiencia, verificándose dicha calibración en lapsos de tiempo.

La incertidumbre estándar que se considera para dichos parámetros es:

$$u_4, k_0, \varepsilon, x = 0.01 \text{ para la muestra}$$

$$u_4, k_0, \varepsilon, p = 0.01 \text{ para el patrón}$$

$$u_4, \alpha = 0.015$$

$$u_{4, f(\alpha)+Q_0(\alpha), x} = \sqrt{u^2 f_{(\alpha)} + u^2 Q_{0,(\alpha), x}}$$

$$u_{4, f(\alpha)+Q_0(\alpha), p} = \sqrt{u^2 f_{(\alpha)} + u^2 Q_{0,(\alpha), p}}$$

5. cálculo de la incertidumbre total

5.1. Incertidumbre Estándar Combinada, u_c

Considerando la ecuación (1) para el cálculo

de la concentración del analito, y siguiendo la ley de propagación de errores para productos y cocientes (regla 2 en [1] p. 26) la incertidumbre estándar combinada está dada por:

$$\begin{aligned} \frac{u_c C}{C} = & \sqrt{\left[\frac{u_{1a}}{1a}\right]^2 + \left[\frac{u_{1b}}{1b}\right]^2 + \left[\frac{u_2}{2}\right]^2 + \left[\frac{u_3}{3}\right]^2 + \left[\frac{u_4 k_{0,x}}{k_{0,x}}\right]^2 + \left[\frac{u_4 k_{0,p}}{k_{0,p}}\right]^2 +} \\ & + \left[\frac{u_4 \varepsilon, x}{\varepsilon, x}\right]^2 + \left[\frac{u_4 \varepsilon, p}{\varepsilon, p}\right]^2 + \left[\frac{u_4 f_{(\alpha)} + Q_{0(\alpha), x}}{f_{(\alpha)} + Q_{0(\alpha), x}}\right]^2 + \left[\frac{u_4 f_{(\alpha)} + Q_{0(\alpha), p}}{f_{(\alpha)} + Q_{0(\alpha), p}}\right]^2} \end{aligned}$$

Donde:

El numerador indica las incertidumbres estándar calculadas para cada componente, y

El denominador indica los valores respectivos asociados a cada una de dichas incertidumbres.

5.2. Incertidumbre Expandida, U

La incertidumbre expandida $U(C_x) = 2 * u_c$

Se considera un factor de cobertura de 2 que da una probabilidad aproximada del 95%.

6. Referencias

- [1] EURACHEM/CITAC Guide. Quantifying Uncertainty in Analytical Measurement, Second Edition, Final draft: April 2000.
- [2] TAYLOR, B.N. and KUYATT C.E., Guidelines for Evaluating and

- Expressing the Uncertainty of NIST Measurement Results, NIST Technical Note 1297, 1994.
- [3] DE SOETE, D., GIJBEL, R., Neutron Activation Analysis, Wiley-Interscience, London/New York/Sydney/Toronto, 1972.
- [4] CANBERRA Electronique. Manual del dbgamma, Versión 5.
- [5] DE CORTE, F., The k_0 -standardization method: a move to the optimization of neutron activation analysis, Habilitation Thesis, University of Gent, 1987.
- [6] J. KUCERA, P. BODE, V. STEPÁNEK. The ISO guide to the expression of uncertainty in measurement applied to NAA. Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Vol. 245. No. 1 (2000) 115-122.

EVALUACIÓN DE LAS INTERFERENCIAS UMBRALES EN LA DETERMINACIÓN DE Mg Y Cr POR ANÁLISIS POR ACTIVACIÓN NEUTRÓNICA

Mendoza P. ⁽¹⁾ pmendozah@yahoo.com

(1) Departamento de Química – IPEN / Lima, Perú

RESUMEN

La determinación del Mg y Cr mediante el análisis por activación neutrónica implica la evaluación de las interferencias umbrales como probables fuentes de variación sistemática la cual se efectúa mediante el empleo de núclidos blancos generadores de tal interferencia, encontrándose para el Mg un factor de corrección con relación al Al en términos de concentración de 14.2 ± 0.2 , mientras que la interferencia umbral $^{54}\text{Fe}(n,\alpha)^{51}\text{Cr}$ es mínima en la determinación del Cr.

CONTENIDO

En la activación neutrónica la reacción (n, γ) fundamenta la especificidad del análisis pero dada la característica del espectro energético del flujo neutrónico cabe esperar que la relación de flujo térmico y epitérmico varíe en función de la posición de irradiación que para el caso del sistema neumático finlandés colocado en la posición B1 del núcleo del reactor RP-10 (configuración: N°21) es de 66.4 siendo la componente del flujo rápido de 2×10^{12} n/cm²s.

La presencia de Al y Fe a niveles macros en material geológico, sedimentos así como en ciertos concentrados y minerales aumenta la probable formación de productos por reacción umbral como es el caso del $^{27}\text{Al}(n,p)^{27}\text{Mg}$ y de $^{54}\text{Fe}(n,\alpha)^{51}\text{Cr}$ respectivamente los cuales dan lugar a una concentración adicional al producido por la reacción de captura radiactiva.

Una forma directa para determinar tales contribuciones es evaluar la formación del ^{27}Mg y ^{51}Cr en matrices de Al y Fe de alta pureza respectivamente.

Para tal efecto se acondiciona hojuelas de Al de alta pureza (99.96%) de alrededor 0.25g en cápsulas de irradiación conjuntamente con estándares de sodio y se irradia en la posición B1 por espacio de 10s a un flujo de 1.6×10^{13}

n/cm²s, luego, un decaimiento promedio de 900s y una medición en el detector de GeHp marca Canberra GC1518 aprox. de 1000s a una geometría de 14cm con un tiempo muerto menor a 5%.

Se efectúa la evaluación espectral mediante el programa Data Base Gamma (DBG) siendo el error estadístico de los fotopicos involucrados en el análisis, 1779 keV del ^{28}Al y 843.6 keV y 1014.2 keV del ^{27}Mg , menor al 0.5% en donde estos dos últimos son producto de la interferencia mencionada.

Se determina la concentración respectiva del Al y Mg, supuestamente formado por la interferencia, mediante el método Ko [1] tal como se muestra a continuación:

Réplica	Al (%)		Mg (%)	
	1779	843.6	1014.2	
1	102.6	7.4	7.2	
2	99.4	7.1	6.9	
3	106.4	7.4	7.3	
4	105.2	7.4	7.4	
5	100.5	7.3	7.2	
6	100.9	7.2	7.2	

La relación de concentración de Al y Mg supuestamente formado será el factor de corrección que permitirá determinar el contenido real de Mg. La presencia frecuente del ^{56}Mn en las matrices mencionadas en un principio origina la formación de un duplete mediante el fotopico de 846.6 keV con el fotopico de 843.6 keV del ^{27}Mg situación no adecuada de resolver por el programa dado la falta de una mejor resolución del sistema para la banda pasante de 3 MeV establecida.

El factor de corrección dada por la relación de concentración de Al y Mg en base a los fotopicos de 1779 keV y 1014 keV respectivamente es de 14.2 ± 0.2 (incertidumbre expresada como desviación estándar al 68%).

Una aplicación importante es la corrección del contenido de Mg en la muestra de referencia BRS-2704 (sedimento de río).

Al	Mg	
	Experimental	corregido
Concentración (%)		
6.09	1.77	1.34
6.18	1.67	1.23
5.94	1.83	1.41
6.05	1.83	1.40
	valor promedio \pm DS	1.34 \pm 0.08
	valor certificado	1.20 \pm 0.02

Desde 1995 se ha observado una variación sistemática del Cr en alrededor del 15% con relación a los valores certificados en diversos materiales de referencia.

Tal variación puede ser explicada parcialmente por la reacción umbral de $^{54}\text{Fe}(n,\alpha)^{51}\text{Cr}$ cuya sección eficaz es de $600\pm 200 \mu\text{b}$ siendo el período de semidesintegración de 27.7 d y un 5.8% de abundancia isotópica [2].

Evaluando el ^{51}Cr formado en función del contenido de Fe podemos determinar el grado de magnitud de la interferencia originada por la reacción (n,p) en el ^{54}Fe para lo cual se emplea $\text{FeSO}_4 \cdot 7\text{H}_2\text{O}$ diluyendo en forma sólida con celulosa q.p. para obtener valores de concentración expresado en Fe de 5%, 10% y 15%.

Se agrega 0.1 g de masa a envases de polietileno ultrapuro adicionando directamente alícuota de 0.5 ml de solución estándar de Cr (100mg/ml) secando con luz infrarroja, en una aplicación directa del método de Adición Estándar.

Se acondicionan conjuntamente con estándares de sodio y se irradia por espacio de 30 m para luego de 5 d proceder a su conteo en detector GeHp a 5.5 cm de distancia por espacio de 10000 s.

Se evalúa los fotopicos de 320 keV y 1099 keV del ^{51}Cr y ^{59}Fe respectivamente con un error de área menor al 3% empleando el

programa DBG en forma interactiva. Se calculan las concentraciones para el Cr y Fe empleando el método de Ko.

Fe (%)	Cr (ug)
0.00	54.0 \pm 1.4
5.32	52.4 \pm 1.4
10.74	53.8 \pm 1.5
15.72	55.6 \pm 1.5
20.85	53.8 \pm 1.4
incertidumbre expresado como desviación estándar al 68%	

Se observa un comportamiento constante que infiere no incremento del contenido de Cr por reacción (n, α) en ^{54}Fe .

Asimismo, la diferencia sistemática con respecto al valor teórico agregado de 50 ug obedece en parte al empleo de estándares de sodio con error sistemático del 4%.

Probable contaminación de Cr en el reactivo se encuentra dentro del rango de incertidumbre.

En el análisis de muestra de referencia OHIO RED CLAY se determinó una concentración de $98.4\pm 6.3 \text{ mg/kg}$ en Cr para un valor certificado de $90.7\pm 7.4 \text{ mg/kg}$ empleando muestra de 0.20g lo que en términos de masa representa casi 2 ug de Cr en exceso bajo una presencia de 5.2% de Fe en dicha muestra de referencia.

Tal diferencia no puede sustentarse por efecto de la interferencia umbral si bien está algo por encima de la variabilidad observada.

REFERENCIAS

- [1] MONTOYA ROSSI, Eduardo. Principales Convenciones para la tasa de reacción (n, γ) y parámetros de la posición de irradiación, utilizados en el Análisis por Activación Neutrónica según el método K-subcero y otros métodos paramétricos. Tesis de Maestría 1995
- [2] ERDTMANN, Gerhard. Neutron Activation Tables Verlag Chemie – Volume 6 1976.

ANÁLISIS DIRECTO DE ELEMENTOS TRAZA EN AGUA NATURAL POR FLUORESCENCIA DE RAYOS X EN REFLEXIÓN TOTAL

Olivera P. ⁽¹⁾ polivera@ipen.gob.pe; Tiznado, W. ⁽²⁾ willtiznado@hotmail.com

(1) Departamento de Química – IPEN / Lima, Perú

(2) Universidad Nacional Federico Villarreal, Facultad de Ciencias Naturales y Matemáticas, EP Química

RESUMEN

Se ha desarrollado un método de análisis directo para la determinación simultánea de Cr, Mn, Fe, Co, Ni, Cu, Zn y As a niveles de traza (ng/g) en muestras de agua de río, mediante la técnica de Fluorescencia de rayos en Reflexión Total y el uso de Ga como estándar interno. El método se ha puesto a punto con el material de referencia NIST 1643 d y los límites de detección para dichos elementos oscilan entre 11 y 41 ng/g. Se ha observado una alta precisión, exactitud y sensibilidad del método.

1. INTRODUCCIÓN

La emisión de sustancias orgánicas e inorgánicas en el curso de las aguas de un río afecta adversamente su calidad, especialmente cuando es fuente de alimentación directa e indirecta del hombre. La contaminación provocada por la presencia de trazas metálicas puede ser controlada, si se conoce oportunamente la concentración en que esta presente.

La Fluorescencia de rayos X en Reflexión Total es una técnica analítica multielemental que permite la determinación de elementos traza en muestras líquidas, en forma directa y con un mínimo de manipulación para el análisis con resultados reproducibles y confiables en un tiempo relativamente corto.

2. PARTE EXPERIMENTAL

INSTRUMENTACION

El sistema de Análisis por Fluorescencia de Rayos X en Reflexión Total está constituido:

- Generador de Rayos X Marca SIEMENS Modelo KRISTALOFLEX 760, con un Tubo de rayos X, con ánodo de Mo.
- Módulo de Reflexión Total.
- Detector de Ge Planar con ventana de Berilio Modelo 71501E. Marca CANBERRA.
- Pre - Amplificador marca CANBERRA, Modelo 2008.
- Fuente de alto voltaje Marca ORTEC Modelo 459.
- Portanim marca BNC Modelo AP-2H
- Amplificador Modelo 672. Marca ORTEC
- Osciloscopio Marca TRIO Modelo CS-1830.
- Tarjeta multicanal. Marca NUCLEUS Modelo PCAII. Serie II incorporado a una Computadora Marca DATA WORLD Modelo AT/486. con procesador matemático (monitor Modelo VGA Marca VIEWSONIC.

PREPARACIÓN DE SOLUCIONES PATRÓN

Para evitar la introducción de errores desconocidos se trabajó con soluciones patrón certificadas, MERCK de todos los elementos de interés, las soluciones fueron preparadas en medio HNO₃ ultra puro Baker, 0.5N, se utilizó como blanco, agua bidestilada.

CURVAS DE CALIBRACIÓN

Se construyó curvas de calibración para el rango de 0-800ng/g, para los elementos Cr, Mn, Fe, Co, Ni, Cu, Zn y As en base a la Intensidad Relativa $(I/I_{Ga}) * C_{Ga}$ y la concentración del analito $i (C_i)$ en ng/g, El Ga fue utilizado como estándar interno

En las figuras 1, 2, 3, 4, 5, 6, 7 y 8, correspondientes a las curvas de calibración para Cr, Mn, Fe, Co, Ni, Cu, Zn y As respectivamente, se observa una distribución lineal de los puntos lo cual indica una relación lineal entre la señal analítica y la concentración.

IRRADIACIÓN Y MEDICIÓN

Se tomó 10 µl de cada solución y del blanco y se depositó sobre un reflector, de Cuarzo ultra

puro, se dejó secar bajo una lámpara de luz infrarroja y se colocó en el porta muestras de la unidad de reflexión total para ser irradiados por 1000 s. Las condiciones de irradiación fueron:

Radiación primaria: 17.441Kev (tubo de Mo)

Voltaje: 40kV y 15mA de corriente:

Los espectros de fluorescencia de Rayos X generados se acumularon en el sistema de espectrometría de rayos X. Se procedió de la misma forma con las muestras de referencia.

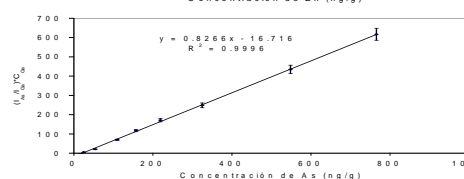
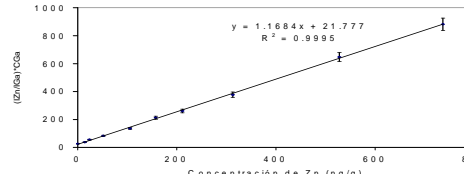
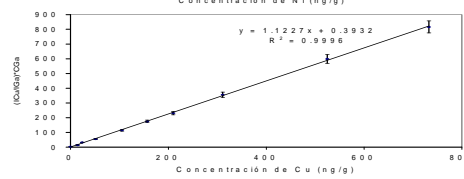
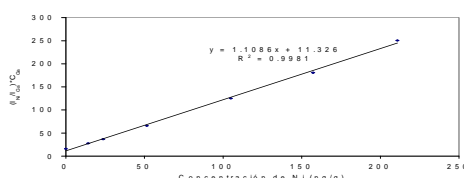
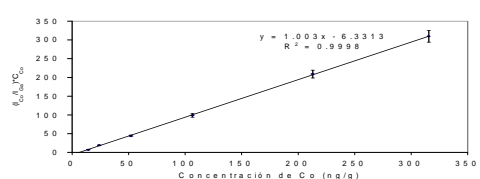
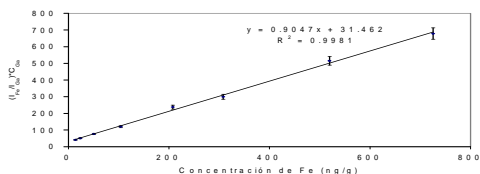
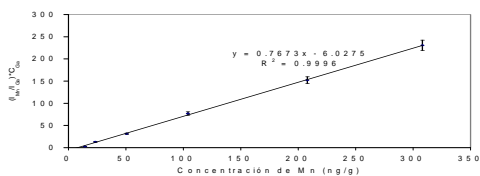
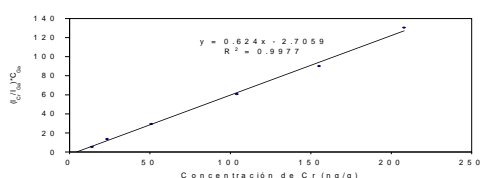
EVALUACIÓN DE ESPECTROS

Se utilizó el Software Quantitative X-ray Analysis System AXIL, versión 3.5,

proporcionado por el Organismo Internacional de Energía Atómica.

Tabla 1. Resultados del análisis de la muestra de referencia GEO3 (CEPIS).

Elemento	Concentración (ng/g) ± σ	Concentración Certificada (ng/g)	Rango de Aceptabilidad
Cr	94 ± 2	97.2	82.9-111
Mn	255 ± 2	281	250-310
Fe	635 ± 11	626	555-700
Co	118 ± 1	130	114-145
Ni	71 ± 2	-	-
Cu	36 ± 4	50.9	41.6-58
Zn	489 ± 5	489	428-541
As	110 ± 4	121	98.9-144



Figuras 1, 2, 3 y 4. Curvas de Calibración para análisis de agua de río para Cr, Mn, Fe y Co, respectivamente.

Figuras 5, 6, 7 y 8. Curvas de Calibración para análisis de agua de río para Ni, Cu, Zn y As, respectivamente.

Tabla 2. Resultado del análisis cuantitativo de muestra de referencia 1643d (NIST).

Elemento	Concentración (ng/g) ± σ	Valor Certificado (ng/g)
Cr	19 ± 3	18.53
Mn	34 ± 2	37.66
Fe	105 ± 8	91.2
Co	16 ± 1	25
Ni	69 ± 2	60
Cu	24 ± 3	24.3
Zn	103 ± 4	72.5
As	52 ± 4	56.02

Tabla 3. Límites de detección.

Elemento	Límite de Detección (ng/g)
Cr	17
Mn	16
Fe	41
Co	14
Ni	11
Cu	18
Zn	21
As	40

3. DISCUSIÓN DE RESULTADOS

Los límites de detección están en el orden de 15-50 ng/g, sin realizar ningún tratamiento de preconcentración, lo cual demuestra la alta sensibilidad de la técnica y su gran campo de aplicación en el análisis de aguas naturales.

Los resultados obtenidos para la muestra de referencia 1643d (NIST), presentan discrepancias de hasta el 15% para todos los elementos, lo cual demuestra la exactitud de la técnica aún cuando estos elementos se encuentran en concentraciones muy cercanas a los límites de detección

El material de referencia utilizado permitió verificar los datos experimentales obtenidos en cuanto a precisión, exactitud y sensibilidad en órdenes de concentración de ng/g sin necesidad de pre-concentrar la muestra.

4. CONCLUSIONES

Se ha puesto a punto un método para la determinación directa de elementos traza de Cr, Mn, Fe, Co, Ni, Cu, Zn, As, en muestras de agua de río mediante la técnica de Fluorescencia de Rayos x en Reflexión Total y el uso de un estándar interno.

El análisis por Fluorescencia de Rayos X en Reflexión Total es una excelente alternativa para determinar directamente elementos a niveles de traza en aguas naturales que no tienen un alto contenido de matriz.

Los límites de detección del método para los elementos analizados están en el rango de los ng/g, lo que la convierte en una excelente herramienta de análisis tanto con fines de investigación como en evaluaciones rutinarias. Para mejorar los límites de detección se sugiere pre-concentrar la muestra.

5. BIBLIOGRAFÍA

- [1] Tertian, R.; Claisse, F. Principles of Quantitative X-ray Fluorescence Analysis, 1982.
- [2] Spectrochimica Acta. Vol. 46, Part. B N°10, 1991.
- [3] Miller, J. C. & Miller, J. N. (1993). "Estadística para Química Analítica". 2 ed.
- [4] Long, Gary L. & Winefordner, J. D. (1983). "Limit of Detection; A Closer Look at the IUPAC Definition". Analytical Chemistry, Vol. 55, No 7.
- [5] Greenberg, R. R. (1994). "Accuracy in Standards Preparation for Neutron Activation Analysis". Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry. Articles, Vol. 179, No 1, pp. 132-136.

DETERMINACIÓN DE Cr, Mn, Fe, Co, Ni, Cu, Zn y As EN AGUAS DEL RÍO RÍMAC POR FLUORESCENCIA DE RAYOS-X EN REFLEXIÓN TOTAL

Tiznado W. ⁽¹⁾ wiltiznado@hotmail.com; Olivera P. ⁽²⁾ polivera@ipen.gob.pe

(1) *Universidad Nacional Federico Villarreal, Facultad de Ciencias Naturales y Matemáticas, EP Química*

(2) *Departamento de Química – IPEN / Lima, Perú*

RESUMEN

Se han analizado muestras tomadas en trece estaciones a lo largo de la cuenca del río Rímac. Los muestreos se realizaron durante un período de un año (Septiembre 1998 – Agosto 1999), con una frecuencia de un muestreo por mes. Se ha utilizado la técnica de Análisis por Fluorescencia de Rayos-X en Reflexión Total para determinar los elementos Cr, Mn, Fe, Co, Ni, Cu, Zn y As en su fase disuelta.

De los resultados obtenidos se observa: la relación de la presencia de estaciones mineras con el nivel de concentración de metales, especialmente en el Zn y el Fe; el As está presente en concentraciones por encima de los niveles máximos permisibles en algunas de las estaciones muestreadas; además, el Ni y el Cr - que son elementos de importancia tóxica- se encuentran en concentraciones muy bajas. Por otro lado, ha quedado demostrado que el método de análisis empleado es útil como herramienta de monitoreo de la calidad de aguas superficiales debido a sus bajos límites de detección y a la rapidez con que se ejecutan los análisis.

1. INTRODUCCIÓN

El río Rímac es fuente de alimentación de la población de la Ciudad de Lima y desemboca en el mar introduciendo las sustancias tóxicas que va recogiendo a lo largo de su recorrido. Por esto, un inventario adecuado de la carga contaminante y un conocimiento del comportamiento durante su transporte es un prerequisite indispensable para controlar la contaminación.

El Ministerio de Salud a través de su dirección de Salud IV Lima Este, viene investigando la carga y el comportamiento de transporte de parámetros contaminantes en el río Rímac por cerca de tres años. La complejidad de esta labor requiere un trabajo interdisciplinario que

básicamente se puede resumir de la siguiente manera:

- Establecimiento de estaciones adecuadas de muestreo a lo largo de río y la elección de la frecuencia del muestreo.
- Procedimientos analíticos eficientes para la determinación de los parámetros contaminantes y
- Herramientas numéricas y estadísticas para evaluar los datos y que ayuden a tomar decisiones.

En este contexto la determinación de metales pesados a niveles de trazas es importante cuando se evalúa la calidad del agua de río. Los metales se encuentran distribuidos en cantidades variables entre la solución y las partículas suspendidas, la relación depende de la solubilidad de las especies y de las condiciones fisicoquímicas y biológicas en el río.

2. PARTE EXPERIMENTAL

MUESTREO

Esta etapa del trabajo se realizó conjuntamente con el personal del Ministerio de Salud, quien tiene a su cargo el monitoreo mensual de la calidad del agua del río Rímac.

ESTACIONES DE MUESTREO

Las estaciones de muestreo establecidas por el Ministerio de Salud han sido elegidas teniendo como referencia las estaciones del trabajo "Estudio de Contaminación y Preservación del río Rímac OSASA", desarrollado por la División de Preservación del Medio Ambiente del Ministerio de Salud en el año 1981, están estratégicamente ubicadas y cumplen con las recomendaciones básicas que brinda la Organización Mundial de la Salud (OMS.) y la guía de colección y almacenamiento de muestras de agua CETSB, para la elección de estaciones de muestreo en la evaluación de la calidad de aguas superficiales.

Tabla 1. Estaciones de muestreo.

N°	Punto de muestreo	Localidad	Distrito	Provincia	Dpto
1	Bocatoma laguna Ticticocha	Ticticocha	Sn. Mateo de Huanchor	Huarocharí	Lima
2	Puente Anchi II	C.Central Km. 100,9	Sn. Mateo de Huanchor	Huarocharí	Lima
3	Puente Sn. Mateo	PP.JJ.Pite	Sn. Mateo de Huanchor	Huarocharí	Lima
4	Puente Tamboraque II	Tamboraque	Sn. Mateo de Huanchor	Huarocharí	Lima
5	Bocatoma Hidroeléctrica Pablo Bonner	Tamboraque	Sn. Mateo de Huanchor	Huarocharí	Lima
6	Puente Tambo de Viso	Tambo de Viso	Sn. Mateo de Huanchor	Huarocharí	Lima
7	Puente Surco	San Jerónimo de Surco	Sn. Jerónimo de Surco	Huarocharí	Lima
8	Puente Ricardo Palma	Ricardo Palma	Ricardo Palma	Huarocharí	Lima
9	Estacirológica Autisha	Autisha	Sn. Antonio de Chaclla	Huarocharí	Lima
10	Puente Santa Eulalia	Sta. Eulalia	Sta. Eulalia	Huarocharí	Lima
11	Alt. Centro de Salud Moyopampa	Chosica	Lurigancha	Lima	Lima
12	Puente Morón	Morón	Chaclacayo	Lima	Lima
13	500m. antes del puente Huachipa	Huachipa	Lurigancha	Lima	Lima

COLECTA Y ALMACENAMIENTO DE MUESTRA

Las muestras se tomaron con recipientes de polietileno de boca ancha y vaciaron en frascos rotulados de polietileno debidamente limpios [5,6] y se transportaron en *coolers* con hielo [6] al laboratorio. Las muestras que presentaban turbidez fueron filtradas y todas acidificadas con HNO₃ suprapuro a pH <2 [5,6] y se almacenó en ausencia de luz a 4 °C de temperatura [5], hasta el día de su análisis.

PREPARACION DE LAS MUESTRAS

Adición del estándar interno.

Se enrasó en una fiola de 10 ml muestra con 1 ppm de Ga como estándar interno agitando vigorosamente para su homogenización. Se depositó 10 µl de la muestra preparada sobre un reflector limpio, siliconado [8] y previamente evaluado y se seca bajo una lámpara de luz infrarroja.

Se coloca el reflector en la unidad de reflexión total y se irradia por 1000 s con un haz de

rayos X primarios proveniente del Tubo de Rayos X con ánodo de Mo, cuya energía de emisión es de 17.44 KeV, con 40 KV y 15 mA de corriente.

Los espectros son adquiridos en el sistema de espectrometría de Rayos X, constituido por un detector de Ge-planar con ventana de Berilio y su electrónica asociada y almacenados en una PC.

Los espectros son evaluados mediante el Quantitative X - Ray Analysis System (QXAS) Versión 3.5 Software proporcionado por el OIEA.

Con la intensidad relativa calculada se determina la concentración utilizando las curvas de calibración ya establecidas en [10].

3. DISCUSIÓN DE RESULTADOS

Paralelamente a las muestras de agua del río Rímac se analizó como muestra de control, un material de referencia, cuyos resultados se muestran en la Tabla 2:

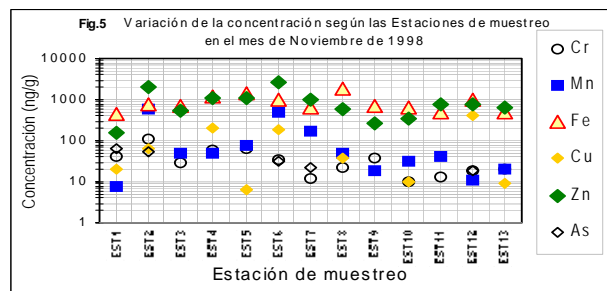
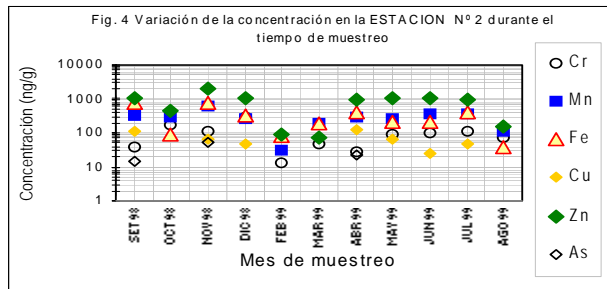
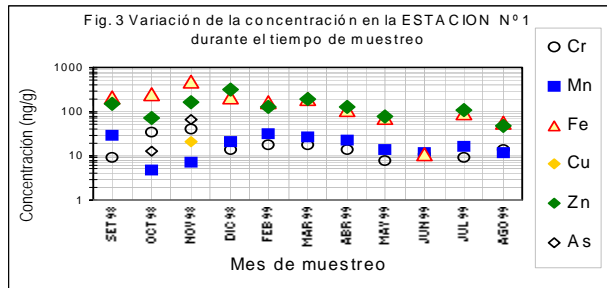


Tabla 2. Resultado del análisis cuantitativo de la muestra de referencia 1643D (NIST).

ELEMENTO	Valor certificado(ng/g)	Concentración (ng/g)±σ	Concordancia %
CROMO	18.53	19.6±2.72	
MANGANESO	37.66	33.4±1.65	
HIERRO	91.2	105.0±8.16	
COBALTO	25	16.0±1.08	
NIQUEL	60	69.8±2.25	
COBRE	24.3	24.3±3.70	
CINC	72.5	103.2±4.06	
ARSENICO	56.02	52.2±3.96	

Se utilizó el Ga como estándar interno porque es un elemento que está ausente en agua y sensible a la Fluorescencia de Rayos X

Las muestras fueron medidas el mismo día en que se prepararon, para evitar errores por la sustitución de los analitos debido al intercambio iónico en las paredes del vidrio en los matraces graduados [7].

Los resultados de las muestras de referencia se midieron por triplicado obteniéndose

buenos resultados para la muestra certificada de la NIST, el único elemento que difiere en más del 25% del valor certificado es el Zn, lo cual puede deberse a contaminación incluida en la etapa de preparación de muestra o a contaminación de la muestra certificada.

En la estación 1 se observa un agrupamiento entre el Zn y el Fe, los cuales se encuentran en mayor concentración con respecto a los demás elementos a pesar de ser ésta una laguna (considerada por algunos autores como el inicio del río Rímac); está cerca a algunos centros mineros y teniendo en cuenta que estos explotan básicamente minerales de Zn y Fe, la alta presencia de estos elementos con respecto a los demás podría atribuirse a efectos de contaminación. Por otro lado, no se debe descartar un proceso natural de la inclusión de estos elementos ya que las rocas y suelos de esta zona son ricos en estos elementos. Desde la estación 2 hasta la 6 se observa un aumento del Mn y un ligero agrupamiento con el Fe y el Zn, el Mn es un elemento relativamente abundante que se encuentra presente en muchos minerales junto con el Fe. En las demás estaciones prevalecen los elementos Fe y Zn, mientras que el Mn tiende a disminuir. Se observa una ligera tendencia a agruparse del Mn con el As en las estaciones 10, 11, 12 y 13, lo cual puede darse por diversas causas. No se observa desplazamientos grupales de todos los elementos en función del tiempo.

En casi todos los meses el Fe, el Zn y el Mn se incrementan en la estación 2 con respecto a la estación 1, manteniéndose las concentraciones hasta la estación 5, estas estaciones se encuentran muy próximas a estaciones mineras y a depósitos de relaves. Entre los diferentes meses de muestreo el Zn y el Fe tienden a disminuir a partir de las estaciones 6 y 7, lo cual se explica básicamente porque la estación de muestreo 6 está menos rodeada de establecimientos mineros que las anteriores estaciones, y la estación de muestreo 7 está relativamente libre de influencia minera. Por otro lado como ya se explicó anteriormente la estación 1 es la laguna Ticticocha, la cual es considerada en este trabajo como el inicio del río Rímac y punto de referencia para evaluar el comportamiento de las demás estaciones con respecto a los parámetros estudiados.

No se observan variaciones violentas en cuanto al desplazamiento grupal de los elementos en función de las estaciones.

4. CONCLUSIONES

Los resultados analíticos obtenidos para la muestra de referencia 1643d (NIST), muestran discrepancias de hasta el 5% para todos los elementos, lo cual demuestra la exactitud de la técnica aún cuando estos elementos se encuentran en concentraciones muy cercanas a los límites de detección.

Los resultados analíticos obtenidos para las muestras tomadas del río Rímac no presentan niveles alarmantes de concentración, siendo los elementos de mayor concentración el Fe y el Zn, los cuales no son considerados potencialmente tóxicos por la Organización Mundial de la Salud (OMS). El As está presente en algunas estaciones en concentraciones altas lo cual es motivo de preocupación debido a la alta toxicidad de este elemento.

A partir de los resultados, se puede concluir que se da un ligero comportamiento de dependencia de la concentración de metales pesados en función de las zonas mineras. Por otro lado las concentraciones altas del Fe y el Zn encontradas en estaciones ubicadas lejos de centros y establecimientos mineros podrían estar sujetas a una serie de factores que no se han determinado en este trabajo como el desplazamiento de los sedimentos por las corrientes del río, características del suelo por donde éste circula, etc.

5. BIBLIOGRAFÍA

- [1]. Zumarán Calderón, C. (1986, abril). "Diagnóstico Nacional de la Calidad del Agua". Primer Encuentro Nacional de Entidades vinculadas a la Conservación y Protección del Medio Ambiente.
- [2]. Ministerio de Salud – División de Preservación del Medio Ambiente (1981). "Estudio de Contaminación y Preservación del río Rímac".
- [3]. Ministerio de Salud. (1986). "Reglamento de Títulos I, II, y III de la Ley General de Aguas en las funciones que concierne al Ministerio de Salud y D. S. N° 261-69 – AP y su modificación según D. S. 007-83".
- [4]. Prange, Andreas (1989). "Total Reflection X-ray Spectrometry: Method and Applications". *Spectrochimica Acta*, Vol. 44B, No5, pp. 437-452.
- [5]. IAEA-TECDOC-950. (1997, junio). "Sampling, storage and sample preparation procedures for X ray Fluorescence Analysis of Environmental Materials".
- [6]. APHA. (1985). "Standar methods for the examination of Water and Wastewater". 16 ed., New York.
- [7]. Harris, Daniel C. (1991). "Análisis Químico Cuantitativo". Tercera Edición.
- [8]. Aiginger, Hannes. (1991). "Historical Development and Principles of Total Reflection X – Ray Fluorescence Analysis (TXRF)". *Spectrochimica Acta*, Vol. 46B N°10, pp. 1313-1321.
- [9]. Olivera de Lescano, P. (1994). "Guía de Laboratorio: Análisis por Fluorescencia de rayos X". Instituto Peruano de Energía Nuclear. Lima, Perú.
- [10]. Olivera de L. Paula, Tiznado V. William. (2000). "Determinación Directa de Elementos en muestras de agua natural por Fluorescencia de Rayos X en Reflexión Total".

PRUEBAS PRELIMINARES DE PRECONCENTRACIÓN Y ELIMINACIÓN DE MATRIZ EN MUESTRAS DE AGUA DE MAR PARA SU ANÁLISIS POR FLUORESCENCIA DE RAYOS-X EN REFLEXIÓN TOTAL

Olivera P.¹ polivera@ipen.gob.pe; Quijandría S.²; Mendoza P.¹ pmendoza@ipen.gob.pe; Montoya E.¹ emontoya@ipen.gob.pe

(1) Departamento de Química – IPEN / Lima, Perú
(2) E.A.P Química, Universidad Nacional Federico Villarreal

RESUMEN

Se ha comprobado experimentalmente, luego de varias pruebas preliminares, que la técnica más adecuada de separación, preconcentración y recuperación de Co, Ni, Cu, Zn y Pb en muestras de agua de mar, para su determinación cuantitativa utilizando la técnica de Fluorescencia de Rayos X en Reflexión Total, es la de acomplejamiento con *Ammonium Pyrrolidine Dithiocarbamate (APDC)* y extracción con *Methyl Isobutyl Ketone (MIBK)*; también, se ha determinado que a pH=3.5 y APDC al 2% el acomplejamiento de estos metales es más eficiente; se ha comprobado, mediante la técnica de activación neutrónica, el alto % de separación (98 a 99%) de la sal con este procedimiento. Finalmente se han elaborado curvas de calibración que se ha aplicado en el análisis de una muestra de control y tres muestras reales de agua de mar, proporcionada por IMARPE

1. INTRODUCCIÓN

La Contaminación del agua de mar, de nuestro litoral peruano, provocada por la incorporación de productos químicos, residuos industriales o aguas residuales deterioran su calidad y perjudican al hombre indirectamente al consumir los productos biológicos marinos que absorben los elementos metálicos tóxicos presentes en el agua.

La técnica de análisis por Fluorescencia de Rayos X en Reflexión Total es una técnica analítica multielemental lo suficientemente sensible y confiable para la determinación de analitos presentes en niveles de trazas, por lo que, el objetivo del presente trabajo es implementar una técnica adecuada para eliminar la matriz salina del agua de mar para lograr la determinación cuantitativa de elementos metálicos presentes en este tipo de muestras.

2. INSTRUMENTACIÓN

Sistema de análisis de Fluorescencia de Rayos X en Reflexión Total (FRXRT), constituido por:

1. Un Generador de Rayos X 760 Marca SIEMENS Modelo KRISTALLOFLEX
2. Un Tubo de Rayos X con Ánodo de Molibdeno.
3. Unidad de Reflexión Total
4. Detector de Germanio Planar marca CANBERRA
5. Pre amplificador Modelo 2008 Marca CANBERRA.
6. Fuente de alto voltaje Modelo 459 Marca ORTEC
7. Portanim BNC Modelo AP-2H.
8. Amplificador Modelo 672 Marca ORTEC
9. Osciloscopio Modelo CS-1830 Marca TRIO.
10. Tarjeta multicanal Modelo PCA (NUCLEUS) incorporado a una computadora AT/ 386 Marca DATAWORLD con procesador matemático (monitor Modelo VGA Marca VIEWSONIC

SOFTWARE

1. Nucleus PCA II Software para adquisición de datos (espectros)
2. Quantitative X - Ray Analysis System (QXAS) Versión 3.5 Software para tratamiento de espectros

3. PRUEBAS DE PRELIMINARES

Con la finalidad de determinar las mejores condiciones de trabajo que permitan obtener los más altos porcentajes de recuperación de los analitos, después del proceso de preconcentración de la muestra, se realizó una serie de pruebas, para lo cual se preparó agua de mar sintética con las sales que predominan en el agua de mar real, NaCl (2.55%) + MgCl₂.6H₂O (1.39%) + Na₂SO₄ [1], con analitos de Cr, Mn, Fe, Co, Ni, Cu, Zn, As,

Se y Pb en una concentración aproximada de 1 ppb.

1. *Determinación de pH y Concentración del acompanyante óptimos, para lograr un mejor preconcentración con Ammonium Pyrrolidine Dithiocarbamate (APDC) y filtrado en Membrana Nucleopore y disolución en HNO₃ suprapuro del precipitado*

Tabla 1. Concentraciones calculadas para diferentes combinaciones de pH y concentración de APDC.

	pH 2,5	pH 3,0	pH 3,5	pH 4,0	pH 4,5
	<u>A1</u>	<u>B1</u>	<u>C1</u>	<u>D1</u>	<u>E1</u>
0,5 %	Se: -- Cr: 0.2 ppb Cu: 0.3 ppb	Se: -- Cr: 0.1 ppb Cu: 0.3 ppb	Se: -- Cr: 0.1 ppb Cu: --	Se: -- Cr: 0.1 ppb Cu: 0.5 ppb	Se: -- Cr: 0.1 ppb Cu: 0.4 ppb
A	Co: 0.3 ppb	Co: --	Co: 0.5 ppb	Co: 0.1 ppb	Co: --
P	Mn: 0.2 ppb	Mn: --	Mn: --	Mn: --	Mn: 0.1 ppb
D	Ni: 0.2 ppb	Ni: --	Ni: 0.1 ppb	Ni: 0.1 ppb	Ni: 0.1 ppb
C	Zn: 0.4 ppb As: -- Pb: --	Zn: 3.0 ppb As: 0.7 ppb Pb: --	Zn: 2.3 ppb As: -- Pb: --	Zn: 3.6 (?) As: -- Pb: --	Zn: 1.8 ppb As: -- Pb: --
1,0 %	<u>A2</u>	<u>B2</u>	<u>C2</u>	<u>D2</u>	<u>E2</u>
A	Se: -- Cr: 0.2 ppb Cu: - Co: 0.2 ppb	Se: -- Cr: 0.1 ppb Cu: 0.2 ppb Co: --	Se: -- Cr: 0.1 ppb Cu: 1,0 ppb Co: 1,1 ppb	Se: -- Cr: 0.1 ppb Cu: 0.8 ppb Co: 0.2 ppb	Se: -- Cr: 0.1 ppb Cu: 0.4 ppb Co: 0.2 ppb
P	Mn: --	Mn: --	Mn: --	Mn: --	Mn: 0.1 ppb
D	Ni: --	Ni: --	Ni: 1.1 ppb	Ni: --	Ni: 0.9 ppb
C	Zn: 1.0 ppb As: -- Pb: --	Zn: 3.4 ppb As: -- Pb: --	Zn: 9.2 ppb As: 0.2 ppb Pb: 0.9 ppb	Zn: 3.8 ppb As: -- Pb: --	Zn: 2.9 ppb As: -- Pb: --
1,5 %	<u>A3</u>	<u>B3</u>	<u>C3</u>	<u>D3</u>	<u>E3</u>
A	Se: -- Cr: 0.2 ppb Cu: 0.2 ppb	Se: -- Cr: 0.2 ppb Cu: 0.1 ppb	Se: -- Cr: 0.1 ppb Cu: 1,1 ppb	Se: -- Cr: 0.6 ppb Cu: 0.3 ppb	Se: -- Cr: 0.6 ppb Cu: 0.8 ppb
P	Co: --	Co: 0.6 ppb	Co: 1,0 ppb	Co: 0.2 ppb	Co: 0.3 ppb
D	Mn: 0.2 ppb	Mn: 0.1 ppb	Mn: --	Mn: 0.1 ppb	Mn: 0.1 ppb
C	Ni: 0.1 ppb Zn: 3.0 ppb As: 0.1 ppb Pb: --	Ni: -- Zn: 2.2 ppb As: 0.1 ppb Pb: --	Ni: 0.8 ppb Zn: 1.7 ppb As: 0.2 ppb Pb: 1.0 ppb	Ni: 0.1 ppb Zn: 5.3 ppb As: 0.1 ppb Pb: --	Ni: 0.6 ppb Zn: 2.9 ppb As: -- Pb: --

Bajo las condiciones **C2** (pH 3,5 y APDC: 1%) y **C3** (pH 3,5 y APDC 1,5%) se obtuvieron las concentraciones más cercanas al añadido a la solución de partida para Cu, Co, Ni, Zn y Pb.

2. *Determinación del porcentaje de recuperación de analitos acompanyados con APDC, separados mediante filtrado y disolución en HNO₃ suprapuro.*

Tabla 2. Porcentajes de Recuperación de elementos preconcentrados con APDC y filtrados.

cc (ppb)	Co	Ni	Cu	Zn	Pb
1	104.95	101.65	105.30	106.58	41.33
5	85.75	86.77	88.20	87.00	45.67
10	69.24	85.04	87.34	84.40	75.40
50	69.20	85.00	87.08	76.53	94.04
100	68.00	75.08	87.00	73.57	95.58

Se observa, para la mayoría los porcentajes de recuperación están por debajo del 100%.

3. *Determinación del porcentaje de recuperación de analitos acompanyados con APDC y separados mediante extracción con Methyl Isobutyl Ketone (MIBK)*

Tabla 3. Porcentajes de Recuperación de Elementos preconcentrados con APDC y extraídos con MIBK, calculados utilizando activación neutrónica.

cc (ppb)	Co	Ga	Cu	Zn
5	98.00	98.00	100.00	92.00
10	100.00	98.50	100.00	92.00
50	100.00	99.00	100.00	100.00
100	100.00	99.00	100.00	100.00

Se aprecia un alto % de recuperación de los analitos, incluido el Ga, que se utilizará como estándar interno.

4. *Verificación del grado de separación del NaCl*

Tabla 4. Porcentaje de separación de Na y Cl en el proceso de preconcentración de agua de mar, mediante la técnica de activación neutrónica.

	Na (ppm)	Cl(ppm)
Solución de Agua de Mar Sintética Inicial	10884	16000
Solución Preconcentrada (de 100 a 1 mL)	350	89
% de separación	98	99

El porcentaje de separación del Na y del Cl luego de la adición de APDC es superior al 98%, por lo tanto, la separación de la matriz salina es efectiva para el método propuesto.

5. *Determinación del Rendimiento del sistema de extracción APDC/MIBK en función de la variación de la concentración de NaCl aplicando Co-60 como radiotrazador.*

Tabla 5. Rendimiento del sistema de extracción APDC/MIBK en función de la concentración de NaCl.

% NaCl	Rendimiento (%)
2.5	98
3.0	97
3.5	98
4.0	97
4.5	100

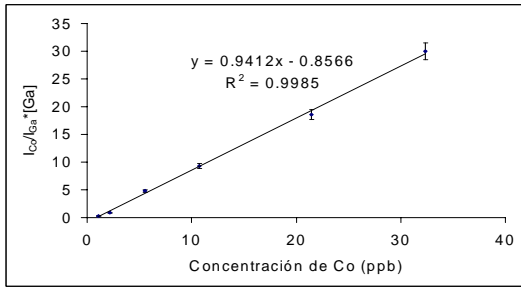


Fig. 1 Curva de calibración para Cobalto en agua de mar

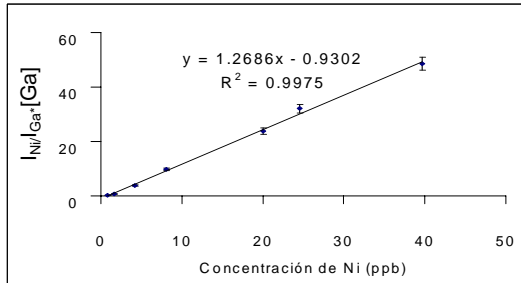


Fig. 2 Curva de calibración para Níquel en agua de mar.

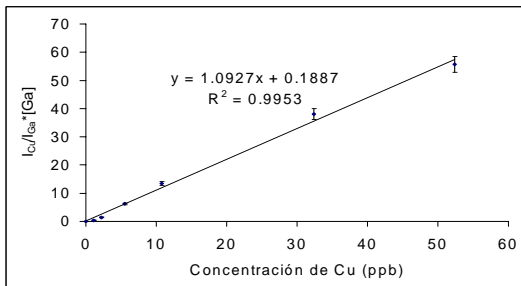


Fig. 3 Curva de calibración para Cobre en agua de mar.

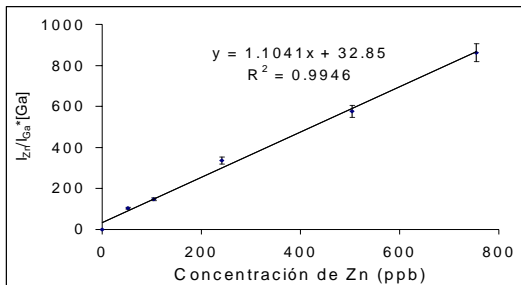


Fig. 4 Curva de calibración para Zinc en agua de mar.

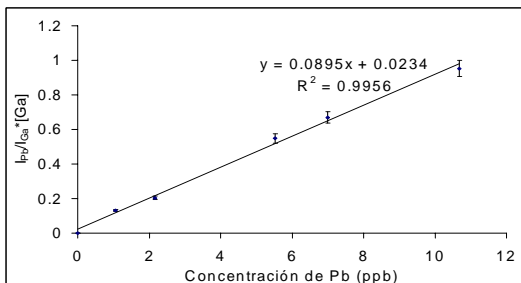


Fig. 5 Curva de calibración para Plomo en agua de mar.

Con lo cual se determina que el nivel de salinidad del agua de mar, no interfiere en la recuperación de los analitos de interés en el proceso de acomplejamiento y extracción.

CURVAS DE CALIBRACIÓN

Preparación de soluciones estándar

Se ha preparado soluciones estándar, en matriz salina, de los analitos Co, Ni, Cu, Zn, Pb. y Ga como estándar interno, en concentraciones de 0, 0.5, 1, 2, 5, 10, 20, 30, 50, 70, 100, 250, 500, 750 y 1000 ppb.

Las curvas de calibración de Concentración del analito *i* vs. Intensidad Relativa $I_i/I_{Ga}^*[Ga]$, se muestran en las figuras 1, 2, 3, 4 y 5 para Co, Ni, Cu, Zn y Pb respectivamente.

Control de calidad

ANÁLISIS DE MUESTRAS CIEGAS:

Se preparó "dos muestras ciegas" cada una con matriz diferente una de NaCl al 3% (MC1) y otra con matriz de NaCl + $MgCl_2 \cdot 6H_2O$ + Na_2SO_4 (MC2): En ambos casos, el contenido de analitos en concentración son similares.

Tabla 6. Resultados experimentales de muestras ciegas analizadas por Fluorescencia de Rayos X en Reflexión Total.

	Valor teórico	cc MC1	% error	cc MC2	% error
Co	1.887±0.027	1.91±0.7	1.2	1.75±0.21	-7.2
Ni	1.016±0.009	1.03±0.04	1.4	1.05±0.07	3.3
Cu	1.016±0.009	1.19±0.14	17.4	1.06±0.17	4.3
Zn	4.084±0.054	5.53±0.7	35.4	12.71±3.25 ⁽¹⁾	211.2
Pb	1.887±0.027	2.71±0.15	43.6	2.08±0.18	10.2

APLICACIÓN

PREPARACIÓN DE MUESTRAS

En un beaker de 500 ml., se coloca 250 ml de muestra con 50 µg de Ga, como estándar interno y se regula el pH a 3.5 con HNO₃ o NH₄(OH) de calidad suprapuro.

Se añaden 5 ml de Ammonium Pyrrolidine Dithiocarbamate (APDC) al 2% fresco y se deja reposar por 40 minutos.

Se transfiere la muestra del beaker a una pera de decantación y se añade 5 ml de Methyl Isobutyl Ketone (MIBK) agitando por 35 minutos.

IRRADIACIÓN Y MEDICIÓN

Se depositan 10 µl de la muestra preconcentrada sobre un reflector de cuarzo limpio y se seca la muestra bajo una lámpara infrarroja y se coloca el reflector en la unidad de Reflexión Total y se irradia por 1000 s con 40KV y 15 mA.

⁽¹⁾ Este valor puede deberse a la contaminación de la muestra en su manipulación durante el proceso.

Tabla 7. Resultados obtenidos del análisis de muestras reales, proporcionadas por IMARPE.

Lugar de muestreo	Tumbes	Callao	Ilo
Fecha de muestreo	Dic-00	Nov-00	Nov-00
Elemento	CC(ppb)	CC(ppb)	CC(ppb)
Co	2.54	16.11	2.99
Ni	3.03	20.55	6.96
Cu	18.21	28.97	21.45
Zn	56.31	137.89	558.97
Pb	7.37	12.98	8.41

4. DISCUSIÓN DE RESULTADOS

De acuerdo con la Tabla 1, el APDC acompleja eficientemente sólo Co, Ni, Cu, Zn y Pb de los elementos añadidos a la solución de inicio, de allí que las pruebas siguientes se hacen sólo en base a ellos.

Con el método de preconcentración de analitos, en una muestra de agua de mar, por acomplejamiento con APDC y posterior filtrado y disolución del precipitado en HNO₃ suprapuro, se obtienen rendimientos que no son lo suficientemente elevados y uniformes (determinados por FRXRT y corroborados con AAN, ver Tabla 2, por lo tanto la filtración no es el modo mas adecuado para la recuperación de los analitos de interés, a diferencia de la extracción de los mismos mediante el uso de Methyl Isobutyl Ketone (MIBK) donde se obtienen % de recuperación de casi el 100% en la mayoría de elementos.

Si bien el Factor de Pre-Concentración (FPC) para el sistema APDC/Filtro es de $250/0.5 = 500$ y para APDC/MIBK es $250/5 = 50$, de acuerdo con la Tabla 3, es preferible este método por su alta recuperación de analitos.

Con al apoyo de la técnica de análisis por activación neutrónica, se ha comprobado que la separación de Na y Cl de la matriz se da casi en un 100%, ver Tabla 4.

La concentración de sal (NaCl) en una muestra de agua de mar, de acuerdo con la Tabla 5, no afecta a la separación de Co, por lo tanto a su determinación cuantitativa.

La técnica análisis por fluorescencia de rayos X en reflexión total, que es una técnica de análisis multielemental lo suficientemente sensible y confiable para la determinación de analitos presentes en niveles de trazas, en muestras con matriz muy liviana, de ahí el gran interés por obtener una técnica de

separación y preconcentración de analitos en muestras de agua de mar, cuyos resultados preliminares se pueden ver en la Tabla 6 con un material de control y en la Tabla 7 con muestras reales.

Se ha dejado para una segunda fase de este trabajo las evaluaciones estadísticas que deben conducir a la validación del método.

5. BIBLIOGRAFÍA

- [1]. RODIER, J. Análisis de las Aguas. Ediciones Omega. Barcelona, España. 1998.
- [2]. PRANGE, Andreas. Total Reflection X-ray Spectrometry : Method and Aplications. Spectrochimica Acta Vol 48 B No. 2, 1993.
- [3]. GUILLÉN, Oscar. Fuentes, Niveles y Efectos de la Contaminación Marina en el Perú.
- [4]. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Sampling and analytical methodologies for the determination of dissolved and suspended matter in water using nuclear and related analytical techniques. Regional Training Course. Santiago, Chile. 1995.
- [5]. PRANGE, A. and KNOCHER, A. Multielement Determination of Dissolved Heavy Metal Traces in Sea Water by Total Reflection X - Ray Fluorescence Spectrometry Analytica Chimica Acta, 172 Elsevier Science Publishers B. V. Amsterdam, 1985.
- [6]. MILLER, James M. Separation Methods in Chemical Analysis Wiley-Interscience Publication New Jersey, USA 1975.

ESTANDARIZACIÓN DEL MÉTODO RADIOQUÍMICO PARA LA DETERMINACIÓN DE ^{226}Ra EN AGUAS

Ysla M.⁽¹⁾; Martínez J.⁽²⁾; Osores J.⁽²⁾ josores@ipen.gob.pe; Gonzáles S.⁽²⁾ sgonzales@ipen.gob.pe

(1) Universidad Nacional de Trujillo / Trujillo, Perú

(2) Departamento de Control Ambiental – IPEN / Lima, Perú

ABSTRACT

The present work shows the development of five radiochemical methods in order to determine Ra^{226} in river waters for human consumption, through gamma spectrometry. These methods are used in order to obtain this radionuclide as $\text{Ba}(\text{Ra})\text{SO}_4$. The method tested was found to be the most appropriate due to its lower cost, high radiochemical yield obtained (83.53 %) on average and the obtained results show smaller variability. This standardized method is applied to water samples of the Chillón river, obtaining an activity of 0.1526 Bq/L. Assuming inhabitants of Huarangal Valley consume 2 liters of this river water daily. The annual ingest is about 111.398 Bq on average, which constitutes the 1.58 % of the allowed radioactivity limit given by the regulation on sanitary protection against ionizing radiation. Furthermore physical chemical analysis in waters of the Chillón river were performed. The results found are within the allowed ranges considered by the World Health Organization (WHO), the Technical Standards National Institute (ITINTEC - PERU) and Law of Waters. Chillón river waters can be destined for the human consumption according to the physical - chemical analysis performed. The results obtained about radioactivity levels in these samples do not show radiosanitary hazards for inhabitants of Huarangal Valley.

1. INTRODUCCIÓN

La presencia de radionucleidos naturales en nuestro medio ambiente y cualquier parte del mundo, conduce necesariamente a que todas las actividades de los seres humanos se encuentren asociadas con las radiaciones ionizantes. El Radio es un radionucleido natural terrestre, tiene treinta isótopos y sólo cuatro de ellos son importantes: Radio-223, Radio-224, Radio-226 y el Radio-228. El Radio-226 es un descendiente directo del Uranio-238 y ambos se encuentran en

equilibrio secular. Su abundancia relativa de este radionucleido está relacionada directamente con las concentraciones del Uranio. Es por eso que su presencia varía de acuerdo a la geología de las regiones de nuestro país. El agua de los ríos, originado por el deshielo y las lluvias en los Andes, es un medio de desplazamiento de una serie de componentes que no son propios de otras regiones. Estas aguas son usadas para una variedad de necesidades del hombre, siendo la más importante su utilización como líquido de consumo por las poblaciones de un modo directo o a través de los puquios que se forman en sus cercanías. La abundancia del Radio-226 en el agua natural no contaminada es del orden de 10^{-10} mCi / L equivalente a 3.7×10^{-3} Bq / L (8). Esto indica que dicho radionucleido se encuentra como un elemento traza en la composición de una matriz de agua. El Radio-226 presenta riesgos radiosanitarios si es ingerida en cantidades que sobrepasen los límites permisibles por ingestión, debido a su capacidad de reemplazar al Calcio en la estructura del hueso. Esto motiva que su incorporación puede comprometer radiosanariamente a la población de regiones en donde éste radionucleido se encuentre por encima de los niveles establecidos para las aguas de consumo humano. Es por esta razón que el reglamento vigente sobre Protección Sanitaria contra las radiaciones ionizantes (B.O.E. N° 241, del 8 de Octubre de 1982) establece un límite de incorporación anual por ingestión del Radio-226 correspondiente a 1.9×10^{-7} Ci equivalente a 7030 Becquerelios (8). El presente trabajo, realizado en los laboratorios de Radioquímica y Radiometría del Grupo de Control Ambiental en el Centro Nuclear RACSO del Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN), tiene como finalidad de estandarizar el método radioquímico que nos permita determinar la presencia y evaluar su actividad del Radio-226 en aguas de río. Posteriormente, dicho método es aplicado a las aguas del río Chillón, las mismas que sirven como aguas de consumo humano, para conocer si éstas comprometen radiosanariamente a la población del valle de Huarangal (Lima).

2. MATERIAL Y MÉTODOS

Las muestras de agua del río Chillón se tomaron de tres puntos distintos que equidistaban a 100 m. El punto de origen del muestreo se ubica a 3.5 km de distancia del Centro Nuclear RACSO. Luego se procedió a acidificarlas in situ con 1 mL de ácido Clorhídrico por cada litro de muestra. El análisis fisicoquímico de las muestras de agua consistió en la determinación de pH, dureza, calcio, magnesio, sulfatos y turbidez. Los métodos radioquímicos utilizados se basaron en el principio de coprecipitación del radio con sulfato de bario, tomando como base los trabajos de Franson y del CIEMAT (11,1). Para la evaluación de los métodos se aplicaron herramientas estadísticas de comparación como medidas de tendencia central, medidas de dispersión, variabilidad y análisis de varianza.

3. RESULTADOS

CARACTERÍSTICA FÍSICO-QUÍMICAS DE LAS MUESTRAS

Los valores promedios de los análisis físico-químicos de las muestras de agua del río Chillón al compararlos con los parámetros físico-químicos para agua potable dados por Merck (12) se determinó lo siguiente:

- El resultado del pH, que es uno de los parámetros operacionales más importantes de la calidad de agua; se encuentra en el rango dado por ITINTEC y la Ley de aguas; pero, es mayor al presentado por el Organismo Mundial de la Salud (OMS). Sin embargo, éste pH es muy ligeramente básico y casi muy cercano al valor $\text{pH} = 7$, que es neutro. Además a pH con valores superiores a 11 se han puesto en relación con irritación ocular y agravación de trastornos cutáneos (13).
- El valor de la dureza total es mayor al proporcionado por ITINTEC; pero, menor al del OMS. Sin embargo la alcalinidad alta es de poca importancia sanitaria, siendo el valor fijado debido a que en aguas con alta alcalinidad son usualmente de mal sabor (13).
- La cantidad de Calcio y Magnesio es mayor al dado por ITINTEC; pero, esta en el rango presentado por el OMS. Estos dos parámetros son determinantes en la dureza total y por consiguiente en el sabor

del agua; de allí que el umbral de sabor del ión Calcio es del orden de 100 a 300 mg / L, según el anión asociado, y el umbral de sabor del Magnesio es probablemente inferior al del Calcio (13).

- La cantidad de Sulfatos se encuentra entre los rangos proporcionados tanto por ITINTEC y OMS. Este anión es considerado uno de los menos tóxicos; sin embargo, en grandes concentraciones se han observado Catarsis, deshidratación e irritación gastrointestinal. La presencia de $[\text{SO}_4^-] > 250 \text{ mg / L}$ en agua potable puede causar alteración en el sabor del agua y a $[\text{SO}_4^-] > 500 \text{ mg / L}$ se debe notificar a las autoridades sanitarias la existencia de dicha fuente de agua de bebida, la mejor forma de determinar sulfatos es por calcinación ya que los datos obtenidos presentan mayor precisión y tienen menor variación ($\text{CV} = 5.4691 \%$).
- Las fuentes consultadas no presentan rangos de la cantidad de sólidos en suspensión. Sin embargo el valor promedio obtenido puede disminuir significativamente si el agua de río se deja en reposo por lo menos durante un día o en todo caso se filtrara.
- El valor de la turbidez, si el agua de río es filtrada, es menor al dado por ITINTEC y el OMS; si el agua de río es mantenida en reposo por un día, éste valor es mayor al presentado por ITINTEC y el OMS. Sin embargo, la apariencia del agua con una turbidez inferior a 5 unidades nefelométricas es aceptable para los consumidores; aunque esto puede variar según las circunstancias locales y a elevados niveles de turbidez se puede proteger a microorganismos de los efectos de desinfección y estimular la proliferación de bacterias (13). En algunos casos la materia coloidal en el agua es benéfica y en otros es peligroso; por ejemplo la suspensión de arcilla o cieno en el agua, sus partículas más pequeñas suelen tener carga negativa y si estas se neutralizan, las partículas se coagulan y precipitan al mantener dicha agua en reposo (14). Por esta razón; si el agua del río no puede ser filtrada, se debe mantener en reposo por lo menos dos días antes de ser ingerida. En caso contrario se le debe agregar Cloro en pequeñas cantidades para desinfectar dichas aguas, ya que tiene un pH menor a 8 que es el recomendado para que el agua se desinfecte satisfactoriamente (13).

Como se puede observar los valores de los

análisis físico-químicos practicados a las aguas del río Chillón, se encuentran dentro de uno u otro rango proporcionado por ITINTEC, ley de aguas o el Organismo Mundial de la Salud.

RENDIMIENTOS RADIOQUÍMICOS DE LOS MÉTODOS DE PRECIPITACIÓN

El resultado de la prueba de significación de F aplicada a los rendimientos radioquímicos de los cinco métodos, da un F igual a 1. Para la misma cantidad de tratamientos el F tabulado para probabilidades de 0.05 y 0.01, tienen el valor de 3.48 y 5.99 respectivamente. Comparando ambos valores de F, el F tabulado es mayor que el F calculado; por consiguiente no existen diferencias significativas entre los métodos radioquímicos.

Por otro lado, los mayores promedios de rendimiento radioquímico corresponden al segundo y quinto métodos con respecto a los otros métodos. Sin embargo, los rendimientos radioquímicos del segundo método presentan una menor desviación estándar comparada con los del quinto método, esto nos indica que los resultados (R_{Rq}) del primer método se encuentran más agrupados o relativamente sus obtenciones resultan ser más homogéneas. Si se compara los costos promedios del método N° 2 con respecto al N° 5 y teniendo en cuenta que son los costos de análisis de muestras de 3 L; el primero de estos dos métodos resulta mucho más económico.

ACTIVIDAD DEL RADIO-226 EN AGUAS DEL RÍO CHILLÓN

La aplicación del segundo método radioquímico a las aguas de consumo del río Chillón, reporta una actividad promedio del Ra-226 igual a 0.1526 Bq/L. Esta actividad sobrepasa a la del Ra-226 en agua natural no contaminada que es del orden de 10^{-10} mCi/L equivalente a 0.0037 Bq / L. Pero, el límite de incorporación anual por ingestión de éste radionucleido es de 1.9×10^{-7} Curies igual a 7030 Bq, según el reglamento sobre protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes (B.O.E. N° 241, 8-10-1982), equivalente a 3×10^{-7} mCi / L igual a 11 Bq / L en base a la suposición de que se ingieran 2 Litros por día de agua (1).

Si asumimos que el poblador de Huarangal ingiere un promedio de 2 L de agua del río

Chillón diarios, entonces la actividad de Ra-226 ingerida anualmente por dicho poblador es $(2 \text{ L/día}) \times (0.1526 \text{ Bq/L}) \times (365 \text{ días/año})$ igual a 111.398 Bq/año. Si comparamos el valor anterior con el valor límite permisible de ingestión del mencionado radionucleido, sólo representa al 1.58 % de dicha actividad.

4. CONCLUSIONES

Desde el punto de vista de los resultados de los análisis físico – químicos practicados a las aguas del río Chillón y comparados con los rangos dados por el Organismo Mundial de la Salud, el ITINTEC y ley de aguas; éstas se encuentran aptas para el consumo humano.

Para los métodos de concentración radioquímica del Ra-226 por precipitación como Ba(Ra)SO_4 y teniendo en cuenta el rendimiento radioquímico promedio, el costo de análisis de cada prueba del método y la menor desviación estándar presentada, se debe utilizar el segundo método como el método radioquímico estandarizado para determinar la actividad del Ra-226 en aguas de río que sirven de consumo humano.

Debido a que el poblador del valle de Huarangal consume estimadamente por ingestión de Ra-226 la cantidad de 111.398 Bq / año, asumiendo que ingiere un promedio de 2 L de agua del río Chillón diarios, y éste valor representa sólo el 1.58 % del valor límite permisible de ingestión de Ra-226; dichas aguas no representan riesgos radiosanitarios para la población.

5. RECOMENDACIONES

Tener en cuenta que al emplear el método estandarizado para determinar Ra-226 en aguas de ríos que sirvan de consumo; se utiliza como referencia el 66.9 % de la cantidad necesaria del portador Bario que reacciona completamente con la cantidad de aniones sulfatos presente en dichas aguas a analizar. Al emplear el método estandarizado para determinar Ra-226, se debe mantener la agitación y temperatura (aproximadamente 90°C) constante durante todo el procedimiento, especialmente al agregar el ácido Sulfúrico. Esto se debe a que las reacciones con éste ácido son exotérmicas y por lo tanto el aumento de la temperatura hace que la reacción se torne lenta, esto permite que los cristales de las moléculas formadas sean más perfectas y exista un mayor

crecimiento molecular y la agitación permite una mayor homogeneidad de las moléculas formadas en la solución, lo cual da como resultado un mejor arrastre o precipitación de las moléculas de RaSO_4 .

No se debe emplear el método estandarizado en procesos continuos para retener o determinar Ra-226, debido a que se necesita de grandes tanques o lugares de almacenamiento para precipitar el Ba(Ra)SO_4 , además de la utilización de mayores volúmenes de reactivos; implicando de este modo un costo muy elevado su aplicación.

6. REFERENCIAS

- [1]. Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas-CIEMAT. Curso de Medida de la Radiactividad en Muestras Ambientales, Práctica 5, "Separación Radioquímica de Radio", del 7 al 18 de Noviembre de 1994, Madrid, España.
- [2]. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY; "Measurement of radionuclides in food and the environmental ", TECHNICAL REPORTS SERIES N° 295, Editado por la IAEA en Viena - Austria, Marzo de 1990.
- [3]. Agustín Tanarro; " INSTRUMENTACION NUCLEAR", Volumen I y II, Editorial J.E.N., 1^{era} edición, Madrid – España, 1971.
- [4]. J. M. Gamboa Loyarte; "MANUAL DE RADIOQUIMICA", Editorial Alhambra S.A., 1^{era} edición en Español, 1974, España.
- [5]. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY; "The Environmental Behaviour of Radium", Vol. 1 y 2 de la TECHNICAL REPORTS SERIES N° 310, Editado por la IAEA en Viena - Austria, Marzo de 1990.
- [6]. Hamilton – Simpson – Ellis; "Cálculos de Química Analítica", 2^{da} edición, Editorial McGRAW – HILL de México, S.A: de C.V., México, 1981.
- [7]. Daniel C. Harris; " ANALISIS QUIMICO CUANTITATIVO", Editorial Iberoamérica S.A. de C.V., 3^{ra} edición, México, 1992.
- [8]. Antonio Travesi; "ANALISIS POR ACTIVACION NEUTRONICA; teoría, práctica y aplicaciones", Editorial J.E.N., 1^{era} edición, Madrid - España, 1975.
- [9]. 9.- José Rivero Méndez; "MANUAL DE PRACTICA DE QUIMICA ANALITICA CUANTITATIVA", 13^{va} edición, Trujillo – Perú, 1990.
- [10]. I. S. Kaurichev; "PRACTICAS DE EDAFOLOGIA", Editorial M.I.R., 1^{era} edición, URSS. 1984.
- [11]. Mary Ann H. Franson; "STANDARD METHODS FOR THE EXAMINATION OF WATER AND WASTEWATER", Editorial American Public Health Association, 16^{ava} edición, Washington, 1985.
- [12]. MERCK PERUANA S.A.; "GUIA BREVE PARA EL AGUA POTABLE", Av. Recolectora Industrial N° 140, Ate Vitarte – Lima – Perú, 1990.
- [13]. Organización Mundial de la Salud; "GUIAS PARA LA CALIDAD DEL AGUA POTABLE", Volumen I: Recomendaciones, Editorial del O.M.S., 2^{da} edición, Ginebra, 1995.
- [14]. Frank N. Kemmer, John McCallion; "MANUAL DEL AGUA, SU NATURALEZA TRATAMIENTO Y APLICACIONES", Editorial McGRAW-HILL, 1^{era} edición, México, 1989.

3. Ingeniería Nuclear

APPLICATION OF REACTIVITY METHOD TO MTR FUEL BURN-UP MEASUREMENT

Zúñiga A.⁽¹⁾ azuniga@ipen.gob.pe; Cuya T.⁽¹⁾ rcuya@ipen.gob.pe;
Matjaž Ravnik⁽²⁾ matjaz.ravnik@ijs.si

(1) Departamento de Cálculo, Análisis y Seguridad – IPEN / Lima, Perú

(2) Jozef Stefan Institute Reactor Physics Division Jamova 39, SI-1000 Ljubljana, Slovenia

ABSTRACT

Fuel element burn-up has been measured for the first time by reactivity method in a MTR reactor. The measurement was performed in RP-10 reactor of Peruvian Institute for Nuclear Energy (IPEN) in Lima. It is a pool type 10MW material testing reactor using standard 20% enriched uranium plate type fuel elements. A fresh element and an element with well defined burn-up were selected as reference elements. Several elements in the core were selected for burn-up measurement. Each of them was replaced in its original position by both reference elements. Change in reactivity was measured using control rod calibration curve. The burn-up reactivity worth of fuel elements was plotted as a function of their calculated burn-up. Corrected burn-up values of the measured fuel elements were calculated using the fitting function at experimental reactivity for all elements. Good agreement between measured and calculated burn-up values was observed indicating that the reactivity method can be successfully applied also to MTR fuel element burn-up determination

1. CONTENT

The most usual non destructive methods for burn up determination are reactor calculations and gamma spectrometry. As an alternative, a semi-experimental method for determining TRIGA reactor fuel burn-up was proposed [1]. It is based on theoretical background that the reactivity has a linear (or at least simple polynomial) dependence on the burn-up. Burn-up of selected fuel elements can be determined by measuring their reactivity worth at a selected position in the core and comparing them to reactivity worth of reference elements with known burn-up. The method was originally developed in TRIGA reactors. By the original method the measured fuel elements are not part of the experimental core configuration. For application in RP-10 reactor, this method was modified. The reactivity worth of measured fuel elements was measured in their original positions while the elements remained part of

the experimental core. Each of them was replaced in its original position by two reference elements and the reactivity change was measured. Change in reactivity was measured using the control rod calibration curve.

The experiment was performed at zero power and xenon free conditions. Normal operating core configuration (N°20) was used, except that one element was extracted from the core in order to reduce the excess reactivity. The calibration curve of the control rod BC1 was measured before the experiment by standard rod exchange method and using in-hour equation. The experimental conditions of the reactor are presented in the reference [2]

Two reference elements were selected: one fresh (NN-025, denoted RF) and one with well defined and high burn-up (NN-008, denoted RB). The burn-up of all fuel elements was determined before the experiment by reactor calculations. Fuel management computer code package based on WIMS and CITATION [3], which is normally used for fuel management calculations in RP-10, was applied. It was calculated in two group approximation by considering entire reactor burn-up history (20 operating cores, actual burn-up cores 14-20). It was considered that the control rods are withdrawn during reactor operation. Total reactor burn-up was obtained from reactor operation log-book in terms of total energy produced (2032.41 MWd).

2. EXPERIMENTAL RESULTS

Thirteen fuel elements (denoted ME) were selected for measurement. Their positions in the core, identification numbers and WIMS/CITATION calculated burn-up are presented in first columns of Table 1 Control rod BC1 critical position and corresponding reactivity for reference elements RF and RB inserted in the location of each measured fuel element ME are presented in next four columns for all measured elements. Reactivity difference between fresh (RF) and burned (RB) reference element is calculated in next column for all

measured positions. Note that it varies for different positions in proportion to their neutron importance in the reactor. Normalized reactivity difference presented in the last column is proportional to neutron importance distribution.

Note that excess reactivity with measured fuel element in its original position is the same for all measured elements. Consequently, the BC1 control rod reactivity was the same in all steps for measured elements (1.578\$). Using the reactivity values corresponding to the fresh RF and burned RB reference elements at the location of the measured fuel element ME one

can determine the burn-up of the measured element by linear interpolation for each location. However, the accuracy of the measurement can be improved if the reactivity differences are normalized to eliminate the effect of neutron importance of measuring position such that the differences in reactivity worth between measured and reference fuel elements are only due to burn-up. The reactivity difference between measured and reference elements is divided by relative importance for given location (i.e., by normalized reactivity difference in last column of table 1. Results are presented in Figure 1.

Table 1. Results of the measurements.

Step	Position	Measured fuel element	Calculated burn-up, (%)	Critical position (BC1), reference elements inserted (steps)		Control rod reactivity, reference elements inserted (\$)		Reactivity change with respect to measured fuel element (\$)		Reactivity difference RF-RB (\$)	Norm. reactivity difference (RF-RB) / 1.21 (\$)
				RF	RB	RF	RB	RF	RB		
		ME		RF	RB	RF	RB	RF	RB		
1	F-5	NN-004	50.0	10.0	43.1	0.082	1.287	1.496	0.291	1.21	1.00
2	F-6	NN-009	43.1	21.3	46.1	0.367	1.436	1.211	0.142	1.07	0.89
3	D-4	NN-013	35.9	36.5	49.0	0.970	1.583	0.608	-0.005	0.61	0.51
4	E-2	NN-017	22.6	41.8	51.6	1.223	1.715	0.355	-0.137	0.49	0.41
5	H-2	NN-021	14.7	46.0	52.3	1.431	1.750	0.147	-0.172	0.32	0.26
6	E-4	NN-002	47.1	24.0	46.5	0.452	1.456	1.126	0.122	1.00	0.83
7	H-4	NN-015	35.3	36.5	49.7	0.970	1.618	0.608	-0.040	0.65	0.54
8	D-3	NN-006	29.5	39.5	50.6	1.111	1.664	0.467	-0.086	0.55	0.46
9	H-5	NN-016	35.6	32.9	49.1	0.808	1.588	0.770	-0.010	0.78	0.65
10	H-6	NN-012	32.8	35.0	50.5	0.901	1.659	0.677	-0.081	0.76	0.63
11	G-4	NN-003	46.7	24.0	45.2	0.452	1.391	1.126	0.187	0.94	0.78
12	G-2	NN-018	22.6	43.4	51.6	1.302	1.715	0.276	-0.137	0.41	0.34
13	H-7	NN-022	6.3	46.4	54.8	1.451	1.877	0.127	-0.299	0.43	0.35

Discrete dots in Fig. 1 correspond to normalized reactivity plotted against calculated (WIMS/CITATION) burn-up for all measured fuel elements. Theoretically, the reactivity $\rho(BU)$ depends on burn-up, BU, approximately as a linear function (or low order polynomial) with

short exponential contribution at low burn-up due to samarium build-up as shown in Eq.(1) below.

$$\rho(BU) \approx \alpha + \beta \cdot BU + \gamma \cdot \exp(-\delta \cdot BU) \quad (1)$$

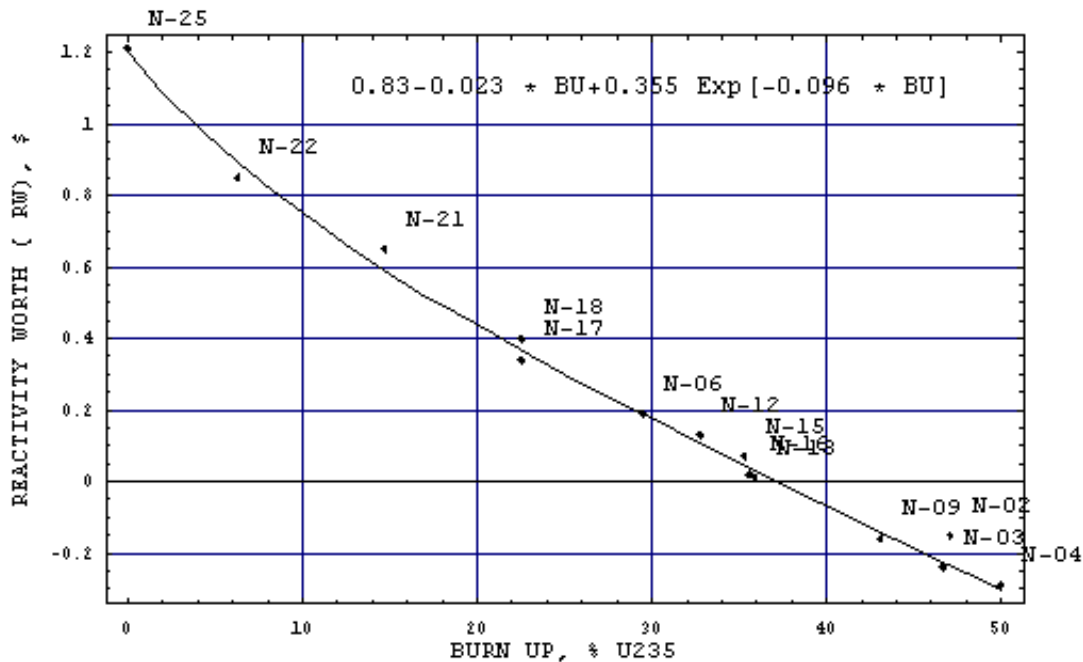


Figure 1. Measured fuel element reactivity as a function of their WIMS/CITATION calculated burn-up.

Solid line in Fig. 1 corresponds to this function in which the coefficients were determined by least square fitting to experimental points. Note that the curve is determined in semi-experimental way as the burn-up is its independent variable. Deviations of the discrete measured points from the least square fitting curve are due to:

- Experimental error in reactivity measurement and error in burn-up distribution calculation.

The experimental error in reactivity was estimated by repeating certain measurements (reproducibility), measuring reactivity of the same element in original position and rotated for 180° around its vertical axis (influence of flux and burn-up gradient) and by evaluating the control rod calibration curve. The estimated error in measured relative reactivity is in the order of $\pm 0.05\%$ (less than 0.05 relative errors).

The burn-up error depends on the accuracy of WIMS/CITATION calculations. As the calculation model is relatively simple (two-group diffusion approximation in X-Y geometry, control rods not considered) it is estimated that the burn-up relative error significantly exceeds the reactivity measurement relative error. According to the experience with similar computer code packages it is estimated to be 0.10.

Assuming that the deviation of the measured points from the fitting curve are due to burn-up errors, one can make corrections to the burn-up of particular elements by adjusting their measured reactivity to the fitting curve. Relative discrepancy between calculated and measured burn-up values is less than 0.05 [2] for almost all

elements. Larger deviations are observed for fuel elements that spent their burn-up life near control rods or other core irregularities not considered in the burn-up calculations. In their case the measurements significantly improve the information on their actual burn-up.

3. CONCLUSIONS

Good agreement between measured and calculated burn-up values was observed indicating that the reactivity method can be successfully applied also to MTR fuel element burn-up determination. In future, we expect to compare the results of this method with gamma scanning for general validation.

4. REFERENCES

- [1] Ravnik, M., et al. Determination of the burn-up of TRIGA fuel elements by calculation and reactivity experiments. *Kerntechnik* 57 (5). 1992.
- [2] Zúñiga A., M. Ravnik., T. Cuya. Application of Reactivity Method to MTR fuel burn-up Measurement. Proceedings: International Conference: Nuclear Energy in Central Europe. 2001; Portoroz, Slovenia. September 10-13.
- [3] Cuya, R. Determinación de quemado por cálculo para la configuración 20. RT: 005-2000-DGI/DR/DCAS/NT, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Lima. 2000.

AUTOMATIZACIÓN DEL SISTEMA DE MONITRAJE DE RADIOPROTECCIÓN EN EL REACTOR RP-10

Anaya O.⁽¹⁾ [oanaya@ipen.gob.pe](mailto: oanaya@ipen.gob.pe); Castillo W.⁽¹⁾ [wcastillo@ipen.gob.pe](mailto: wcastillo@ipen.gob.pe);
Ovalle E.⁽¹⁾ [eovalle@ipen.gob.pe](mailto: eovalle@ipen.gob.pe)

(1) Departamento de Operación – IPEN / Lima, Perú

RESUMEN

En el presente trabajo se resume el diseño e implementación de la automatización realizada en el sistema de Monitoraje de Radioprotección del reactor RP-10. En el desarrollo se ha considerado la instalación de un sistema de adquisición de datos para los 29 monitores de radiación gamma del tipo Geiger Müller, que se encuentran instalados dentro de los diferentes ambientes del reactor y en los laboratorios donde se manipulan material radiactivo. Utilizando, como hardware, los FieldBass (FieldPoint) para el procesamiento de digitalización de las señales, las cuales son enviadas utilizando el protocolo de comunicación RS-232 a una PC en el que se ha instalado un programa gráfico desarrollado utilizando el software de programación LabWindows CVI. Luego, estas mismas señales son enviadas "on line" a otra PC que se encuentra en el Centro de Coordinación de la Emergencias a 500 m del reactor, por medio de un sistema de comunicación de radiofrecuencia.

1. INTRODUCCIÓN

Dentro de las instalaciones del edificio del reactor se tienen instalados 20 detectores de radiación gama, en los Laboratorios

Auxiliares se tienen instalados cerca de 12 monitores de similares características.

Anteriormente en condiciones normales, el oficial de radioprotección realizaba la verificación y el registro manual de los valores de radiación gamma de todo estos monitores, cada 2 horas, tanto de los instrumentos indicadores de la Oficina de Radioprotección así como midiendo en campo con un monitor portátil en cada lugar donde se encuentran instalados estos monitores para contrastarlo con las lecturas realizadas. Por otro lado los indicadores de los instrumentos en la Oficina de Radioprotección se encuentran en escala logarítmica y son indicadores analógicos, los que inducen a errores de lectura.

Cuando un haz de radiación gamma interacciona con un detector Geiger Muller, se generan pulsos, los cuales son procesados por la electrónica asociada al monitor, generando señales de corriente proporcional al logaritmo de la radiación detectada. En el sistema de monitoraje del RP-10, estas señales son enviadas a los módulos de la estación de monitoraje de área, en la sala de control del reactor, donde son convertidas de corriente a voltaje.

Este voltaje es enviado luego a los módulos de indicación y alarmas de la Oficina de Radioprotección.

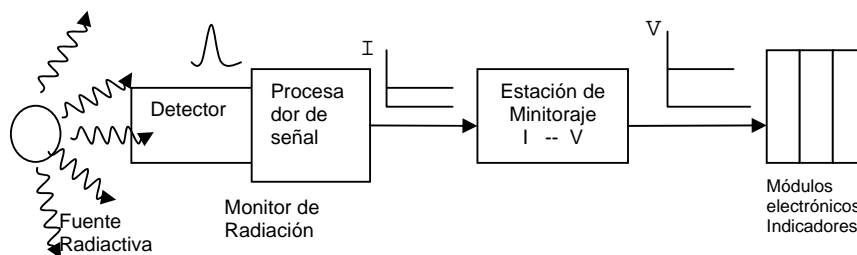


Figura 1. Sistema de monitoraje de radiación del reactor RP-10.

En el diseño del hardware se tomó en consideración el tipo y la cantidad de señales que se tenía que adquirir.

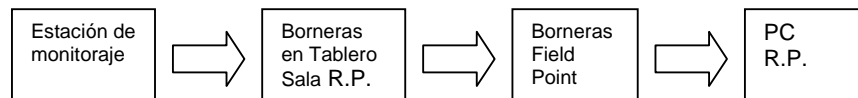
Field Point es un Sistema modular distribuido de entradas y salidas que posee soluciones económicas para el monitoreo de la industria y aplicaciones de control. Está formado por tres clases de componentes: Módulos de entrada y salida, Bases del Terminal y Módulos de Red.

Las opciones actuales para los módulos de red incluyen RS-232/RS-485 de 10 Mb/s Ethernet. El FP-AI-110 es un módulo que tiene 08 canales de entradas analógicas. El FP-AI-110 puede monitorear señales de entradas analógicas desde una variedad de sensores y transmisores. Se puede configurar individualmente cada canal via software para entradas de voltaje o corriente.

Con aislamiento, entrada con filtro para el ruido, un convertidor analógico-digital de 16 bits de alta precisión y auto calibración automática, el FP-AI-110 realiza mediciones de entradas analógicas confiables y exactas.

El FP-1000 es un módulo de acoplamiento de Red para el Sistema de I/O del Field Point.

Conecta los módulos de I/O del Field Point a la red RS-232 y RS-485. Cada módulo de red FP-1000 conecta un nodo de hasta 09 módulos de I/O Field Point a una red RS-232 o RS-485. El módulo de red FP-1000 administra la comunicación entre la PC y los módulos de I/O, vía un bus local de alta velocidad formado por las bases terminales del Field Point.



El Software para la adquisición fue desarrollado aprovechando las múltiples facilidades del LabWindows en entorno Windows; para el desarrollo y control de la interfaz gráfica y el soporte de los módulos I/O FieldPoint para la comunicación entre los monitores y la P.C.

- . Herramienta de programación en C integradas que incluyen compilador C, encadenador, depurador y utilidades para generación de códigos.
- . Editor gráfico intuitivo para desarrollo de interfases gráficas a la medida.
- . Extensa librería de análisis para procesamiento de señales.

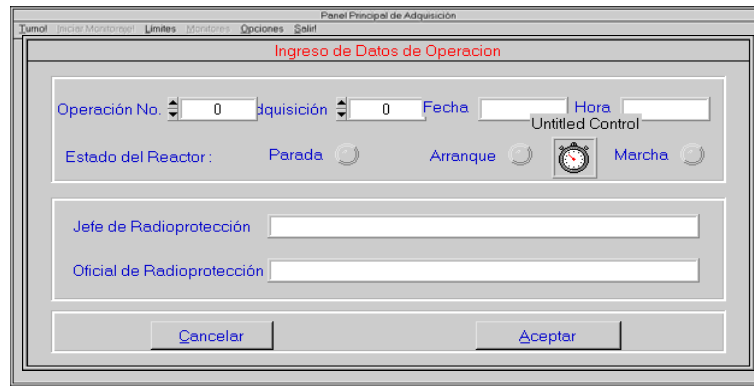
El sistema se desarrolla en LabWindows /CVI para entorno windows. A continuación se mencionan sus principales características:

- . Ambiente de desarrollo interactivo para desarrollo de aplicaciones de instrumentación utilizando el lenguaje de programación ANSI C.
- . Herramienta de desarrollo Visual para declarar controles y generar automáticamente llamadas a funciones que minimizan errores en el código y aceleran el desarrollo de los programas.

El Sistema desarrollado en LabWindows consta de 15 pantallas de visualización, dependiendo del tipo y detalle de la información que se desea mostrar. El SAR consta de un Panel que contiene una barra de menú donde se puede acceder a las siguientes ventanas:

Turno, Iniciar Monitoreaje, Límites, Monitores, Opciones, Salir.

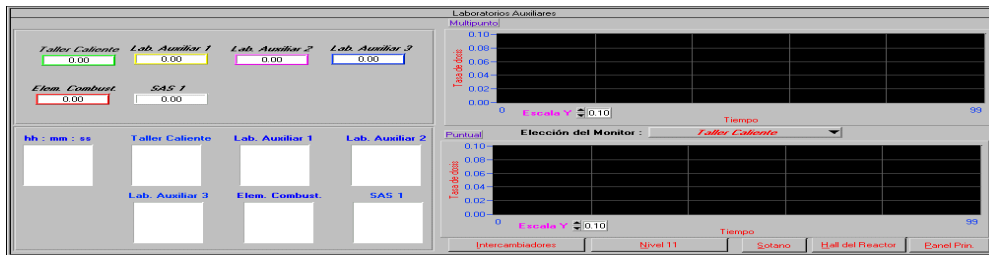
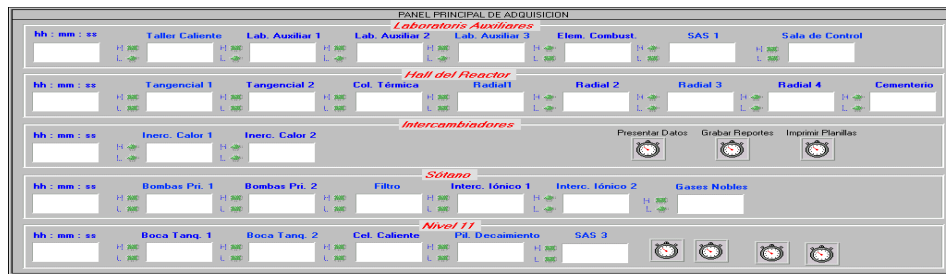
Este panel permite ingresar información relacionada con la adquisición, así como la del personal del turno, donde se visualizan los siguientes datos:



En cualquier momento el usuario puede redefinir los parámetros que desea: configuración de límites de los disparos de los monitores de área, configurar tiempos de reportes, presentación de datos e impresión. Este panel nos permite configurar los límites de disparo por mínimo y por máximo de los diferentes monitores de área del reactor. También

permite controlar los tiempos de grabación, impresión y presentación de datos, para lo cual se cuenta con dos botones activos aceptar y cancelar.

La Pantalla principal de Adquisición presenta en forma digital los niveles de tasa de dosis de los monitores de área.



Las pantallas gráficas (5) cuentan con registradores gráficos cada una, que permite visualizar la evolución en el tiempo de la dosis de los diferentes monitores. En cada una de las ventanas se pueden visualizar los datos de las tasas de dosis de cada uno de los monitores, así como sus respectivas gráficas: dosis versus tiempo.

El Sistema deberá ser capaz de monitorear, presentar y almacenar en tiempo real los datos y parámetros de importancia. A su vez, el SAR deberá elaborar los reportes de cada adquisición.

3. CONCLUSIONES

El sistema es muy amigable, facilita al oficial de radioprotección realizar las estimaciones estadísticas del control radiológico durante la operación del reactor.

4. REFERENCIAS

1. Manual de LabWindows CVI.
2. Manual Usuario de Modulo CNEA 263, INVAP S.E. 1988.
3. Manual FieldPoint.

DETERMINACIÓN DE LA SENSIBILIDAD DE LOS DETECTORES DE NEUTRONES AUTOENERGIZADOS (SPND) DE VANADIO REALIZADOS EN EL REACTOR RA-3

Anaya, G.⁽¹⁾ [oanaya@ipen.gob.pe](mailto: oanaya@ipen.gob.pe); Estryk, G.⁽²⁾ [estrik@cae.cnea.gov.ar](mailto: estrik@cae.cnea.gov.ar);
Miller, M.⁽²⁾ [miller@cnea.gov.ar](mailto: miller@cnea.gov.ar); Zarza, L.⁽²⁾ [zarza@cae.cnea.gov.ar](mailto: zarza@cae.cnea.gov.ar)

(1) Instituto Peruano de Energía Nuclear, Lima, Perú
(2) Comisión nacional de Energía Atómica, Buenos Aires, Argentina

RESUMEN

En el presente trabajo se resume la determinación experimental de la sensibilidad absoluta (corriente eléctrica del detector por unidad de flujo neutrónico térmico) de los detectores de neutrones auto – energizados (SPND) de vanadio, fabricados por la CNEA, los cuales serán colocados en la Central Nuclear de Atucha I.

En primer lugar, se realizó la determinación del índice espectral epitérmico ϕ en una posición central del núcleo del RA-3 usando la técnica de la relación de cadmio por el método de activación de hojuelas (en este caso de oro) y aplicación del formalismo de Westcott.

El flujo térmico absoluto se determinó a partir de la irradiación de hojuelas de ⁵⁹Co conjuntamente con el SPND a calibrar, en la misma posición donde se irradió el oro. Se midió la corriente eléctrica de respuesta del SPND y, de dicho valor y del flujo neutrónico térmico absoluto promedio se determinó la sensibilidad del SPND, obteniéndose:

$$I_{net} / \langle \phi_{th} \rangle = 5.719 \times 10^{-21} [A / (n. cm^{-2}. s^{-1})]$$

1. INTRODUCCION

Un método para la determinación del flujo neutrónico, en un punto del núcleo de un reactor, es la exposición al campo neutrónico de sondas de material conocido.

Si irradiamos la sonda durante un tiempo $t = t_{ir}$ y luego de retirarla del reactor esperamos un tiempo $t = t_e$ su actividad estará expresada por:

$$A_{(t_e)} \equiv A_{\infty} \cdot (1 - e^{-\lambda \cdot t_{ir}}) \cdot e^{-\lambda \cdot t_e} \quad (1)$$

donde: $A_{\infty} = N \cdot \sigma \cdot \phi$, representa la actividad que se obtendría exponiendo a la hojuela de sección eficaz σ durante un tiempo “infinito” a

una radiación neutrónica ϕ ; siendo λ la constante de decaimiento del radioisótopo formado y $t_o = t_{ir} + t_e$ es el tiempo equivalente transcurrido desde el inicio de la irradiación hasta el inicio de la medición de la actividad.

La actividad de la hojuela sometida al espectro neutrónico ϕ (tanto térmico como epitérmico) durante un tiempo “infinito”, viene expresada, según formalismo de Westcott, por:

$$A_{\infty}^{desnuda} \equiv N \cdot \phi_{th} \cdot \left[\sqrt{\frac{T_o}{T}} \cdot \sigma_o \cdot g_{(T)} \cdot \left(\frac{\sqrt{\pi}}{2} + \frac{2}{\sqrt{\mu}} \cdot \phi \right) + \phi I' \right] \quad (3)$$

donde $g_{(T)}$: es el factor de corrección de la sección eficaz si difiere de $1/v$.
 I' : Integral de resonancia reducida
 μ : Constante que depende medio donde esta inmerso la hojuela; para el caso del H₂O es 4.
 T, T_o : Temperatura neutrónica en °K (grados Kelvin), y $T_o = 293.6$ °K.
 σ_o : Sección eficaz de captura neutrónica de velocidad $V_o = 2200$ m/s y a la temperatura de 20.6 °C.
 N : Número de átomos por unidad de masa del blanco, que se activan.
 ϕ_{th} : Flujo neutrónico térmico.

$$\phi \equiv \frac{\phi_{epi}}{\phi_{th}} \quad (4)$$

Para separar la contribución epitérmica considerada en la ecuación (3), es necesario eliminar la componente térmica, encapsulando la hojuela bajo cadmio, obteniéndose la siguiente correlación:

$$A_{\infty}^{Cd} \equiv N \cdot \phi_{epi} \cdot \left[I_{Cd}^{1/v} + F \cdot (I' - \Delta I_{cd}) \right] \quad (5)$$

donde ΔI_{cd} , I' , $I_{Cd}^{1/v}$ son integrales de resonancia, F es el factor de corrección que considera la fracción de neutrones que realmente llegan dentro del cadmio y ϕ_{epi} es el flujo neutrónico epitérmico.

Con las ecuaciones (3) y (5) podemos encontrar la "Relación de Cadmio", de la siguiente forma:

$$R_{Cd} \equiv \frac{A_{\infty}^{denuda}}{A_{\infty}^{Cd}} \quad (6)$$

La Relación de Cadmio se obtiene por la medición de la actividad de las hojuelas irradiadas.

Reemplazando las ecuaciones (3) y (5) en la ecuación (6), obtenemos:

$$R_{Cd} \equiv \frac{1 + r \cdot \frac{S_o}{g(r)} \cdot \sqrt{\frac{T}{T_o}}}{r \cdot \sqrt{\frac{T}{T_o}} \left[\frac{F(S_o - W)}{g(r)} + \frac{1}{K} \right]} \quad (7)$$

Finalmente deben considerarse correcciones adicionales, tales como: el auto-blindaje que es el resultado de la absorción de los neutrones dentro de la hojuela, tanto de la región térmica (G_{th}) como de la región resonante (G_r) y el factor ε de absorción de neutrones por la parte lateral de la hojuela. Introduciendo estos factores en la ecuación (7) y despejando r se obtiene la siguiente relación:

$$r \equiv \sqrt{\frac{T_o}{T}} \cdot \frac{G_{th}(1+\varepsilon)}{\left[(FR_{Cd}-1) \cdot \frac{S_o G_r}{g(r)} + R_{Cd} \left(\frac{1}{K} \frac{FW}{g(r)} \right) \right]} \quad (8)$$

Luego, con este valor de r podemos calcular:

$$\varphi \equiv \frac{r}{1-r \cdot b}, \quad b \equiv \frac{4}{\sqrt{\pi} \cdot \mu}, \quad W \equiv \frac{2}{\sqrt{\pi}} \cdot \frac{\Delta I}{\sigma_o}$$

$$\frac{1}{K} \equiv \frac{4}{\sqrt{\pi}} \cdot \sqrt{\frac{E_o}{E_{Cd}}} \equiv \frac{2}{\sqrt{\pi}} \cdot \frac{I_{Cd}^{1/v}}{\sigma_o \cdot g(r)}$$

Despejando el flujo ϕ de la ecuación (6) y sustituyendo estos factores, se obtiene:

$$\phi_{th} \equiv \frac{A_{\infty} \sqrt{\frac{T}{T_o}}}{N \sigma_o \cdot g(r) \cdot \frac{\sqrt{\pi}}{2} \left[G_{th}(1+\varepsilon) + \varphi \left(b + \frac{S_o G_r}{g(r)} \cdot \sqrt{\frac{T}{T_o}} \right) \right]} \quad (9)$$

2. PARTE EXPERIMENTAL

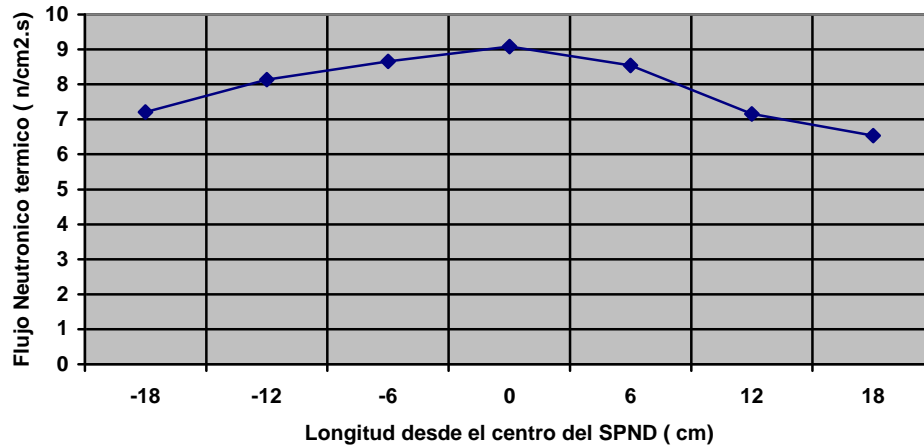
El detector de neutrones auto-energizado (SPND) a ser calibrado en el presente trabajo, fue fabricado por CNEA, utilizando como elemento emisor el $^{51}\text{V}_{23}$, el colector y las partes metálicas de cable de inonel 600 y como aislante el MgO. A continuación se presentan algunas características específicas del detector:

Longitud del Emisor	24 cm
Diámetro del Emisor	1.4 mm
Diámetro externo del colector	3.0 mm
Longitud del cable	15 m
Diámetro del cable	1.1 mm

Los datos característicos del $^{51}\text{V}_{23}$ son: abundancia isotópica 99.75 %, sección eficaz microscópica de absorción térmica: 4.9 barns, vida media: 225 s y energía β^- máxima: 2.47 Mev.

En la primera parte, se irradiaron un conjunto de hojuelas de oro diluidas al 0.1143% en aluminio, durante 60 minutos a una potencia de 66.6 Kw. En la segunda parte de la experiencia se colocó el SPND a ser calibrado, en una espada de aluminio acompañado de hojuelas de ^{59}Co (99.999% de pureza), colocando todo este conjunto dentro de una caja de irradiación especial. La misma fue colocada en la posición donde fueron irradiadas las hojuelas de oro. La irradiación se llevó a cabo durante 30 minutos a una potencia aproximada de 33.3 Kw. La medición de la actividad de las hojuelas fueron realizadas con un detector Teledyne Brown Engineering S-88-1 2"x2" NaI(Tl) con un ADIT B51B101W fotomultiplicador, un preamplificador Canberra 2007p, un Spectrum Master, productos gama y un intercambiador de muestras automático INC. G3200 AUTO. Se realizaron quince juegos de medidas para minimizar los errores estadísticos.

FLUJO NEUTRONICO TERMICO



3. RESULTADOS

De las hojuelas de oro, se calcularon las razones (relaciones) de cadmio y el índice espectral φ para la posición de irradiación, utilizándose el formalismo de Westcott, obteniéndose los siguientes resultados:

POSICION	Rcd	r	φ
1	2.98	0.0287	0.0296
2	2.85	0.0307	0.0318
3	2.82	0.0313	0.0324
4	2.86	0.0305	0.0316
5	2.97	0.0289	0.0299
6	3.11	0.0270	0.0278
7	3.22	0.0257	0.0265

De las actividades de las hojuelas de ^{59}Co y con los valores obtenidos del oro, se calcularon los flujos neutrónicos térmicos absolutos puntuales, utilizándose el formalismo de Westcott. Los resultados obtenidos de los flujos de neutrones térmicos fueron los siguientes:

El flujo neutrónico promedio de la región activa del SPND (longitud de 24 cm), se obtuvo integrando en la figura anterior desde -12 hasta 12 cm, obteniéndose el siguiente valor:

$$\langle \phi_{th} \rangle = 8.48 \times 10^{11} \text{ n. cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \quad (12)$$

La respuesta del SPND al campo electromagnético γ residual que existe en el

núcleo del reactor a potencia cero, dió una corriente eléctrica $I_0 = -0.85 \times 10^{-9} \text{ A}$; y a la potencia aproximada de 33 Kw, la respuesta del SPND, generó una corriente eléctrica $I = 4 \times 10^{-9} \text{ A}$. Corrigiendo con I_0 se obtuvo una corriente neta de:

$$I_{neta} = 4.85 \times 10^{-9} \text{ A.} \quad (13)$$

Con los resultados (12) y (13), se determinó la sensibilidad del SPND, obteniéndose:

$$I_{neta} / \langle \phi_{th} \rangle = 5.719 \times 10^{-21} \text{ (A.n}^{-1} \cdot \text{cm}^2 \cdot \text{s)}$$

4. CONCLUSIONES

De los resultados, podemos mencionar que la técnica de activación neutrónica es adecuada para la calibración de los SPND, como lo demuestra la tendencia del flujo neutrónico térmico obtenido y mostrado en la fig. 1. En nuestra experiencia, la exposición del SPND a un flujo neutrónico térmico promedio de $\langle \phi_{th} \rangle = 8.48 \times 10^{11} \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, muestra una sensibilidad en corriente por unidad de flujo neutrónico térmico que está dentro del rango de

$$I_{neta} / \langle \phi_{th} \rangle = 5.719 \times 10^{-21} \text{ (A.n}^{-1} \cdot \text{cm}^2 \cdot \text{s)}$$

respuesta de detectores estándares internacionales similares.

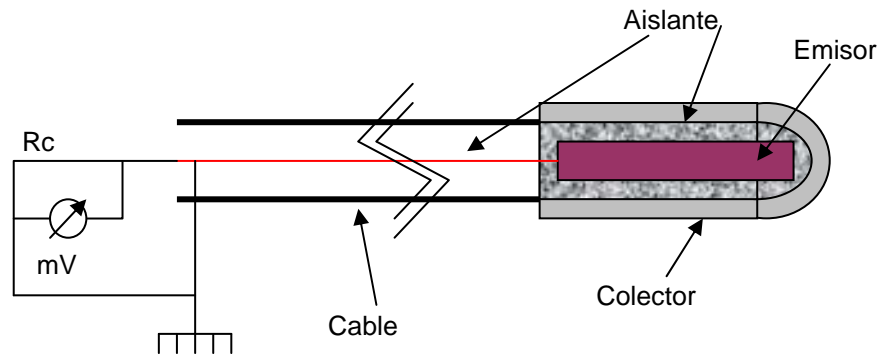


Figura 1. Esquema de un SPND.

5. REFERENCIAS

- [1]. Beckurts, K.H. and Wirtz, K.. Neutron Physics. Springer Verlag (1964).
- [2]. IAEA. Neutron Fluence Measurements. Technical Reports Series N°107, IAEA (1970).
- [3]. Zijp, W. L. And Baard, J.H. Neutron Data Guide for Reactor Neutron Metrology. ECN 70, Netherlands Energy Research Foundation (1979).
- [4]. Miller, M., Estryk, G., Roqueta, D. Quintana, J., Zarza, L. Sensitivity and Linearity Measurements of Vanadium Self-powered Neutron Detectors made in CNEA, Argentina (1998).

DESARROLLO DE UN MCS MICROCONTROLADO PARA ESPECTROMETRÍA DE NEUTRONES POR TIEMPO DE VUELO

Baltuano O.⁽¹⁾ obaltuano@ipen.gob.pe; Soto C.⁽²⁾ soto.cy@pucp.edu.pe;
Munive M.⁽¹⁾ mmunive@ipen.gob.pe

(1) *Departamento de Física – IPEN / Lima, Perú*
(2) *Pontificia Universidad Católica del Perú / Lima, Perú*

RESUMEN

Se explican diferentes aspectos relacionados con el diseño, construcción y pruebas de un módulo MCS microcontrolado, para ser usado en la caracterización de haces de neutrones en el rango térmico utilizando el método de medición de tiempo de vuelo. El sistema está desarrollado en base a un microcontrolador PIC17C43, lo cual reduce la cantidad de componentes utilizados y el costo del equipo. Las pruebas de funcionamiento han sido realizadas en la columna térmica y en los conductos radiales de irradiación del reactor RP-10 del IPEN.

1. INTRODUCCIÓN

Uno de los métodos más sencillos para realizar la caracterización de haces de neutrones (determinación del espectro energético) consiste en la medición directa de la velocidad con que se mueven dichos neutrones. Este método conocido como medición por tiempo de vuelo (TOF), involucra la utilización de un sistema mecánico de conmutación del haz de neutrones (chooper), un sistema de detección de neutrones y un sistema electrónico de alta velocidad capaz de medir los intervalos de tiempo que transcurren entre la apertura del haz de neutrones y el instante en que son detectados. Considerando la velocidad promedio de neutrones térmicos la cual es de aproximadamente 2200 m/s y el límite práctico de espacio disponible en las inmediaciones de las facilidades de irradiación de un reactor nuclear, 3-4 m, esto nos da un orden de magnitud del tiempo que dichos neutrones demorarían en recorrer dicha distancia: $\approx 1,5$ ms.

Un sistema electrónico capaz de hacer las mediciones de tiempo y a la vez de clasificar dichas mediciones en un histograma, con la velocidad suficiente para no perder información, podía ser realizado únicamente utilizando dispositivos digitales discretos. Sin embargo, en la actualidad, el desarrollo

acelerado de los microcontroladores de alta velocidad, han permitido que esta tecnología pueda ser utilizada en estas aplicaciones, con la consiguiente simplificación del sistema electrónico y reducción de costos. Estas ventajas, sin embargo, son ganadas a costa de la complejidad que involucra la programación de un microcontrolador.

2. DESCRIPCIÓN

Los aspectos de diseño más importantes para este dispositivo pueden resumirse en: número de canales y el ancho mínimo de cada canal. Además es importante establecer un mecanismo de comunicación con una PC para el almacenamiento y tratamiento de la información.

a. Determinación de características

Con la finalidad de ampliar el rango posible aplicaciones del dispositivo, se diseñó el dispositivo con un amplio rango de características de operación. Sin embargo, se estableció como límite mínimo, la capacidad de realizar mediciones en intervalos de hasta 10 μ s. El número de canales es seleccionable desde un mínimo de 64 hasta 8192 canales y cada uno tiene una capacidad de conteo de 4 bytes o 2^{32} cuentas.

b. Sistema electrónico

El núcleo del sistema electrónico está basado en un microcontrolador tipo RISC fabricado por la compañía Microchip. Dentro de la amplia variedad de microcontroladores de este tipo, se eligió el PIC17C43 por su capacidad de funcionar en modo extendido, lo que le permite mapear un banco de memoria externa como memoria de programa. Aunque la memoria de programa (4K), reside físicamente dentro de la memoria EPROM del microcontrolador, la memoria externa puede ser utilizada como una ampliación de la memoria de programa o como una memoria de datos. Esto último es posible debido a que este microcontrolador dispone de un

conveniente grupo de instrucciones que permiten realizar esta operación. La memoria RAM interna del dispositivo (398 bytes) es insuficiente para almacenar 8192 canales de 4 bytes cada uno, por lo cual fue necesario recurrir a bancos externos.

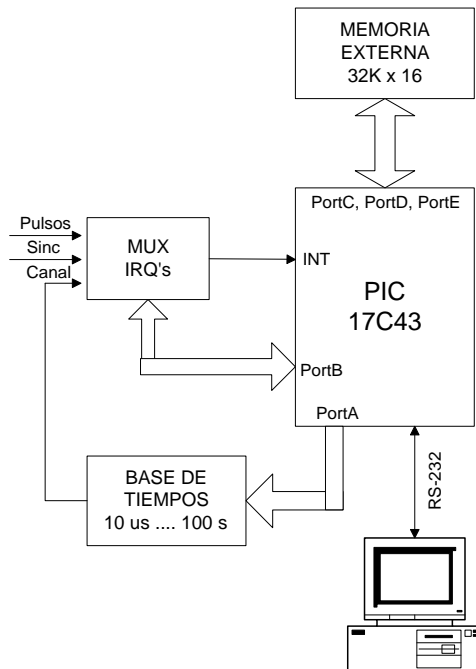


Figura 1. Diagrama de bloques que muestra las etapas del sistema desarrollado.

Para la operación del sistema, se requiere controlar 3 señales independientes. Estas son: señal de pulsos (proporcionada por el detector), señal de sincronismo (proporcionada por el chopper y utilizada para reiniciar la secuencia de contaje) y la señal de canal (proporcionada por la base de tiempos interna, que determina el ancho temporal de los canales). Todas estas señales son multiplexadas para ser atendidas como fuentes de interrupción externas del microcontrolador. La multiplexación es necesaria debido a que el PIC17C43 solo dispone de una entrada como fuente de interrupción externa. Las 3 señales de interrupción son priorizadas por software según el siguiente orden:

- Sincronismo (máxima prioridad)
- Canal
- Pulsos (mínima prioridad)

El contaje de pulsos y de canal se realiza íntegramente por software en modo binario. La velocidad de operación del PIC, 33 MHz, y su arquitectura RISC, permiten realizar estas

operaciones sin pérdidas significativas de tiempo.

La base de tiempos para proporcionar la señal de canal, se construyó con un cristal de 8 MHz a partir del cual se generan las señales necesarias para producir los anchos de canal deseados: 10 μ s, 100 μ s, 1 ms, 10 ms, 100 ms, 1 s, 10 s, 100 s. Estos valores de tiempo además pueden ser escalados x1, x2, x4 y x8, aumentando las posibilidades de selección de ancho de canal.

Todo el sistema electrónico es capaz de funcionar en modo stand-alone. Sin embargo, para su operación inicial es necesario programarlo con los parámetros de operación. Esta programación se realiza desde de una computadora PC a través de un puerto serial RS-232.

c. Comunicación y control

El control del sistema electrónico es realizado desde una PC, que únicamente es necesaria para la inicialización del sistema y para la recuperación posterior de los datos. La comunicación se realiza vía puerto serial RS-232 sin handshaking, con las siguientes características:

9600 bps, 8 bits, 1 bit parada, sin paridad

Los parámetros a ser inicializados son: número de canales y ancho de canal.

Se desarrolló un software elemental para realizar las operaciones antes mencionadas, así como para enviar las instrucciones de inicio/parada de contaje. Igualmente la visualización preliminar de los datos en forma gráfica.

3. RESULTADOS

Las pruebas de operatividad del sistema MCS se realizaron a nivel de prototipo utilizando un generador de pulsos especialmente diseñado para este propósito. Luego de verificar el correcto funcionamiento con dicho generador de pulsos, se procedió a hacer mediciones de espectros por tiempo de vuelo en la columna térmica y los conductos radiales de irradiación No 2 y 4. En todos los casos se utilizó un chopper con una velocidad de giro de 11000 rpm y 2 ventanas, las cuales utilizando un sensor óptico producen una tasa de pulsos de 376 pulsos/s, los cuales son utilizados como señal de sincronismo. Los parámetros del MCS fueron: 512 canales y 10 μ s de ancho de canal. Los resultados de dichas mediciones se encuentran resumidos en la Tabla # 1.

Tabla 1. Resultados obtenidos en la caracterización de haces de neutrones, utilizando el sistema MCS.

Facilidad de RP-10	Columna Térmica	Conducto de Irradiación 02	Conducto de Irradiación 04
Tiempo de contaje	11 hora	60 minutos	50 minutos
E_{MAX} (meV)	$20,5 \pm 1,45$	$53,7 \pm 0,20$	$67,3 \pm 0,90$
Intervalo energético o de ajuste (meV)	7,46 -- 46,5	12,7 – 106,1	9,43 - 133,5

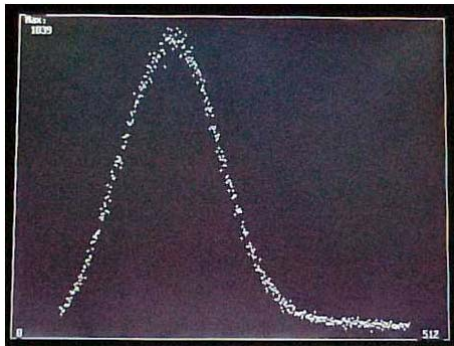


Figura 2. Espectro colectado usando el software de control desarrollado.

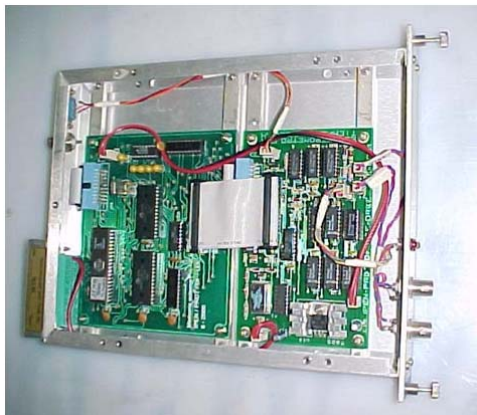


Figura 3. El sistema MCS montado dentro del módulo NIM.

4. CONCLUSIONES

Se ha podido observar a partir de los resultados de las pruebas, que el sistema MCS ha cubierto las expectativas. El costo de construcción de este sistema es bastante bajo y los parámetros de funcionamiento cubren un amplio rango de aplicaciones.

Aun así, el proceso de transferencia de los espectros a la PC, es comparativamente lento debido a las características propias de la comunicación serial RS-232. La adquisición de espectros en tiempo real, puede ser posible mediante una adecuada interface y una tarjeta *plug-in* para el slot de la PC.

5. REFERENCIAS

- [1] M. Munive, O. Baltuano; Espectrómetro por tiempo de vuelo (TOF) en el RP-10; Informe Técnico, IPEN, Perú, 2001.
- [2] PIC17C4X datasheet: High-Performance 8-bits CMOS EPROM/ROM Microcontroller. Hoja de especificaciones por Microchip Inc., USA, 1999.

AUTOMATIZACIÓN DE LA PLANTA DE TRATAMIENTO QUÍMICO DE RESIDUOS LÍQUIDOS DE LA PLANTA DE GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS

Cunya E.⁽¹⁾ ecunya@ipen.gob.pe; Aguirre A.⁽¹⁾ aaquirre@ipen.gob.pe; Edgar Ginés⁽²⁾

(1) *Lab. Desarrollo Electrónico, Dpto. de Física / DGPDT / IPEN, Lima, Perú*

(2) *Planta de Gestión de Residuos Radiactivos / DGSR / IPEN, Lima, Perú*

RESUMEN

Se presenta los logros alcanzados en la elaboración e implementación de un programa piloto de supervisión y control de procesos, basado en el uso de un controlador lógico programable (PLC), que se lleva a cabo en la planta de tratamiento químico de efluente líquido (agua) conteniendo elementos radiactivos tales como Co-60, Cs-137, I-131, Sr-90, Tc-99m y Mo-99 provenientes de los tanques de decaimiento radiactivo del reactor RP-10 y de la Planta de Producción de Radioisótopos (PPR).

RESULTADOS

El desarrollo de esta actividad nos permitió obtener los siguientes resultados:

Crear el esquema de solución de automatización de la Planta de Tratamiento Químico de la PGRR, junto con el diseño y elaboración de un programa de usuario para un autómata programable (PLC) S7 de Siemens, dividiendo el proceso de la planta en tareas individuales.

Definir físicamente los equipos o aparatos a controlar (bombas, agitadores, electroválvulas) y los elementos que controlan cada tarea o área y que comprenden: entradas y salidas de señales eléctricas, mecánicas y lógicas para cada tarea; enclavamientos y dependencias entre las diferentes tareas.

La elaboración de diagramas de entradas y salidas para cada aparato o área de tareas que equivalen a los bloques lógicos o de código que han sido programados.

La determinación de los requerimientos de seguridad del proceso que trabajan independientemente del sistema de

automatización y definición de los enclavamientos lógicos y mecánicos /eléctricos entre las diferentes tareas de automatización.

El diseño de los circuitos para manejo manual en caso de emergencia de los aparatos que intervienen en el proceso.

El desarrollo de la estructura del panel de manejo en el que se localizan los interruptores de MARCHA o PARADA de cada aparato. Este panel también dispone de elementos de visualización para indicar el estado operativo, periodo de mantenimiento de equipos y un interruptor de PARO DE EMERGENCIA para parar el proceso de inmediato en caso necesario.

Estructurar el programa de usuario en el software de programación STEP 7 de Siemens este programa verifica las condiciones para el inicio normal y completo de la CPU (inicializa las señales a un valor determinado y contiene todas las funciones requeridas para procesar la tarea específica de automatización). El programa de usuario S7 consta de bloques de organización (OB), bloques de función del sistema (SFB), funciones del sistema (SFC), funciones (FC), bloques de funciones (FB), bloques de datos (DB) el juego de instrucciones de la CPU S7 y los operandos. El programa de usuario emplea el lenguaje de programación basado en el esquema de contactos (KOP) del STEP7 de fácil elaboración, destinado a usuarios familiarizados con los esquemas eléctricos.

Establecer los elementos que intervienen en un sistema SCADA (supervisión remota de procesos) y su implementación en los procesos de la PTQ.

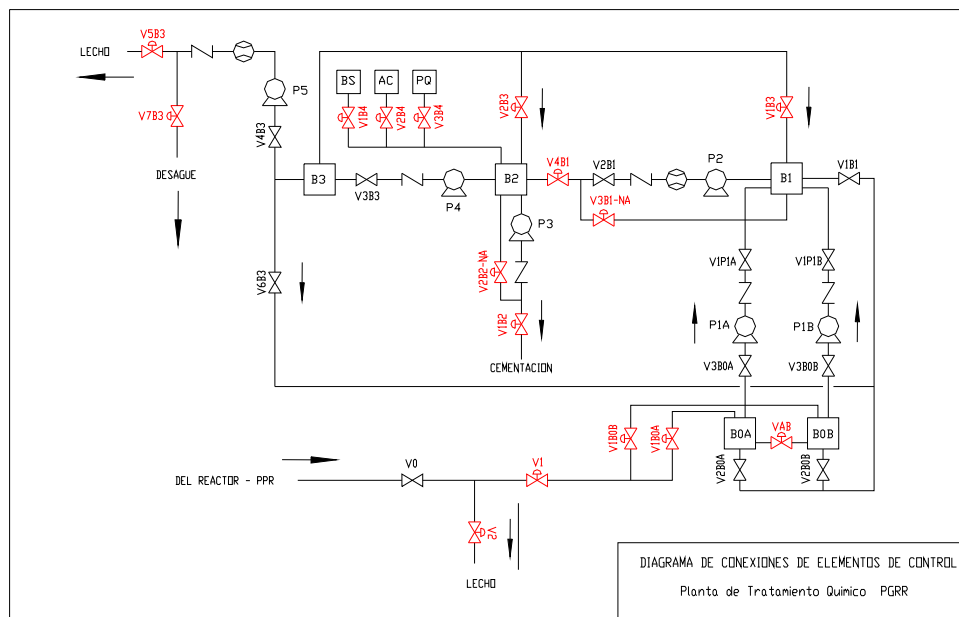
Instalación y configuración del hardware requerido para la comunicación entre el autómata y las estaciones de supervisión (PC's).

Planeamiento del desarrollo de la aplicación de usuario para la adquisición y visualización de la información obtenida de los procesos en ejecución durante una operación rutinaria de la Planta.

Desarrollar técnicas de programación para la creación de aplicaciones de visualización remota de datos que se ejecuten en una red de PC's sobre la plataforma Windows mediante la interfaz del estándar industrial abierto OPC (OLE Process Control) basado en las tecnologías COM (Components Object Model), DCOM (Distributed COM) y ActiveX que proporcionan interoperabilidad entre dispositivos de campo dispares.

REFERENCIAS

- (1) SIEMENS AG ABC de la Programación S7-300. Iniciación a la configuración y programación.
- (2) SIEMENS AG Manual de programación Diseño de programas S7-300/400.
- (3) SIEMENS AG Manual de referencia Funciones del sistema y funciones estandar S7-300/400.
- (4) SIEMENS AG Manual de usuario STEP7
- (5) SIEMENS AG Manuales AWL, KOP, FUP, SCL.



Nota.-
 Vij : válvulas solenoide
 Pk : bombas
 Bj: Tanques

SISTEMA DE MONITORAJE AMBIENTAL

Cunya E.⁽¹⁾ ecunya@ipen.gob.pe; Aguirre A.⁽¹⁾ aaquirre@ipen.gob.pe

(1) Lab. de Desarrollo Electrónico / PRDT / Instituto Peruano de Energía Nuclear, Lima, Perú

RESUMEN

El informe describe la implementación de un circuito fuente de corriente empleado con cada uno de los monitores de radiación GM, instalados en la zona próxima al edificio del reactor RP-10 y cuyo registro producido luego es transmitido a una estación base distante a 300 m conformado y contado a través de un circuito temporizador / contador. Finalmente, esta información es procesada por un programa de adquisición de datos y presentada al usuario como lectura de tasa de exposición.

es de aproximadamente 5V de amplitud y 200 microsegundos de duración el cual a su vez es contado por uno de los contadores del C.I. 8254.

La adquisición de datos con Labview se realizó programando directamente el único contador de 16 bits disponible (8254) en la tarjeta PCL 818L, para que cuente eventos en un determinado intervalo de muestreo, calcule la tasa de cuentas y por medio de la correspondiente curva de calibración convertir dicho valor en tasa de exposición (mR/h), tanto para bajas como para altas tasas de cuentas.

CONTENIDO

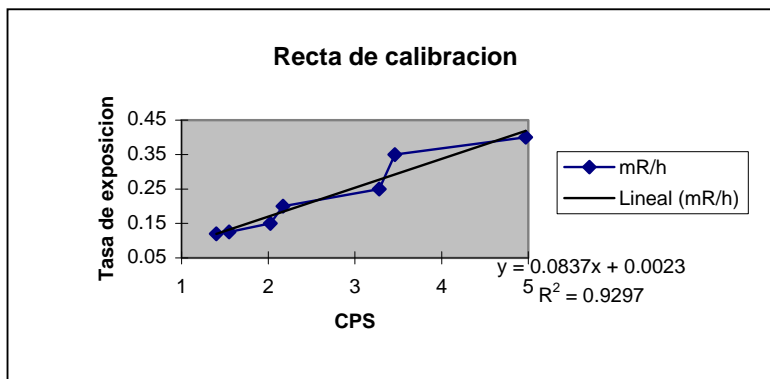
Se realizó la transmisión de la información desde un monitor, en forma de pulsos de tensión de una altura promedio de 3.5 Volts y 50 μ seg de duración, hacia una computadora personal equipada con una tarjeta PCL 818L y un software de adquisición de datos Labview 4.0.

El sistema implementa un circuito *fuentes de corriente*, una para cada detector GM, que luego es transportada por cables convencionales (par trenzado) de longitud variable (hasta un máximo de 300 m.) a una estación base, la información obtenida permite conformar en el extremo remoto, señal de pulsos que luego es procesada en la PC del sistema. El pulso de salida del proceso

CALIBRACIÓN

Para la calibración se empleó una fuente de chequeo Cs-137 con una tasa de exposición 0,17 mR/h en contacto con la superficie exterior.

La calibración se realizó tomando las lecturas de tasa de exposición en mR/h directamente del dial del monitor de radiación externa para cada posición de la fuente y se hizo corresponder dichos valores con la tasa de cuentas calculada a partir de las cuentas registradas por el contador 8254 en el intervalo de muestreo prefijado. De esta forma para bajas tasas de exposición, se obtuvo una recta de calibración con un r^2 de 0,929.



REFERENCIAS

- [1]. Baker J. "How to call Win 32 DLL from Labview" Application Note 088 National Instruments.
- [2]. Shrotriya A. "Writing Win 32 DLL and calling them from Labview" Application Note 087 National Instruments.
- [3]. Rongen H. "Grafische Programmierung mit Labview" Forschungszentrum Julich – ZEL.
- [4]. Technical Associates "Manual of operation area monitoring system Model FML 6 TBM –6A/E".
- [5]. Advantech "PCL 818L – Manual of operation".

SISTEMA DE MONITOREO NEUTRÓNICO EN EL HALL EXPERIMENTAL DEL REACTOR RP-10

Cunya E. ⁽¹⁾ ecunya@ipen.gob.pe

(1) Departamento de Física - IPEN / Lima, Perú

RESUMEN

En el presente trabajo se describe -en esta etapa- el diseño de un sistema repetidor de lecturas de tasa de exposición medida en las facilidades de irradiación neutrónica del reactor RP-10, para su visualización simultánea por los usuarios del hall experimental y del personal de operación de la sala de control del reactor.

Convertor A/D ICL 7107 y componentes de soporte, que proporciona una salida directa de full-scala (2000 cuentas) a un display de 7 segmentos de 3 ½ dígitos. Este circuito incluye un bloque de establecimiento y detección de Alarma que utiliza un C.I. OP-AMP LM358 en modo Comparador y un C.I. Temporizador NE555, para accionar un BUZZER o alarma.

RESULTADOS

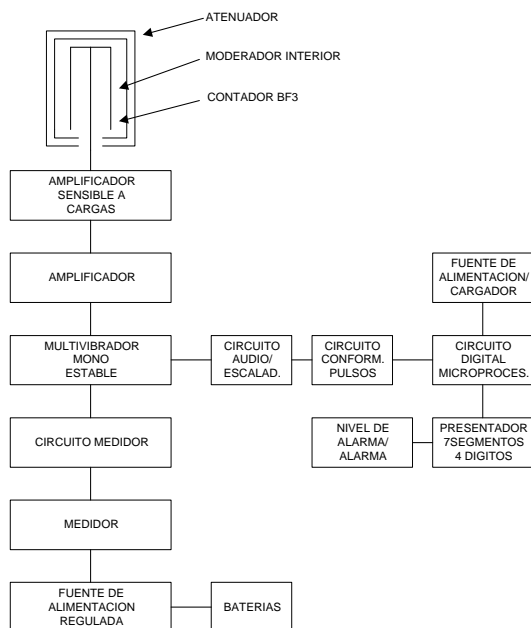
El esquema simplificado del sistema repetidor muestra los bloques de operación que se definieron y la inclusión del circuito repetidor al interior del circuito digital micro-procesado.

El circuito *repetidor de lecturas* digital está conformado básicamente por un C.I.

REFERENCIAS

[1] Bulletin 7410-PB1 33577P RemRad Monitoring System Model NP-2 User manual.

[2] Intersil Data Product ICL7107 Data Sheet and Applications.



A LOW COST PC- BASED VOLTAMMETRIC ANALYZER FOR DETERMINATION OF CADMIUM, COPPER, LEAD, NICKEL, ZINC AND OTHER TRACE ELEMENTS IN WATER

Montoya E.⁽¹⁾ emontoya@ipen.gob.pe; Baltuano O.⁽¹⁾ obaltuano@ipen.gob.pe; Montoya H.⁽¹⁾; Mendoza M.⁽¹⁾; Hernández Y.⁽¹⁾

(1) Departamento de Química – IPEN / Lima, Perú

INTRODUCTION

Anodic-stripping voltammetry, like as other electro-analytical techniques of chemical analysis can be very valuable as complements for neutron activation analysis (NAA), for rapid, accurate and simultaneous determination of some trace elements in water and in digested biological samples at the ppb($\mu\text{g/L}$) range. Commercial voltammetric analyzers may have a cost in the range of US\$ 20,000.00 and the limited budget of our NAA laboratory not allow us to buy this kind of complementary instrumentation. In this paper we describe a PC- based voltammetric analyzer, designed and built in our laboratories at a relatively low cost.

1. EXPERIMENTAL PART

The schematic diagram of the electronic part of the instrument is shown in figure 1. Power supply connections of the operational amplifiers has been omitted for sake of simplicity. All used components were of commercial grade, being its values as follows:

OA1, OA2, OA3, OA4:	OP_07
R1, R2, R3:	15 k Ω (1%)
R4:	1k Ω
R5,R6, R7:	5k Ω (1%)
R8,R9:	2k Ω
R10:	1 M Ω (1%)
P1:	2k Ω (10 turns)
Z1, Z2:	5.1 volts Zener diodes
Z3:	2.5 volts Zener diode
C1:	20 n farads, ceramic

The reference electrode is a simple saturated calomel electrode of commercial type and the auxiliary electrode a short piece of platinum wire. The working electrode is a home made one, being similar to the described by BANICA (1). The hardware used for acquisition and control purposes was the low cost (US\$ 350.00) data acquisition board Advantech PCL711B with 8 single ended analogical inputs of 12 bits resolution, 16 digital inputs, 16 digital outputs and one analogical output of 12 bits resolution.

The home made working SMDE (see figure 3) is automatic and its functions (drop formation, drop dislodge and capillary purge) are handled by the ADVANTECH PCL711B card, by means of solenoids driven by an auxiliary relay card under control of the PCL711B. The implemented prototype of voltammetric analyzer takes profit of the virtual instrumentation concepts, being the software interface elaborated in LAB WINDOWS CVI (National Instruments). The potential applied to the summing point of potentiostat (OA1), the current follower (OA3) response and sampling time schedule are shown in figure 2. The waveform and potential ramp of the excitation signal are produced by software and taken directly from the analogical output of the PCL711B card. Due the fact of that this analogical output produces voltage values between 0 and +5 volts, it was necessary to use the voltage inersor OA3 and the Zener diode Z3 (figure 1) to be able of feed the summing point of OA1 with a range of voltages between -2.5 and $+2.5$ volts. Before the connection of the electrochemical cell the circuit and software were tested with a dummy cell as described by NYHOLM and WIKMARK (2).

2. RESULTS AND DISCUSSION

The figure 4 shows the current follower response to a single square wave impulse applied to the summing point of the potentiostat, using the electrochemical cell with a supporting electrolyte 0.1 M $\text{NH}_4\text{Cl} - \text{NH}_3$ (pH 10); with sodium sulfite to eliminate dissolved oxygen. The vertical axis of figure 4 is in LSB units, each one of that represents 0.25 nA of current. Figure 5 shows a voltammogram of a synthetic sample with 4 ppb of cadmium. Each point in the voltammogram is the difference between two single sampled current follower responses for two consecutive even and odd sampling intervals, respectively (figure 2). In this way we avoided the need of use sample & hold circuits as is usually done in this kind of instrumentation (3). The vertical axis in figure 5 is also in LSB units each one of that represents 0.153 nA of current. Finally, figures 5 and 6 shows that the prototype achieves

good sensitivity and linear response for trace analysis of cadmium in water samples.

3. REFERENCES

1) Banica, Florinel Gabriel. A Simple Hanging Mercury Drop Electrode J. Chem. Educ. 2000 77 98.

2) N. Nyholm & G. Wikmark, Analytical Chemistry, 58(9) 1959-1964, 1986.

3) A. J. Bard & L. R. Faulkner, Electrochemical Methods, Fundamentals and Applications. John Wiley & Sons, New York, 1980.

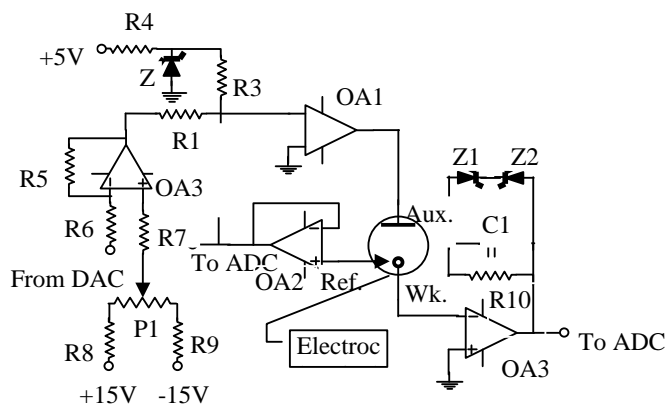


Figure 1. Schematic of the voltammetric analyzer circuit.

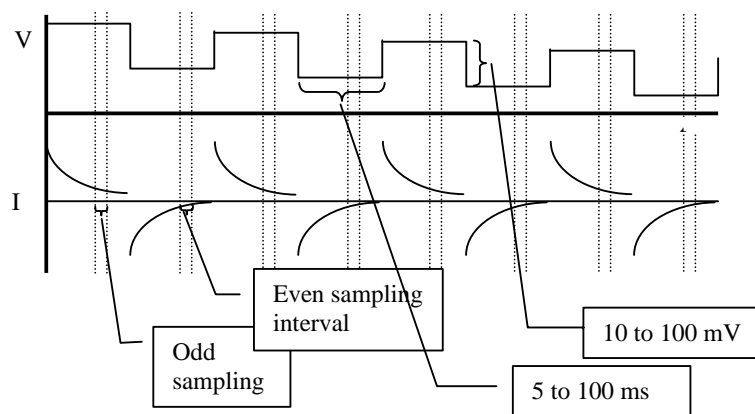


Figure 2. Potential programming, current follower response and timing schedule.

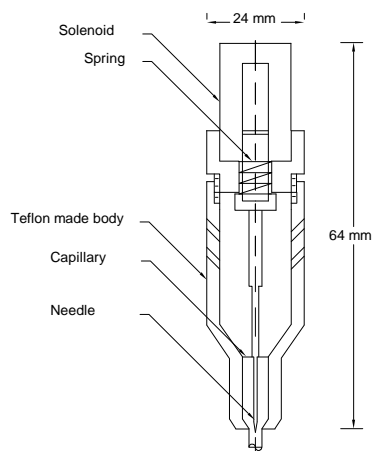


Figure 3. Schematic of the home made static mercury drop electrode (SMDE).

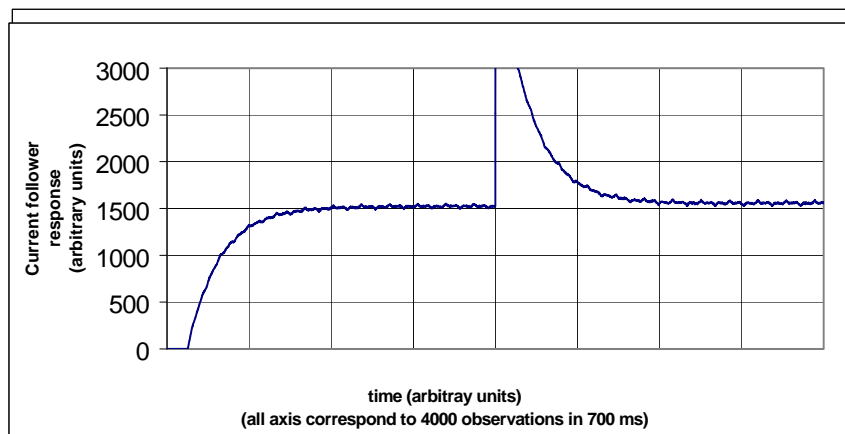


Figure 4. Current follower response to a 25 mV square wave stimulus, centered at -300 mV vs saturated calomel reference electrode, supporting electrolyte: 0.1 M NH_4Cl - NH_3 (pH 10).

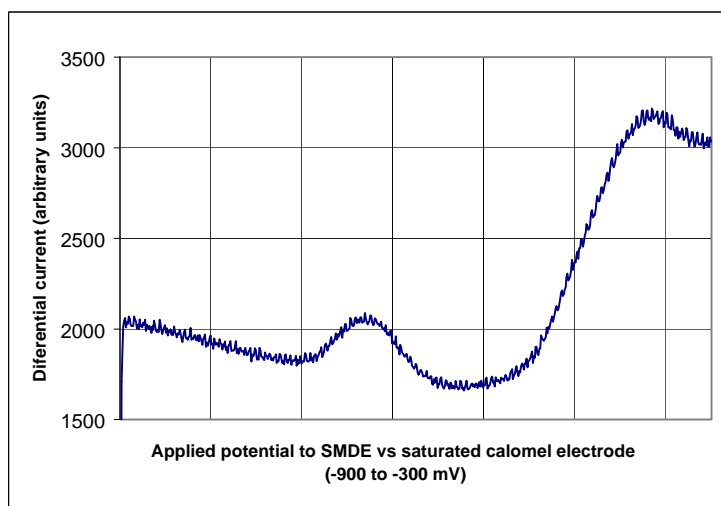


Figure 5. Synthetic sample of water with 4.0 ppb of $\text{Cd}(\text{II})$, being the supporting electrolyte 0.1 M NH_4Cl - NH_3 (pH 10); with sodium sulfite to eliminate dissolved oxygen.

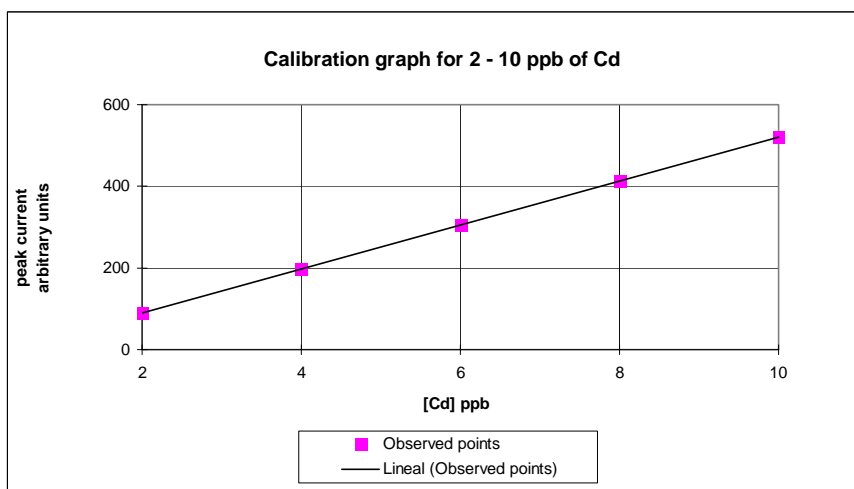


Figure 6. Peak height versus cadmium concentration.

IMPLEMENTACIÓN Y EVALUACIÓN DE UN TITULADOR POTENCIOMÉTRICO COMPUTARIZADO

Montoya E. ⁽¹⁾ emontoya@ipen.gob.pe; Rodríguez I. ⁽¹⁾

(1) *Departamento de Química – IPEN / Lima, Perú*

INTRODUCCIÓN

Las titulaciones potenciométricas continúan teniendo una gran importancia en el trabajo de los laboratorios de análisis químico de diversa índole, así como en los programas de estudio de las carreras de Química o relacionadas con esta disciplina. Al mismo tiempo, dichas titulaciones han sido frecuentemente criticadas como tediosas y laboriosas (1-3). En nuestros laboratorios las titulaciones potenciométricas son importantes para determinar el rendimiento de diversas separaciones radioquímicas y como complemento a las técnicas nucleares en algunos análisis. Debido al alto costo de los tituladores potenciométricos automáticos de tipo comercial, algunos autores han propuesto alternativas de relativamente bajo costo (4,5), que pueden ser construidas o implementadas en laboratorios analíticos de investigación, servicios o docencia. El presente trabajo describe un sistema controlado por computador, desarrollado y utilizado en los laboratorios del Departamento de Química de la Dirección General de Promoción y Desarrollo Tecnológico del IPEN.

1. PARTE EXPERIMENTAL

La figura 1 muestra un esquema del sistema implementado. Se ha empleado un medidor de pH – plon ORION 920 EA, cuya salida digital de datos RS232, está conectada a una computadora personal Pentium IBM compatible. Para todos los experimentos se ha usado un electrodo de referencia ORION de doble unión líquida con cubierta epóxica (número de catálogo 900200). Para las titulaciones ácido - base se ha empleado un electrodo de vidrio ORION modelo 91-01, mientras que para las titulaciones de formación de complejos con EDTA se empleó un electrodo selectivo para iones Cu^{+2} ORION 9429BN. Como electrodos indicadores para las titulaciones de óxido – reducción y de precipitación argentométrica, se emplearon alambres delgados de platino o plata respectivamente. Todos los reactivos empleados fueron de grado analítico y se utilizaron sin ningún tratamiento adicional.

En lugar de una bureta se ha empleado una bomba peristáltica LKB bromma 2115 multiperplex, operando a baja velocidad y con tubería de TYGON TM de 0.5 mm de diámetro interno. Para homogeneizar la solución se empleó un agitador

magnético de velocidad constante (375 RPM) METROHM tipo E 505. Debido a que tanto el agitador magnético como la bomba peristáltica trabajan con motores analógicos solo se efectúan controles de encendido / apagado sobre dichos componentes, empleando dos de las salidas digitales de una tarjeta PCL 711B de ADVANTECH, instalada en la computadora. Tanto la adquisición de datos experimentales como el control del experimento están a cargo de un programa elaborado en el sistema de desarrollo LabWindows CVI versión 5.0 de NATIONAL INSTRUMENTS.

Antes de realizar las titulaciones la velocidad de la bomba se ajusta manualmente, para obtener un flujo de $0,0040 \text{ mL s}^{-1}$ y se verifica la repetibilidad de la cantidad de reactivo valorante suministrado por la bomba, midiendo varias veces la masa de solución entregada durante un tiempo de 20 segundos. Para cada titulación se colocan 50 mL de la solución a valorar en un vaso de 100 mL provisto de una pastilla magnética. Se coloca el vaso en el agitador, se introducen los electrodos y se activa el agitador mediante un botón virtual ubicado en la pantalla principal de la interfaz gráfica del software. Se opera el software para seleccionar el tiempo de funcionamiento de la bomba para cada adición de valorante (1 segundo por defecto), el tiempo de reacción entre dos adiciones sucesivas (10 segundos por defecto) y el número de adiciones que constituirán la titulación. Todos los tiempos se seleccionan con precisión de 1 milisegundo. Se activa el inicio del proceso y se obtienen un gráfico de la curva de titulación y un vector de datos de pH o potenciales, correspondientes a las adiciones de reactivo valorante realizadas.

2. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

Las figuras 2 y 3 muestran la curva de titulación de 2,70 mg de biftalato de potasio con NaOH aproximadamente 0.1 M y su primera derivada. El punto de equivalencia se alcanza con un volumen de alrededor de 0,40 mL; lo que significa una apreciable economía de reactivos y consecuentemente una apreciable reducción en la generación de desechos. El valor exacto del volumen tampoco necesita ser conocido, ya que el sistema se puede calibrar respecto al número de adiciones

necesarias para alcanzar el punto de equivalencia, titulando una o mas porciones conocidas de un estándar primario. La figura 4 muestra el volumen de valorante consumido en el punto de equivalencia, en función de la masa de biftalato titulada; puede apreciarse que la linealidad y precisión son adecuadas para el trabajo analítico cuantitativo, teniendo en cuenta las pequeñas cantidades de analito utilizadas. Cantidades de biftalato de potasio tan pequeñas como 0,2 mg de biftalato de potasio se han titulado con éxito en los laboratorios del IPEN empleando el presente sistema. El sistema descrito también se ha empleado con éxito para titulaciones potenciométricas de óxido - reducción, precipitación y formación de complejos, de pequeñas cantidades de analito, tal como puede apreciarse en las figuras 5, 6 y 7. Las mínimas cantidades de analito determinadas en 50 mL de solución, detectando el punto de equivalencia mediante el método de la primera derivada, han sido de 0,25 mg Fe^{+2} , 0,15 mg de Cl^{-1} y 0,020 mg de Cu^{+2} . Estas cantidades podrían reducirse disminuyendo el volumen de solución a titular. Esto requeriría miniaturizar los electrodos indicador y de referencia, así como disminuir el volumen de reactivo valorante adicionado en cada entrega.

El ruido que se observa en la figura 3 es una versión amplificada del ruido presente en la figura 2, debido al efecto de la operación matemática de derivación. Con cantidades muy pequeñas de analito este ruido puede dificultar la ubicación precisa del punto de equivalencia. La causa más probable del ruido observado son las pequeñas fluctuaciones aleatorias en las entregas de analito por parte de la bomba, debido por ejemplo, a los efectos de la inercia mecánica presentes cada vez que la bomba es activada o desactivada. Esta causa podría eliminarse empleando una bomba digital o una jeringa de precisión.

3. REFERENCIAS

- [1]. Hopkins, H. P.; Hamilton, D. D. Journal of Chemical Education 1994, 71, 965-966.
- [2]. Fox, J. N.; Shaner, R. A. Journal of Chemical Education 1990, 67, 163-164.
- [3]. Lynch, J. A.; Narramore, J. D. Journal of Chemical Education 1990, 67, 533-535.
- [4]. Hernlem, B. J. Journal of Chemical Education 1996, 73, 878-881.
- [5]. Headrick, K. L.; Davies, T. K.; Haegele, A. N. Journal of Chemical Education 2000, 77, 389-390.

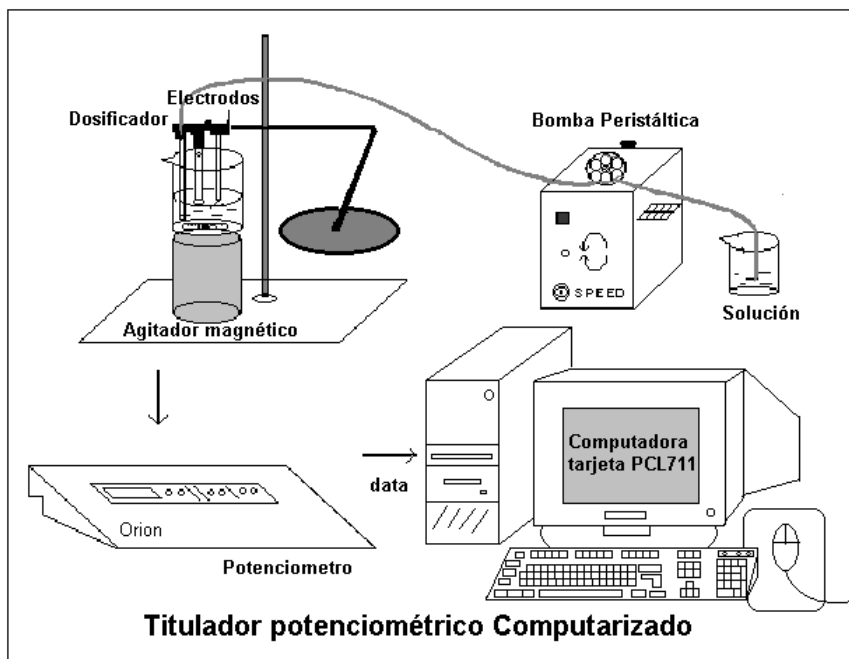


Figura 1. Esquema del sistema implementado.

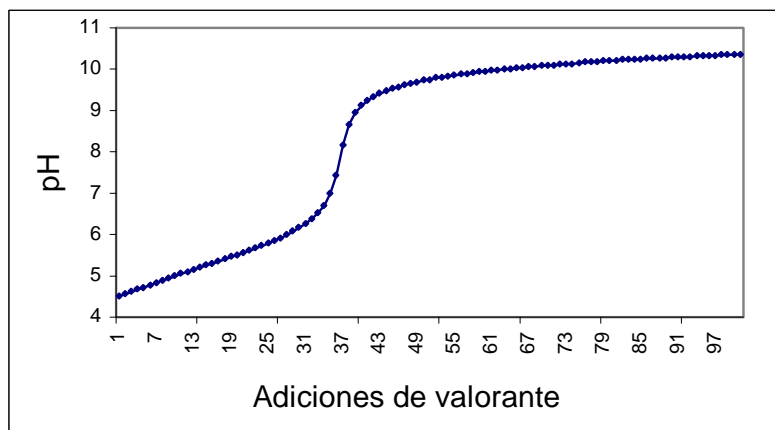


Figura 2. Curva de titulación potenciométrica de 2,70 mg de biftalato de potasio con NaOH 0,0938 M; obtenida con el sistema mostrado en la figura 1. El tiempo de funcionamiento de la bomba para cada adición fue de 1,000 segundos.

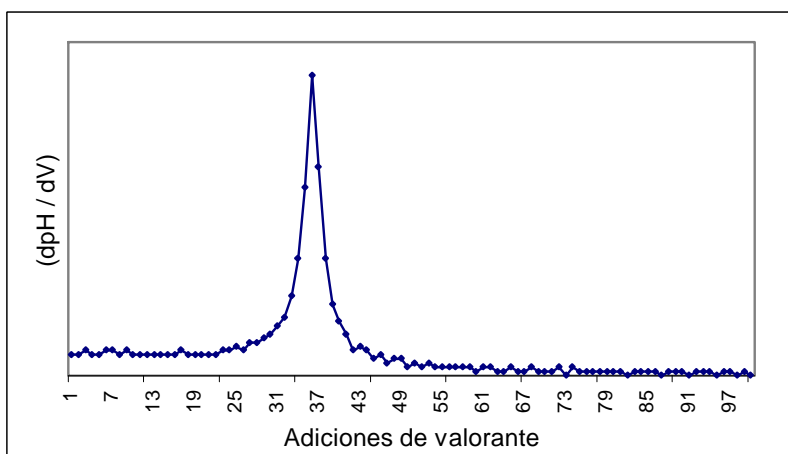


Figura 3. Primera derivada de la curva de titulación mostrada en la figura 2.

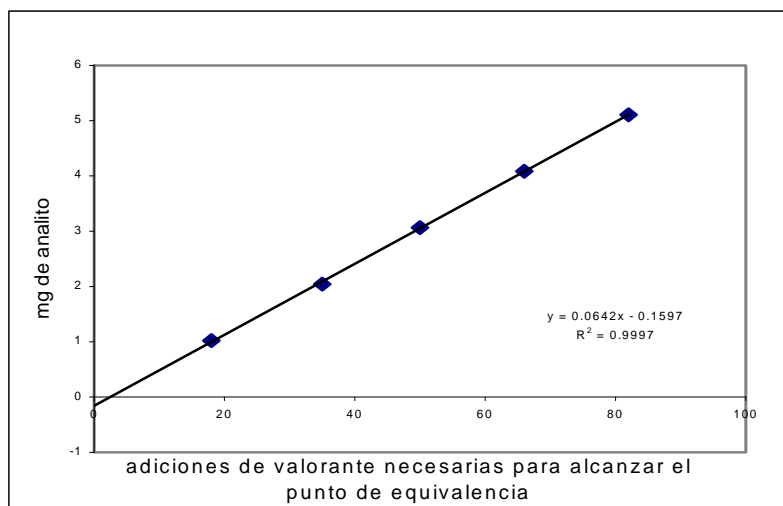


Figura 4. Número de adiciones de valorante necesarias para alcanzar el punto de equivalencia, en función de la masa (en mg) de biftalato de potasio tituladas.

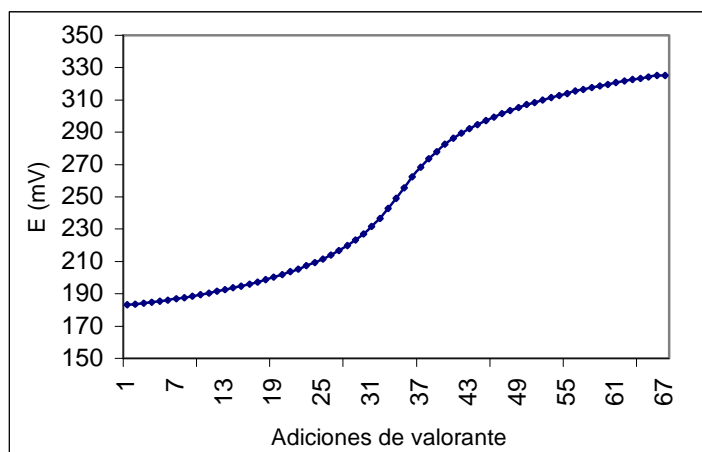


Figura 5. Curva de titulación potenciométrica de 1,46 mg de NaCl con solución de AgNO_3 obtenida con el sistema mostrado en la figura 1. El tiempo de funcionamiento de la bomba para cada adición fue de 1,000 segundos.

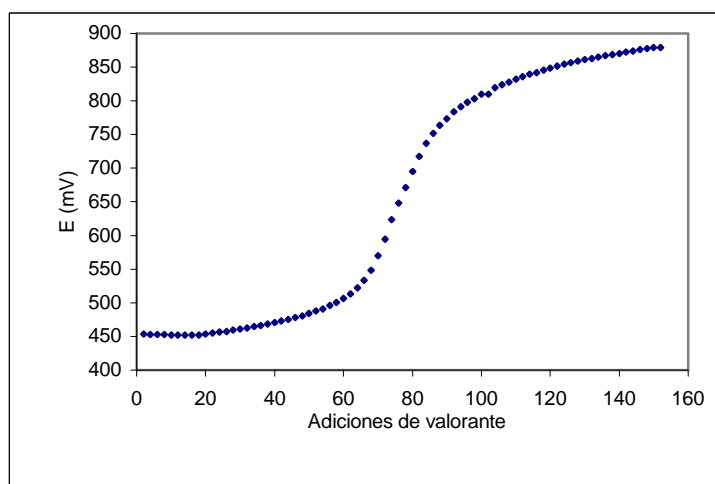


Figura 6. Curva de titulación potenciométrica de 3,6 mg de FeSO_4 con Ce(IV) 0,15M; obtenida con el titulador descrito en la figura 1. El tiempo de funcionamiento de la bomba para cada adición fue de 0,500 segundos.

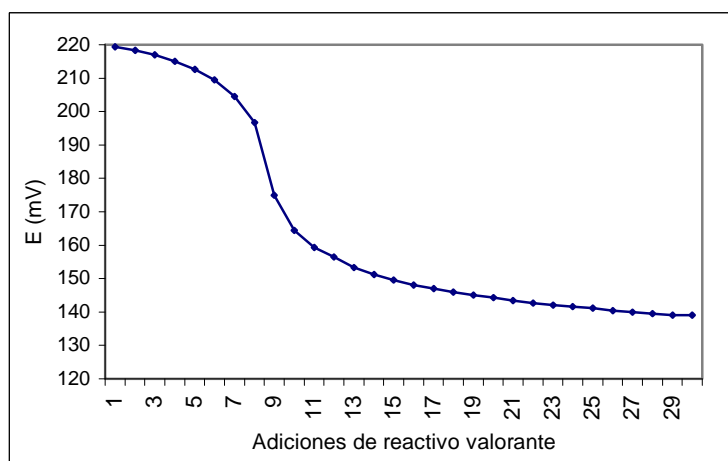


Figura 7. Curva de titulación potenciométrica de 80 microgramos de Cu^{+2} con EDTA 0,127 M; obtenida con el titulador descrito en la figura 1. El tiempo de funcionamiento de la bomba para cada adición fue de 0,250 segundos.

IMPLEMENTACIÓN DE MONITORIZACIÓN DE LA POTENCIA DEL REACTOR RP-10 POR N16 UTILIZANDO UN DETECTOR DE INa

Lázaro G.⁽¹⁾ glazaro@ipen.gob.pe; Bruna R.⁽¹⁾ rbruna@ipen.gob.pe;
Vela M.⁽¹⁾ mvela@ipen.gob.pe; Parreño F.⁽¹⁾ fparreno@ipen.gob.pe

(1) Departamento de Cálculo, Análisis y Seguridad – IPEN / Lima, Perú

RESUMEN

Se realizan mediciones con un detector de INa a fin de localizar la posición óptima del detector para la medida de la actividad del N¹⁶ y determinar los espectros de energía y de tiempo para la actividad observada. Esto nos permitirá calibrar la cámara de marcha 4 en función de las actividades del N¹⁶.

1. RESULTADOS

La formación del N¹⁶ es debida a la reacción (n,p) sobre el O¹⁶ del agua, que atraviesa el tanque del reactor. Esta reacción posee un limiar elevado (11Mev) que hace que la formación del N16 dependa únicamente del flujo de los neutrones de fisión localizados en todo el volumen del tanque del reactor, por lo tanto, de la potencia global del reactor.

El N¹⁶ tiene una vida media de 7,37 s y se desintegra emitiendo betas y gammas, siendo el 68% de los casos gammas de 6,14 Mev.

La actividad del N¹⁶ representa el 99% de la actividad total del agua que sale del tanque del reactor; la actividad restante es debida a la activación de impurezas, de productos de corrosión, productos de fisión, de reacciones menos importantes que dan a la formación de N¹⁷, O¹², A⁴¹, Mg²⁷, Al²⁸ y Na²⁴.

La vida media del N¹⁶ es tal que su actividad desaparecerá completamente cuando el agua retorna al núcleo del reactor des pues de pasar por el tanque de decaimiento e intercambiador de calor.

La sección eficaz media de activación del N16 sobre el espectro de fisión ($\bar{\sigma} = 18.5 \mu b$).

El principio de monitorización consiste en medir al agua activa después de la salida del tanque del reactor en un punto donde la actividad del N16 pueda medirse.

Un monitor de potencia basado en el N¹⁶, consiste en: un medidor (o registrador) y los circuitos asociados a un detector gamma que monitorea el agua de refrigeración en una posición determinada a lo largo del circuito de refrigeración. La intensidad de los gamma del N16 provenientes del segmento de agua observado está determinado por:

- 1) La cantidad de activación que recibió el volumen de agua al pasar por el flujo de neutrones en el tanque del reactor.
- 2) El elemento a su vez decae durante la irradiación.
- 3) El tiempo de decaimiento entre el tanque del reactor y el detector.
- 4) La constante de desintegración del N16.
- 5) La forma y volumen del segmento de agua medido.

La lectura del monitor de potencia está determinada por la sensibilidad del monitor mismo y por los cinco factores mencionados arriba. El factor mencionado en 1) es directamente proporcional a la potencia; los ítems 2) y 3) son factores relacionados con el caudal del circuito primario y los ítems 4) y 5) son términos constantes.

En general, la respuesta de la cámara de ionización para el N16 estaría dada por la expresión:

$$A = A(N16) + A(O19) + A(Al28) + A(Mg27) + A(Na24) + \dots$$

El arreglo experimental para la obtención de los espectros de energía y de tiempo para la actividad observada, fue instalado a la salida del tanque de decaimiento del reactor RP-10 en una posición donde se puede asegurar la actividad del N¹⁶.

El equipo consta además de un blindaje de plomo en el que se coloca el detector NaI 2"x2" acoplado a la válvula fotomultiplicadora y preamplificador y su cadena de medición asociada.

Con el blindaje de plomo es necesario tener en cuenta lo siguiente:

- Colocar el detector en la posible ubicación de la cámara de ionización.
- Colimar la radiación que viene del tanque del reactor vía tanque de decaimiento, a fin de mejorar la resolución del espectro de rayos gamma.
- Limitar las tasas de contejo en el detector mediante la ventana de pulsos, para evitar el apilamiento de pulsos.

1.00E-06	760Kw	6
2.00E-06	1,5Mw	6
4.00E-06	2,75Mw	6
6.00E-06	4,25Mw	6
9.00E-06	6,5Mw	6
9.00E-06	6,5Mw	5 (tiempo muerto 25%)

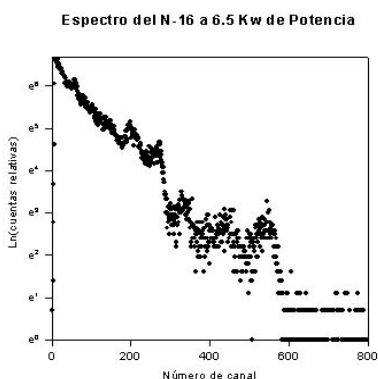
Dado que el N16 emite rayos gamma de:

8,87 Mev	(1%)
7,11Mev	(5%)
6,14Mev	(68%)

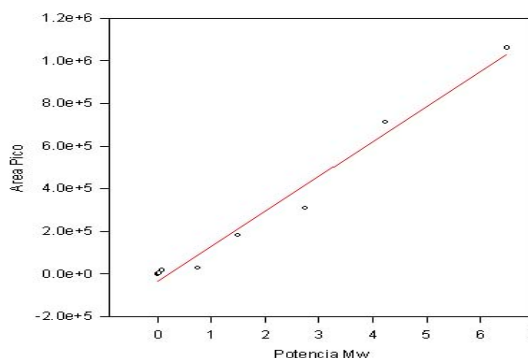
Las medidas experimentales fueron realizadas para las condiciones siguientes:

CORR. DE CAMARA	POTENCIA	MODO DE OPER.
2..00E-09	729Watts	6
1.50E-08	6,5Kw	6
5.00E-08	36Kw	6
1.00E-07	72Kw	6

Es necesario ubicarlos. Los siguientes gráficos de espectros de N16 tomados a 6,5Kw, 1,5Mw y 6,5Mw son mostrados abajo ayudan en esa tarea:



Relación entre las áreas del Fotopico de 6.14Mev y la Potencia del Reactor



De los espectros mostrados arriba se pueden identificar los siguientes picos;

- 6,14 Mev fotopico del N16
- 5,62 Mev fotopico de escape
- 5,12 Mev fotopico de escape doble.

En este caso, el proceso predominante de interacción con el cintillador será la producción de pares. Encontramos entonces que en espectro de rayos gamma del N¹⁶ hay un pico de energía 6.14 Mev y otros dos de energías 6.14 – 0.11 ~ 5.63Mev y 6.14 – 1.02 = 5.12 Mev, correspondientes al escape de uno o ambos gamma de 0.511 Mev producidos por la aniquilación del positrón. Los picos correspondientes a las energías de 7.11 y 8.87 Mev puede que no se estén viendo.

Mediante el cálculo del área del pico que estamos seguros que pertenece al N¹⁶ se consigue una relación lineal entre el área del pico de N16 y la Potencia del Reactor.

2. CONCLUSIONES

- Es posible implementar la técnica de medición por N16 mediante un equipo experimental sencillo.
- Como limitación tenemos en esta experiencia es el tipo de detector ya que se satura alcanzando los 6 Mwatts de potencia del reactor.
- Otra limitación sería la consistencia del detector para altas potencias, ya que éste no está fabricado para soportar altas dosis de radiación.

3. REFERENCIAS

[1]. Matatagui E., Miller M., Thorp S. I., Villanueva J. Medición del Caudal Refrigerante por Correlación de la Actividad del N16.

FUENTES SELLADAS EN PERÚ: AVANCES Y PERSPECTIVAS

Rodríguez G. ⁽¹⁾ grodriguez@ipen.gob.pe

(1) *Planta de Gestión de Residuos Radiactivos – IPEN / Lima, Perú*

RESUMEN

El trabajo está referido a la cementación de fuentes selladas en desuso que viene realizando el Grupo de Gestión de Residuos del Instituto Peruano de Energía Nuclear. Las fuentes son centralizadas desde diversos puntos del país en el Centro Nuclear RACSO, por ser el único centro nacional de almacenamiento y disposición de fuentes selladas provenientes de usuarios nacionales de la industria y medicina, principalmente. El Centro Nuclear además de sus instalaciones radiactivas para la investigación y producción de radioisótopos, cuenta con un área aproximada de 1,5 Ha para la gestión de residuos radiactivos, en cuya superficie se encuentran: el lecho de infiltración y la planta de tratamiento químico para residuos líquidos; equipo de compactación y trincheras para residuos radiactivos sólidos, un cubículo para eliminación de residuos biológicos, a ellos se completa con un almacén temporal de residuos radiactivos inmovilizados en una matriz de cilindro cementado. Para la cementación se procedió a la adquisición de una mezcladora de tipo tambor basculante, cilindros metálicos y materiales de transporte y cementado. Si bien se resalta el importante paso dado en materia de seguridad y protección radiológica, aislando las fuentes selladas en desuso con respecto al público y medio ambiente, aún se desprende la necesidad de integrar algunas mejoras en los procedimientos de cementación y en mayores garantías de un buen emplazamiento físico para el almacenamiento definitivo de las fuentes radiactivas cementadas.

1. INTRODUCCIÓN

De acuerdo con las recomendaciones internacionales y la normativa nacional, las fuentes selladas que han devenido en desuso por el usuario, deben ser transferidas a la instalación centralizada que en el Perú, es la Planta de Gestión de Residuos Radiactivos (PGRR), que se encuentra ubicada en el Centro Nuclear "RACSO", distrito de Carabayllo, a 40 km al noreste de la ciudad de Lima.

El Centro Nuclear inaugurado en diciembre de 1989, tiene entre sus instalaciones radiactivas relevantes la Planta de Producción de

Radioisótopos (PPR) y el RP-10, que por sus características de investigación y servicios, los residuos que se generan son de baja actividad y corto período de semidesintegración, sin considerar el posible inventario del combustible gastado. Las fuentes selladas en desuso que se encuentran en la PGRR se catalogan principalmente como de mediana actividad y de otro lado de corto, medio y largo período de semidesintegración.

Para afrontar este conjunto de residuos se tiene habilitado la Planta de Gestión que reúne las siguientes alternativas, en una superficie de 1,5 hectáreas.

Residuos biológicos:

Cubículo a baja profundidad

Residuos sólidos:

Compactadora en cilindros

Tanques para almacenamiento temporal

Almacén temporal para fuentes selladas en desuso

Residuos líquidos:

Cisternas de decaimiento

Lecho de Infiltración

Planta de Tratamiento Químico

2. FUENTES SELLADAS EN DESUSO

Son las fuentes radiactivas provenientes de usuarios nacionales que aplican la tecnología nuclear y que requieren ser gestionadas después de cumplir su vida útil.

Estas se reciben en la Planta de Gestión para ser ubicadas en el almacén temporal previa cementación. Este tipo de gestión se produce bajo la modalidad de un acuerdo de costos con el usuario ya que involucra embalaje, transporte, inmovilización y almacenamiento temporal [2]. El citado almacén tiene un volumen de 224 m³, cuyas dimensiones son 7 m x 8 m y 4 m de altura.

Para los efectos de la disposición como fuentes selladas, se comprende a las agujas

de Radio-226, Iridio-192, Americio-241, que poseen características bien diferenciadas en cuanto al período de semidesintegración y tipo de radiación y que conjuntamente con el Cesio-137 y el Cobalto-60 constituyen el material radiactivo para la inmovilización por cementación.

3. INVENTARIO RADIATIVO

La recolección de fuentes y material radiactivo como consecuencia de las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear en labores de investigación, industrial y médica desde pasadas décadas, se ha ido traduciendo en un volumen apreciable, los mismos que fueron eliminándose por efectos del decaimiento radiactivo, incineración directa, enterramiento superficial y/o almacenamiento interino tanto en tanques

como en bidones y cilindros para residuos sólidos y líquidos. Se resalta la presencia de fuentes que han perdido su rótulo donde se indica la información sobre las características de las mismas, principalmente por deterioro físico de corrosión.

Contando con la infraestructura centralizada y reuniéndose los medios técnicos de infraestructura a partir de 1992, se realizó una acción de recolección de las fuentes selladas, haciendo hincapié en los usuarios nacionales, que el IPEN a través del Centro Nuclear, se constituye en la instalación que garantiza el retiro de las fuentes selladas en desuso y permite su acondicionamiento seguro por medio de la cementación.

El inventario de la Tabla 1 que se señala considera hasta el reciente mes de julio de 1998.

Tabla 1. Inventario global de fuentes.

<i>Radioisótopos</i>	<i>Nº de Fuentes</i>	<i>Actividad (T Bq)</i>	<i>Procedencia</i>
Cesio-137	51	3,71 E02	Minería/irradiador
Cobalto-60	11	1,37 E00	Aplicaciones médicas
Radio 226 (*)	38	7,40 E-03	Aplicaciones médicas
Americio241	148	7,70 E-03	Detectores de humo
Iridio-192	6	1,11 E-03	Radiografía Industrial
Otros	16	no conocida	Deterioradas
TOTAL	270	3,97 E02	

4. CEMENTACIÓN

4.1 Concepto

La cementación se define como la técnica de inmovilización de residuos que reúne ventajas físico químicas de estabilidad, dada la casi nula y lenta degradación microbiana que la hacen permanecer en períodos significativamente altos, mejorado de acuerdo a la calidad de los componentes, aditivos y agregados [3].

4.2 Metodología

En nuestro caso por tratarse de fuentes selladas en la técnica de la cementación es aplicada para diversas formas de inmovilización de residuos radiactivos según sea el nivel de radiactividad y el estado en que se presentan; variando para ello la composición de sus componentes y los agregados no metálicos [4].

Considerando que se trata de fuentes selladas en las que el desuso data de muchos años

donde algunas de ellas no poseen identificación, se toma en cuenta dos grandes líneas de trabajo. De un lado las fuentes en desuso que contengan agujas de radio y de otro las fuentes que no contengan agujas de radio.

Para el caso de las agujas de radio se procederá según las recomendaciones internacionales y nacionales, tomando en cuenta previamente la importancia de una acción más vigorosa de recolección de este tipo de fuentes [5].

En el proceso de cementación seguido con las fuentes de Cesio-137 y otras sin especificaciones se procedió a un mezclado de agua, cemento y arena gruesa, colocándose las fuentes con todo su blindaje equidistantemente, con el propósito de disminuir su tasa de exposición [6].

4.3 Procedencia

Las fuentes proceden de compañías nacionales dedicadas a la minería y perfilaje de pozos de petróleo.

4.4 Materiales y Equipos

Equipos:

- 01 mezcladora de 9 pies cúbicos de capacidad con motor de 8 HP de potencia,
- 01 montacargas para el traslado de las fuentes,
- 01 tecla manual de 2 ton con su pórtico móvil,
- 06 parihuelas de madera de doble lado,
- 12 cilindros metálicos, acabado exterior e interior galvanizado,
- 01 monitor de radiaciones para tasa de exposición.

Materiales:

- Cemento.
- Arena gruesa.
- Agua y otros de albañilería.

Personal:

- La ejecución comprendió el siguiente personal:
- 02 especialistas en gestión de residuos,
- 01 oficial de radioprotección,
- 03 operarios,
- 01 Chofer.

4.5 Procedimiento

Trasladar las fuentes del almacén al área de trabajo de cementado.

Desmontar el embalaje de madera de la fuente.

Limpiar exteriormente de óxidos, grasa y polvo.

Colocar 02 cilindros metálicos por parihuela.

Realizar el lote de mezclado:

Agua : 0,032 m³

Cemento: 50 Kg.

Arena : 195 Kg.

Mezclar por 3 minutos hasta homogenizarlo.

Hacer una base de cemento hasta una altura de 9 cm del cilindro.

Dejar solidificar por 24 horas.

Colocar las fuentes de Cs-137 en cada cilindro mediante tecla manual y pórtico móvil.

Proseguir con la cementación asegurando la ausencia de aire en la mezcla.

Al finalizar el llenado del cilindro se alinea la superficie.

Dejar para curado en ambiente por 2 semanas.

Tapar, colocar el cinto de seguridad y rotularlo para su almacenamiento.

5. RESULTADOS

5.1 De la cementación

Como producto de la inmovilización por cementación se obtuvo 43 fuentes radiactivas suma una actividad de 1,417 TBq, compuestas por 30 fuentes de Cesio-137, 04 de Americio-241, 01 Americio/Berilio y 08 no identificadas. Los cilindros C0197 al C1097 son de Cs-137; Los cilindros C1197 y C1297 contienen Cs-137, Am-241, Am / Be y las no especificadas. En la Tabla 2 se da cuenta de las fuentes y actividad cementada.

Tabla 2. Cilindros y Fuentes Cementadas.

Cilindro	Nº de Fuentes	Actividad (TBq)
C0197	2	0,1665
C0297	2	0,148
C0397	2	0,1665
C0497	2	0,1665
C0597	2	0,148
C0697	2	0,111
C0797	2	0,1665
C0897	3	0,0585
C0997	5	0,1384
C1097	4	0,1359
C1197	7	No conocida
C1297	10	0,0131
TOTAL: 12	43	1,417

Se concluye que el porcentaje de fuentes cementada equivale al 16 % y la actividad al 0,35 % del Inventario, lo que revela de un lado un paso significativo y de otro que aún en

términos de actividad falta dar un impulso mayor que el realizado.

5.2 De la Protección Radiológica

En términos de protección radiológica en la Tabla 3 se consideran las medidas de tasa de exposición en contacto con las fuentes, en contacto con el cilindro sin y con las fuentes radiactivas.

En la tabla se evidencia bajos valores de tasa de exposición después de la cementación en tanto que son bajas la tasa de exposición de las fuentes sin cementar. Con tasa de exposición alta, el Factor de Reducción de Dosis es importante luego de la cementación, el cual refuerza su importancia física.

Volumen del cilindro vacío	: 0,214
Densidad de la mezcla	: 2,17 kg/l
Peso del cilindro cementado y con fuentes	: 400 - 450 kg.
Relación agua/cemento	: 0,60
Total de cilindros cementados	: 12
Bolsas de cemento utilizadas	: 18
Número de fuentes cementadas	: 43
Resistencia a la compresión a 70 días	: 19,4 MPa
Porosidad del producto cementado	: 34,0%

Tabla 3. Mediciones Radiológicas.

CÓDIGO CILINDRO	X_o (Mr/h)	X_{sc} (mR/h)(*)	X_c (mR/h)(*)	FACTOR DE REDUCCIÓN DE DOSIS
C0197	1,5	0,5	0,05	10
C0297	1,5	0,3	0,10	3
C0397	1,5	0,3	0,10	3
C0497	1,5	0,5	0,07	7.14
C0597	5,0	2,0	0,09	22.2
C0697	2,0	1,0	0,07	14.28
C0797	1,5	0,5	0,07	7.14
C0897	80,0	3,0	0,05	60
C0997	28	9,20	1,55	5.94
C1097	30	8,07	1,96	4.11
C1197	10	0,2	0,05	4
C1297	0,3	0,3	0,1	3

(*) En contacto con el cilindro

X_{sc} : Tasa de exposición sin cementar

X_c : Tasa de exposición cementado

X_o : Tasa de la fuente de mayor exposición

6. OBSERVACIONES Y CONCLUSIONES

a) La implementación de la técnica de la cementación ha significado una evidente reducción del inventario en términos de fuentes. Con las características obtenidas se ha logrado los resultados previstos, dentro de un razonable marco de disponibilidad de materiales y aplicación de la técnica.

El Factor de Reducción de Dosis de la cementación equivale a la relación de Tasa de dosis sin cementar entre la Tasa de dosis cementada.

5.3.- Algunas Características del Cementado

A los efectos de tomar en cuenta la experiencia tal cual, en la perspectiva de mejorar el proceso, se presenta las especificaciones que resultan de la cementación realizada, siendo algunos valores promediados y aproximados dadas las evidentes modificaciones de geometría que se evidencian.

b) Se destaca de la experiencia, que la relación agua/cemento de 0,6 utilizado ha sido mayor a lo obtenido en nuestros ensayos previos de evaluación de los cementos nacionales, ello debido a la dificultad del mezclado a la relación de 0,4 en la mezcladora y la mejor trabajabilidad ofrecida por la relación de 0,6; este aspecto hace bajar la resistencia a la compresión entre valores de 2 y 10 MPa en los primeros 28 días, para elevarse aproximadamente a 30 MPa después de

los 70 días, lo que evidencia un lento tiempo de fraguado.

- c) Queda por cementar fuentes que poseen un gran volumen, los que tendrán que adicionarse otra geometría de inmovilización, este sería el caso del ex-irradiador de alimentos de Cesio-137 y las fuentes de Radio-226 también obedece a otra modalidad de cementación a considerarse próximamente.
- e) Interesa ampliar medidas en torno a la cementación como son la obtención de mejores resultados de resistencia a la compresión, adicionando aditivos y agregados que logren buena compactación y homogenización de la mezcla, que como se ha visto redundan no solo en el aspecto de la protección física sino también en la protección radiológica.

7. BIBLIOGRAFÍA

- [1] MALLAUPOMA M. "Evaluación de Cementos Nacionales" III Congreso

Latinoamericano de Protección Radiológica, octubre 1995, Cuzco Perú.

- [2] RODRIGUEZ G. "Inventario, Gestión de Fuentes Radiactivas en Desuso",. III Congreso Latinoamericano de Protección Radiológica, octubre 1995, Cuzco Perú.
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, "Improved Cement Solidification of Low and Intermediate Level Radioactive Wastes", Technical Reports Series TRS 350, AIEA, Viena 1993
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, "Containers for Packaging of Solid and Intermediate Level Radioactive Wastes", Technical Reports Series TRS 355, IAEA, 1993
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, "Handling Conditioning and Disposal of Spent Sealed Sources", TECDOC N° 548, IAEA, 1990.
- [6] RODRIGUEZ G, MARINA J.J. "Cementación de Fuentes Selladas, Informe Técnico N° 5/97/PGRR/GR", Mayo 1997, Lima.

SISTEMA DE GESTIÓN PARA LA MITIGACIÓN DEL IMPACTO AMBIENTAL DE FUENTES RADIATIVAS

Rodríguez G.⁽¹⁾ grodriguez@ipen.gob.pe; Cruz W.⁽¹⁾ wcruz@ipen.gob.pe

(1) *Planta de Gestión de Desechos Radiactivos – IPEN / Lima, Perú*

RESUMEN

Se destaca un sistema de gestión ante los riesgos asociados a las prácticas médicas y tecnológicas con fuentes radiactivas. Frente a estas prácticas, se plantea alcances y consideraciones medioambientales, que se han ido incorporando como necesidad desde organismos internacionales y/o problemas originados por accidentes en las que se incluye los de tipo radiactivo.

El sistema de gestión se orienta a prevenir y mitigar los impactos ambientales. Esto involucra establecer una estrategia, objetivos y planes, en donde cuenta, que los resultados, sean compatibles con el requerimiento legal y público de una salud protegida.

1. INTRODUCCIÓN

Para el Perú un sistema de gestión para la prevención y mitigación del impacto ambiental de fuentes radiactivas, parte de la constatación del uso en los centros de investigación, hospitales e industria de materiales radiactivos. Las recomendaciones que se derivan para mitigar su presencia en el medio ambiente, son parte de las labores de la autoridad reguladora [1], pero fundamentalmente radica en un programa de actividades diseñadas para el uso seguro de las radiaciones y otorgando seguridad a los desechos que de allí se deriven.

2. FUENTES DE IMPACTO AMBIENTAL

Se considera como fuentes radiactivas al material radiactivo en forma de líquidos, sólidos, fuentes selladas, o combustible nuclear usados en instalaciones radiactivas

del tipo de irradiación de alimentos, centros de radiodiagnóstico o radioterapia, de medicina nuclear, como en reactores de investigación, e instalaciones de gestión de residuos radiactivos

La presencia de las fuentes radiactivas es consecuencia de la evolución del conocimiento y el desarrollo de la tecnología, incorporada por la humanidad en la atención sanitaria, el reconocimiento de la materia, en la generación de energía, entre otros.

Bajo circunstancias determinadas, pueden devenir en un uso peligroso y destructivo como de otro lado en un uso pacífico y constructivo. La mitigación ambiental que se contempla es el caso de las fuentes radiactivas cuando son de carácter pacífico y de desarrollo constructivo.

3. VÍAS DEL IMPACTO

El primer impacto a considerar es el humano, expresado en los trabajadores ocupacionalmente expuesto, en el público o el grupo crítico más cercano. Este impacto puede ser por irradiación o por contaminación.

Si es por Irradiación éstas son directas y sus causas pueden deberse a: control regulatorio inadecuado, falla en el seguimiento de los procedimientos operativos, ausencia o inadecuado entrenamiento, error humano, violación de reglas de instalaciones de seguridad.

Si es por contaminación, las vías que se suceden, por la presencia de material radiactivo en suelo, agua y aire, son las de ingestión, inhalación. No deja de presentarse, por cierto, formas combinadas debido principalmente a accidentes radiológicos.

La peligrosidad de su impacto radica principalmente en las características de las

fuentes, expresadas por su período de semidesintegración, el tipo de radiación, la

energía, toxicidad del radioisótopo, forma química y protección física empleada.

4. USUARIOS DE FUENTES RADIATIVAS[2]:

<i>LUGAR</i>	<i>TIPOS DE FUENTES</i>	<i>APLICACIONES</i>
Centro de Medicina Nuclear INEN (Inst. Nacional de Enfermedades Neoplásicas)	Yodo-131, Tecnecio 99m Samario-152, Radio-226, Iridio 192, Cobalto-60	Gammagrafía, tiroides, otros Cobaltoterapia, Braquiterapia
Centros Mineros (SPCC, Iscaycruz, Tintaya, Milpo , etc.)	Cesio-137, Cobalto-60	Medidores de densidad, Indicadores de nivel
Hospitales del Seguridad Social	Cobalto-60	Cobaltoterapia
Planta de Irradiación de Alimentos (PIMU)	Cobalto-60	Eliminación de microorganismos, hongos, preservación de alimentos
IPEN- Reactor de Potencia Cero-	Uranio tipo MTR	Investigación y simulación de operaciones
IPEN, Reactor de Potencia 10 MW, Centro Nuclear	Uranio tipo barra de combustible U-235	Investigaciones, generación de neutrones e irradiación de blancos
IPEN, Planta de Producción de Radioisótopos, Centro Nuclear	Tecnecio-99m, Yodo-131, Samario-152,	Producción de radiofármacos de uso en medicina nuclear, gammagrafía y tratamiento paliativo de cáncer
Universidades y Centros de Investigación	Fuentes de calibración, Tritio	Uso de detectores de radiación, estudios biológicos
Plantas Cementadoras	Cesio-137, Cobalto-60	Detectores de bloqueo de tolva
Embarcaciones de dragado	Cobalto-60	Mediciones de densidad de arena, fango
Empresas de Petróleo y Constructoras	Cesio-137Americio-Berilio Cobalto-60	Medición de humedad, densidad de suelos, perfilaje de pozos de petróleo

5. CARACTERÍSTICAS DEL IMPACTO

La sociedad acepta que toda forma de desarrollo económico comporta un impacto ambiental que le está asociado. Cuando las fuentes radiactivas se integran a las aplicaciones tecnológicas de salud o industria, la sociedad las asimila, pero lo que no puede aceptar es el riesgo que implicaría

la presencia radiactiva sin atención preventiva o correctiva. Los probables impactos pueden presentar algunas de estas características: a) el de un explosiva liberación de contaminantes radiactivos, b) la falta de infraestructura técnica y humana que responda a la protección radiológica y c) ausencia de atención a los residuos radiactivos generados en el proceso de uso y desuso de las fuentes radiactivas.

6. MARCO DE LA PREVENCIÓN Y MITIGACIÓN DEL IMPACTO AMBIENTAL [3].

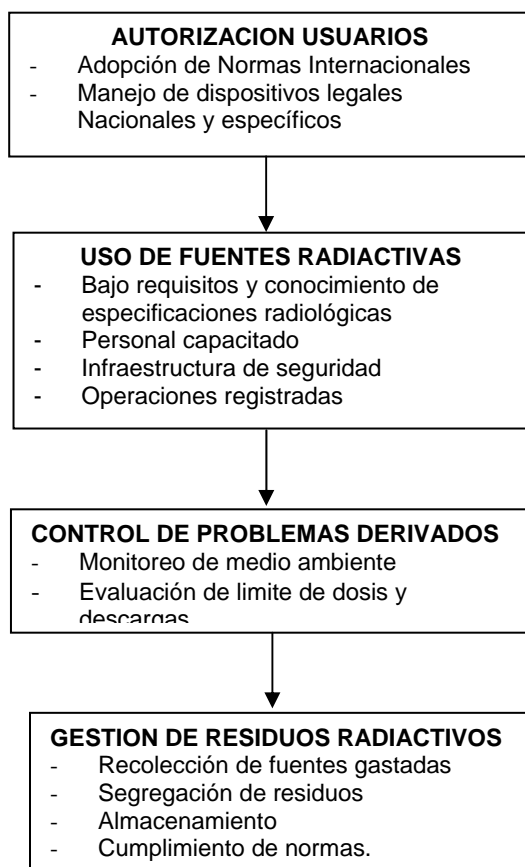


Diagrama 1.

7. PLANTEAMIENTO

La gestión de los residuos radiactivos es donde debe mostrar los resultados de la aplicación de un sistema de mitigación del impacto ambiental. Es allí donde se demanda la coordinación, administración y solución a los problemas ambientales derivados del uso de las radiaciones en una fase final. Esto lleva a destacar como consecuencia, los componentes básicos del sistema de mitigación del impacto ambiental [4], como muestra el Diagrama N° 2.

8. OBSERVACIONES Y RESULTADOS

- La formulación de un sistema de gestión para la mitigación del impacto ambiental,

tiene como antecedente, lo que constituye la norma ISO 14000, [5] relacionado con la protección del medio ambiente.

- La mitigación del impacto ambiental de las fuentes radiactivas, no puede ser una respuesta circunscrita fuera del marco en que opera el sistema. Responde por los riesgos y daños potenciales y da cuenta a la sociedad de su respuesta.

- El lugar que adquiere la gestión de los residuos radiactivos en el sistema, obliga a que los requerimientos y obligaciones, que en algunos aspectos son costosos, sean compartidos por los entes involucrados, en donde no deja de destacar la presencia del estado, por los aspectos de salud pública que implica.

- La sociedad al asumir el desafío de abordar responsablemente el manejo de los residuos radiactivos, no aceptará sin embargo, que los mismos sean resultados de distorsionar los fines pacíficos sobre los cuales ha construido sus planes de mitigación.

9. BIBLIOGRAFÍA

[1] IPEN. Reglamento de Protección Radiológica. Oficina Técnica de la Autoridad Nacional, Lima-Perú.

[2] Rodríguez C.G. Recopilación Técnica de la Planta de Gestión de Residuos Radiactivos-Centro Nuclear Ranco. Lima, Perú, enero-2001.

[3], Zúñiga Bello, P.; Croft J.R. Lessons Learned From Accident Investigations. Consejo Nacional de Ciencias y Tecnología, Mexico City, Mexico, National Radiological Protection Board, Chiltonm Oxfordshire, United Kingdom.

[4] David W Swanson. The EMS Approach: A Management Tool for Clwan Technology in Mining. International Mining and Enviromental Congress. 12th-16th, july 1999, Lima-Perú.

[5] Joseph Cascio; Phillips Mitchell. Guia ISO 14000. Las Nuevas Normas Internacionales para la Administracion Ambiental. McGraw-Hill, 1977.

COMPONENTES DEL SISTEMA DE MITIGACIÓN DEL IMPACTO AMBIENTAL

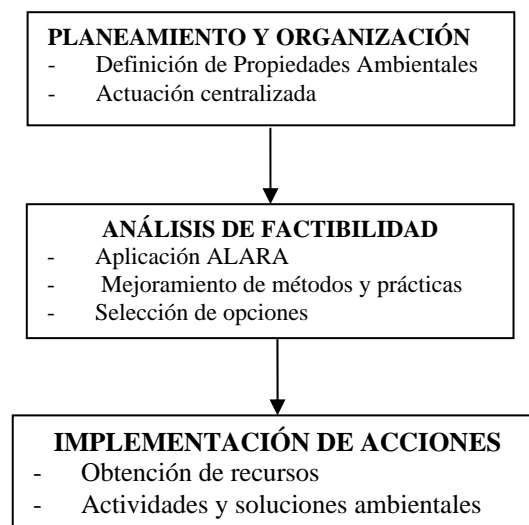


Diagrama 2.

INTERCAMBIADOR AUTOMÁTICO DE MUESTRAS

Mendoza M.⁽¹⁾; Baltuano O.⁽²⁾ obaltuano@ipen.gob.pe
Montoya E.⁽¹⁾; Hernández Y.⁽¹⁾

(1) Departamento de Química – IPEN / Lima, Perú

(2) Departamento de Física – IPEN / Lima, Perú

RESUMEN

Se muestran aspectos técnicos del desarrollo de un intercambiador de muestras que combina una mayor precisión en el re-posicionamiento de las muestras y una mejor eficiencia en la adquisición de los datos durante el proceso de contaje de muestras en análisis por activación neutrónica.

1. INTRODUCCIÓN

Dos factores limitantes en la precisión de la data resultante en análisis por activación, son debido a los errores del re-posicionamiento de las muestras y a las interferencias.

R.J.POTTS y R..HUSSEY[1] han reportado diferencias en las actividades medidas debido tanto a errores de re-posicionamiento, es decir a la no uniformidad de mantener la distancia entre muestra y detector, como también debido a la contribución de las actividades de las muestras laterales.

En el presente trabajo, estos y otros criterios experimentales han sido utilizados para el diseño e implementación de un intercambiador de muestras.

2. CRITERIOS PARA EL DISEÑO EN LA GEOMETRÍA DE REPOSICIONAMIENTO

En el intercambiador automático de muestras que se implementa, la rueda acrílica es de 60 cm de diámetro montada sobre un disco metálico de 3 mm de espesor y 20 cm de diámetro la que a su vez esta soportada por un eje de acero de 5/8 de pulgada, que en su base tiene dos rodajes, uno de bolas y otro cónico, lo cual le da una gran estabilidad horizontal y vertical. Cuenta con 06 posiciones maquinadas y equidistantes en su periferia y es girada en posición horizontal por un motor de pasos por contacto.

Además, para reforzar el re-posicionamiento vertical y lateral se pusieron soportes laterales de Teflón en dos puntos fijos que obligan a la rueda a mantenerse horizontal al pasar por la zona de contaje, frente al detector.

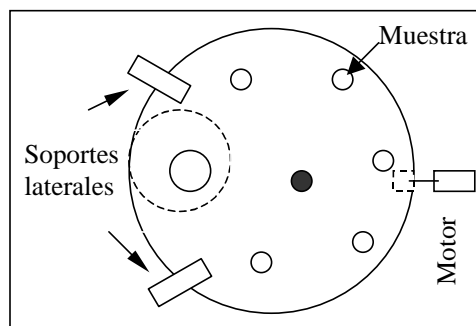


Figura 1. Diagrama del arreglo en la rueda acrílica.

INTERFERENCIAS EN EL CONTAJE Y EL BLINDAJE DEL DETECTOR

De acuerdo con R.J.POTTS y R..HUSSEY[1] el mínimo blindaje requerido sería de 50 mm. de Plomo, lo cual reduciría por un factor de 100 las energías gama que están alrededor de los 800 Kev y por una factor de 10 a las energías que están alrededor de los 1500 Kev.

El detector esta blindado con discos de Plomo que al ensamblarse forma un collar de blindaje de 10 cm de espesor y 10 cm de altura, de manera que la interferencia cruzada sea mínima. También la distancia rueda acrílica-blindaje se ha minimizado tanto como ha sido posible, manteniendo una luz entre ellas de menos de 1,0 milímetro.

ELECTRÓNICA Y SOFTWARE DE CONTROL

La responsabilidad del correcto funcionamiento de cada una de las etapas y de todo el sistema en general recae directamente en el software de control, de la tarjeta multicanal (MCA), el cual mediante programa controla al

equipo intercambiador de muestras, colecta los contajes relativos a cada posición y envía los datos a la Computadora.

Para el control electrónico del giro de la rueda se ha construido una tarjeta interfase que interactúa con la tarjeta multicanal y controla el motor y a un sensor que consta de dos fototransistores, uno emisor y el otro receptor. En cada una de las 06 posiciones se han pegado pequeñas láminas oscuras que obturan el paso del infrarrojo, y por consiguiente detienen al motor en esa posición. La precisión del reposicionamiento lateral de la rueda con respecto al Detector depende de la posición de estas láminas oscuras y no del espacio distante de una posición a otra.

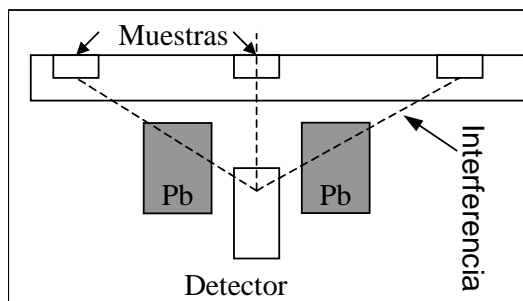


Figura 2. Detalle de la posición de contaje.

Finalmente, se caracterizó el intercambiador programándose para tiempos de contaje cortos y largos, a fin de evaluar su funcionamiento.

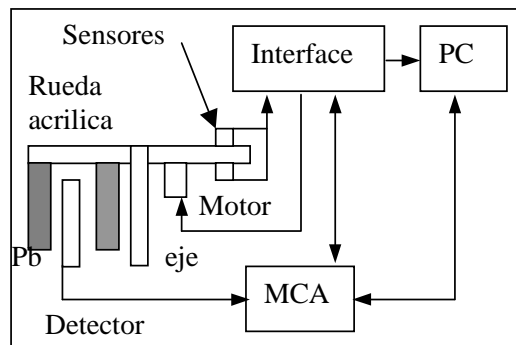


Figura 3. Esquema de todo el sistema.

3. CONCLUSIONES

1. Los resultados muestran que en las 06 posiciones los errores de contaje son menores al 1,0%, en lo que se refiere al reposicionado de las muestras.
2. Los resultados muestran que los errores de contaje debido a la contribución de muestras laterales son menores al 0,05%
3. Aún es posible disminuir los errores en el contaje de las actividades, y aumentar su capacidad para llevar un mayor número de muestras.

4. REFERENCIAS

- [1]. P.J. Potts, R. Hussey, Effect of Sample to Detector on the Accuracy of Instrumental Neutron Activation Analysis and implications for the design of a simple Automatic Sample-changing wheel suitable for the routine counting of low activity geological samples. Journal of Radioanalytical Chemistry .78(2) (1983) 339-346.
- [2]. IAEA. Practical Aspects of operating a Neutron Activation Analysis Laboratory. IAEA-TECDOC-564, Vienna 1990.

SOFTWARE DE MANTENIMIENTO PARA LA PLANTA DE PRODUCCIÓN DE RADIOISÓTOPOS

Medina M.⁽¹⁾ mmedina@ipen.gob.pe; Cavero L.⁽¹⁾ lcavero@ipen.gob.pe;
Martínez R.⁽¹⁾ rmartinez@ipen.gob.pe

(1) *Planta de Producción de Radioisótopos / Dirección General de Radioisótopos / IPEN*

RESUMEN

Se ha desarrollado un programa para llevar a cabo los trabajos de mantenimiento y reparaciones de las instalaciones de la Planta de Producción de Radioisótopos (PPRR), de acuerdo con los planes y programas de mantenimiento y a la mecánica de generación de las Ordenes de Trabajo (O. de T.) que han sido establecidos en el software MANTV51.

1. ALCANCES

Este software es aplicable a los equipos e instrumentos que soportan las actividades de producción e investigación que se llevan a cabo en la PPRR; sin embargo, con ligeras modificaciones podrían usarse en otras instalaciones nucleares y/o convencionales.

2. DESARROLLO

Es un programa de diseño propio escrito en el lenguaje de Visual Fox Pro, que funciona en VFP/Windows-95, 98/NT, este programa permite planificar qué equipos serán considerados dentro del plan de mantenimiento preventivo, qué equipos serán considerados dentro del plan de mantenimiento predictivo y que equipos no serán parte de estos planes. Mediante cálculos programa las fechas en las que se deben intervenir a los equipos, dentro de un lapso prefijado por el usuario.

En ambos casos ya sea por mantenimiento preventivo o mantenimiento predictivo en la pantalla se puede visualizar la programación de las intervenciones por fechas, O. de T. o por especialidades. De igual forma hay una opción que permite sacar copias impresas de la programación.

En el programa se puede registrar secuencialmente las O. de T. generados por falla de equipos o como consecuencia del análisis de los registros del plan de mantenimiento predictivo.

Hay un formato para sacar impreso la O. de T. el ser atendido.

En caso de paralizarse los trabajos de mantenimiento o reparaciones por falta de materiales, repuestos u otras causas ajenas hay otro formato para dejar constancia y re-programar la intervención.

Los técnicos que van a intervenir un equipo o un sistema por mantenimiento o por reparación dispone en el programa de importantes ayudas como:

- Localización de planos y documentos relacionados con el equipo o sistema.
- Una ficha de especificaciones técnicas con ayuda visual del equipo o sistema
- Un procedimiento o instrucción general y otros específicos para desarrollar los trabajos.

Cuando el técnico o técnicos están ejecutando los trabajos de mantenimiento o reparaciones, disponen en el programa de facilidades para registrar:

- El número de intervenciones, las personas que han intervenido y el tiempo que les ha tomado en cada intervención.
- Los repuestos y materiales utilizados en cada intervención.
- Las herramientas y equipos importantes del taller que han sido utilizados para efectuar los trabajos durante las intervenciones.

Cuenta además con facilidades para ver en pantalla la relación de trabajos terminados, trabajos pendientes y a que equipos se les ha atendido por mantenimiento.

Por su particularidad y por tratarse de una planta donde se tratan materiales radiactivos y siendo la ventilación uno de los factores importantes para los procesos de producción e investigación como por la seguridad radiológica, se ha incluido formatos para visualizar la relación de equipos de ventilación atendidos por mantenimiento y por reparaciones.

Así mismo el programa cuenta con otras facilidades adicionales importantes como son el control de todos los equipos de la PPRR, control de equipos sujetos a certificaciones, control de paralizaciones por fallas de equipos importantes, control de paralizaciones por corte de energía eléctrica, cálculo y gráficos de índices de la gestión de mantenimiento, tales como: intervenciones, disponibilidad de equipos para la producción o investigación, costos de mantenimiento.

MENÚ PRINCIPAL DEL PROGRAMA

1. Administración.- Tiene un sub-menú para cortar, copiar y pegar textos, imprimir y salir del programa. Al presionar la opción imprimir, sale un formato que permite seleccionar un tipo de salida entre 33 opciones.
2. Preventivo.- Tiene un sub-menú para planificar, programar, registrar, controlar y consultar sobre las actividades propias del mantenimiento preventivo.
3. Predictivo.- Tiene un sub-menú para planificar, programar, registrar y consultar sobre las actividades propias del mantenimiento predictivo.
4. Reparaciones.- Tiene un sub-menú para registrar, controlar y consultar sobre las actividades propias de las reparaciones solicitadas.
5. Información.- Tiene un sub-menú que permite acceder a informaciones de procedimientos e instrucciones de trabajo, especificaciones técnicas de los equipos y sistemas, a la relación de planos y otras varias consultas.
6. Gestión.- Tiene un sub-menú para acceder a la relación de equipos con que cuenta ala PPRR, registro y control de equipos inoperativos, registro y control de equipos que requieren calibración e índices de gestión de mantenimiento.

7. Ventana.- Menú en tiempo de ejecución que facilita al operador en el manejo de los formatos en pantalla.
8. Navegación.- Menú redundante en tiempo de ejecución que permite navegar por la base de datos activa.

3. CONCLUSIONES

El programa desarrollado ha demostrado ser una ayuda eficaz para el seguimiento y control de los trabajos que ejecuta el personal de mantenimiento, pero además sirve para el análisis de fallas y costos de los servicios, ayuda en la determinación de stock mínimo de algunos repuestos críticos, ayuda en una mejor elaboración del presupuesto de las actividades de mantenimiento, sirve para mejorar el plan y el programa de mantenimiento preventivo y predictivo y la prevención de los materiales y repuestos para las intervenciones.

4. REFERENCIAS

- [1] MS DOS, Van Wolverton, Anaya-Multimedia, 1998.
- [2] Clipper, Marín F., Quiros A., Torres A. Rama, 1989.
- [3] DBASE III, Tsu-Der Chou, Anaya-Multimedia, 1989.
- [4] Visual Fox Pro, Pinter L., Pinter J. Mc Graw Hill, 1997.

ESPECTRÓMETRO POR TIEMPO DE VUELO (TOF) EN EL REACTOR RP-10

Munive M.⁽¹⁾ mmunive@ipen.gob.pe; Baltuano O.⁽²⁾ obaltuano@ipen.gob.pe;
Soto C.⁽³⁾ soto.cy@puccp.edu.pe

(1) Facultad de Ciencias de la Universidad Nacional de Ingeniería / Lima, Perú

(2) Departamento de Física – IPEN / Lima, Perú

(3) Pontificia Universidad Católica del Perú / Lima, Perú

RESUMEN

Un espectrómetro de neutrones por tiempo de vuelo TOF (Time-of-Flight) registra el tiempo que demora un neutrón en recorrer una determinada distancia, asociándolo luego este tiempo a la energía cinética del neutrón. El estudio cinético del haz de neutrones se realiza sobre pulsos neutrónicos, que son generados mediante un obturador giratorio llamado Chopper y el análisis en el tiempo de los pulsos detectados se realiza por un sistema MCS. Se obtuvo espectros en energía o en su defecto en longitud de onda, en los conductos de irradiación No. 2 y 4, y en la columna térmica del reactor RP-10 del Centro Nuclear RACSO.

1. INTRODUCCIÓN

De los conductos de irradiación de un reactor nuclear emergen haces de neutrones con un amplio espectro energético, el conocer dicho espectro es primordial para el uso propio del conducto de irradiación, para ello se emplea diferentes técnicas para obtener el espectro energético, una de estos métodos es el tiempo de vuelo, la base para este espectrómetro es el estudio cinético de los neutrones, lograr registrar que tiempo le toma a cada miembro de un paquete neutrónico el recorrer una distancia establecida. La obtención de los espectros energéticos y el flujo de cada haz que emerge de los conductos de irradiación, son las bases primordiales para tener caracterizado el conducto de irradiación.

2. BASE TEÓRICA

Uno de los parámetros que caracteriza a los neutrones es su energía cinética, y si describimos la energía del neutrón en términos cinéticos la detallaremos en función de su velocidad, o en términos más sencillos como el tiempo 't' que demora recorrer una distancia 'L' [1].

$$E = \frac{m_n \cdot L^2}{2t^2} \quad (1)$$

Para ampliar podremos detallar un espectro en función del tiempo de recorrido al cual en adelante llamaremos *tiempo de vuelo*. El espectrómetro por tiempo de vuelo basa el estudio sobre un pulso o paquete de neutrones, asociándole luego al espectro en función de la energía.

$$C(E) = C(t) \frac{dt}{dE} \quad (2)$$

$$C(E) = C(t) \left[-\frac{t^3}{m_n L^2} \right]$$

De la ecuaciones 1 y 2 se tiene que m_n es la masa del neutrón, t es el tiempo de vuelo, L es la longitud de vuelo, detallando la ecuación 2 la distribución en función de la energía $C(E)$ es proporcional a la distribución en el tiempo $C(t)$, la colección en el tiempo se realiza mediante el sistema distretizador que da $C(t)$, luego se transfiere por ordenador en distribución en energía $C(E)$.

El estudio se realiza sobre pulsos neutrónicos, lo cual se logra por la interrupción periódica de un haz de neutrones mediante un obturador [2]; para un pulso de neutrones las velocidades con las que se desplazan sus miembros son diversas, se predice que al viajar este pulso una determinada distancia los tiempos de recorrido para los neutrones componentes del pulso serán distintos diferenciándose en el orden de los microsegundos, Figura 1.

La forma de lograr el espectro es detectar y analizar en el tiempo el pulso de neutrones que han viajado la distancia establecida y repetir el análisis por cada pulso generado.

Un espectrómetro por tiempo de vuelo consta, como se menciona, de un dispositivo que logra generar pulsos de neutrones al cual se le conoce como Chopper [2,3], obturador de haz que periódicamente permite el paso del haz de neutrones que incide sobre él, la periodicidad es lograda mediante un sistema de disco giratorio que posee un agujero que es la ventana de acceso para el haz de neutrones y la

frecuencia de pulso generado esta relacionado con la velocidad de giro del Chopper. Al final de la distancia de vuelo se coloca un detector de neutrones que posee un sistema que logre discretizar y analizar en el tiempo los pulsos de neutrones que sean registrados, llamado sistema MCS, el cual se encarga de seleccionar los pulsos de detección de los neutrones con relación al tiempo, desde que son generados los pulsos hasta que son medidos, el pulso total de medida es discretizado en intervalos de tiempo que se conoce como ancho ventana y con número de intervalos o canales. Por pulso generado se lograra un registro o barrido de todas las ventanas establecidas para el MCS, y que su sincronización se hace mediante un sensor de posición ubicado en el Chopper.

Si el registro de pulsos se hace repetidamente se obtendrá un espectro en el tiempo del haz de neutrones incidente sobre el Chopper, obteniendo de esta manera el espectro deseado.

3. ARREGLO EXPERIMENTAL

El espectrómetro por Tiempo de Vuelo se instalo en cada una de los conductos de irradiación operativos del reactor nuclear RP10, siendo estos la salida 5 de la Columna Térmica, los conductos de irradiación No 2 y 4, adecuándoles sistema colimador que presenta un ángulo de divergencia apropiado para la experiencia y su respectivo blindaje.

Equipo del espectrómetro por tiempo de vuelo

El espectrómetro por tiempo de vuelo se puede describir mencionando solo tres partes del mismo: el Chopper u obturador giratorio; cadena de detección y el sistema discretizador o analizador.

La generación de pulsos de neutrones se logra mediante el Chopper, el cual consiste de un disco de cadmio de 30 cm de diámetro y de 0,3 cm de espesor junto con dos discos de acrílico del mismo diámetro y de 0,85 cm espesor cada uno, aprisionando entre si al disco de cadmio con un espesor combinado de 2,2 cm. Las ventanas de acceso a los neutrones son dos agujeros de 0,5 cm de diámetro a 10 cm del centro del disco y diametralmente opuestos. El eje de giro del disco es paralelo al haz de neutrones y este es accionado mediante fajas por un motor AC con un juego de poleas para lograr seleccionar 5 velocidades de giro ω (620, 1100, 1700, 2340, 3100) RPM, logrando un periodo de generación de pulsos de (48, 27, 13, 10, 8) ms respectivamente. Pero debido al tamaño del agujero, el tiempo de apertura del

disco o de generación del pulso es de (1; 0,6; 0,4; 0,31; 0,22; 0,1) ms respectivamente. La velocidad de corte varia dentro de 9 a 45 m.s⁻¹, valores están por de bajo de los valores considerados como velocidades mínima para un intervalo de neutrones térmicos, El sistema de detección consta de un detector y de su cadena de medición. Para las experiencias se uso dos detectores de neutrones ³He y el BF₃

Los pulsos de salida del detector son amplificados por un preamplificador y un amplificador SCA, logrando pulsos cuadrados, los cuales van al MCS¹ el cual es un analizador en tiempo al cual hemos venido llamando discretizador. Posee un rango de 256 canales a 8192 canales y ancho de canal de 10 μ s a 500 μ s. Además este sistema posee la facilidad de almacenar la data de colección y transferirla en modo texto para ser analizada por ordenador. La forma de sincronizar el inicio de las cuentas del sistema de los canales por el MCS y el comienzo de la apertura del Chopper se hace mediante un sensor de posición, el cual consiste en un emisor - receptor infrarrojo que usa uno de los agujeros como disparador del pulso, mientras la otra esta permitiendo el paso de los neutrones. La calibración de tal sincronismo es primordial para garantizar el correcto análisis del tiempo de vuelo de los pulsos. El tiempo de colección de datos es variable desde unos minutos hasta horas dependiendo de la tasa de contaje.

4. RESULTADOS

Colección de espectro neutrónico

El tratamiento de los datos se realiza mediante el cambio de tiempo de vuelo a longitud de onda, esto debido a que podemos ajustar nuestros datos a una expresión matemática del espectro térmico que posee la forma Maxwelleana.

$$\phi(\lambda)d\lambda = 2N_0 \left(\frac{\lambda_T}{\lambda} \right)^4 d\lambda \cdot \exp\left(-\left(\frac{\lambda_T}{\lambda}\right)^2\right) \quad (3)$$

$$\lambda_T = \sqrt{\frac{5}{2}} \lambda_{MAX}$$

donde N_0 es el número de neutrones incidentes, λ_T y λ_{MAX} es la longitud de onda térmica y máxima respectivamente, esta última es el valor más representativo del haz de neutrones térmicos emergente de cada conducto tratado.

La colección de los espectros expresadas en longitud de onda se puede apreciar en la Figura 2, en ellas se presentan los ajustes Maxwellianos en un determinado rango al cual hemos llamado rango de ajuste; así, el ajuste nos da el valor de λ_T , Figura 2.

Los resultados expresados en la Tabla 1, son valores representativos de cada conducto de irradiación, así es como se caracteriza mediante un espectrómetro por tiempo de vuelo a los neutrones emergentes de un reactor nuclear. Cabe detallar que el ajuste para cada uno de los resultados es solo en el rango térmico, sin tomar en cuenta los otros rangos energéticos

Tabla 1. Resultados de la colección de espectro en los conductos de irradiación del reactor nuclear RP-10 mediante Tiempo de Vuelo.

Facilidad de RP-10	Columna Térmica	Conducto de Irradiación No 2	Conducto de Irradiación No 4
Longitud de onda térmica λ_T (Å)	3,149 ± 0,011	1,949 ± 0,003	1,743 ± 0,009
Longitud de onda máxima λ_{MAX} (Å)	1,990 ± 0,07	1,233 ± 0,002	1,102 ± 0,007
E_{MAX} (meV)	20,55 ± 1,45	53,78 ± 0,20	67,31 ± 0,90
Intervalo energético de ajuste (meV)	7,46 -- 46,53	12,74 – 106,11	9,43 -- 133,54

5. CONCLUSIONES

- Los neutrones emergentes de los conductos de irradiación operativos del reactor nuclear RP10, han sido caracterizados en longitud de onda para el rango energético térmico, mediante el sistema Tiempo de Vuelo TOF, logrando establecer los valores máximos de energía o longitud de onda para así como rangos energéticos (Tabla 1).
- Los espectros recolectados por TOF, se sumarán a los datos referenciales de cada conducto de irradiación tales como flujo neutrónico y geometría de colimador, siendo estos datos referenciales para posteriores experiencias.
- El espectrómetro por tiempo de vuelo se edificó con la premisa de coleccionar espectros neutrónicos en el rango térmico, es así que el tratamiento de datos solo abarca dicha región energética.

6. REFERENCIAS

- [1] R.S. Stone, R.E. Slovacek; Neutron Spectra Measurements KPAL-1916; Knolls Atomic Power Laboratory, 1957.
- [2] A. Delapalme, Introduction to Elastic Neutron Diffraction, Peruvian Winter School IPEN; 1893.
- [3] K.H. Beckurts, K.Wirtz, Neutron Physics, Springer-Verlag, New York 1964.

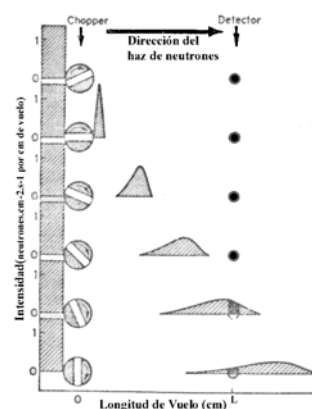


Figura 1. Variación del pulso de neutrones en función de la longitud de vuelo, principio del espectrómetro por Tiempo de Vuelo.

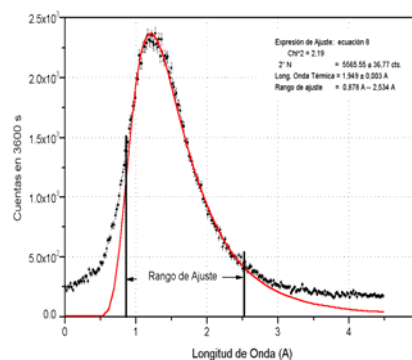


Figura 2. Espectro de neutrones obtenido por el espectrómetro por Tiempo de Vuelo, haz de neutrones emergentes del conducto de irradiación No. 2 del reactor RP-10.

DISEÑO Y CONSTRUCCIÓN DE UN SISTEMA AUTOMÁTICO DE MEDICIÓN DE ALAMBRES (SAMA)

Bruna R. ⁽¹⁾ rbruna@ipen.gob.pe; Guarnizo J. ⁽²⁾ j.guarnizo@iaea.org; Félix J. ⁽³⁾ jfelix@ipen.gob.pe

(1) Departamento de Cálculo, Análisis y Seguridad – IPEN / Lima, Perú

(2) Organismo Internacional de Energía Atómica -OIEA

(3) Departamento de Operación – IPEN / Lima, Perú

RESUMEN

Se ha diseñado y construido un sistema automático de barrido de alambres para mediciones de distribuciones relativas de flujo de neutrones térmico y epitérmico en el reactor RP-10.

ABSTRACT

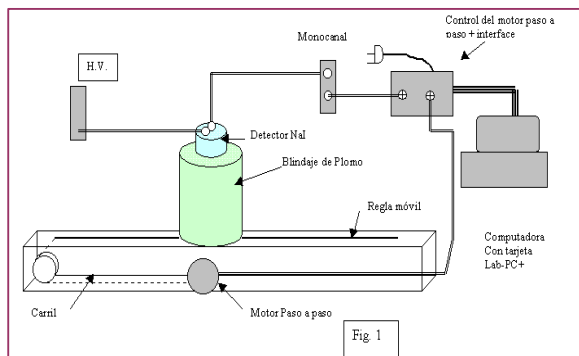
In this paper were presented the design and building of an automatic scanning system for relative thermal and epithermal neutron flux distribution in the RP-10 reactor.

1. DESCRIPCIÓN DEL SISTEMA

El SAMA tiene la capacidad de adquirir, presentar y almacenar cuentas adquiridas de una cadena de medición de NaI, así como la de confeccionar automáticamente los perfiles de flujo correspondientes.

Sistema de control de motor paso a paso:

El sistema de control de motor paso a paso supervisa la velocidad del motor, parada y arranque; además se implementó adicionalmente una señal de parada, mediante un fotosensor en los dos extremos del carril.



El software fue desarrollado aprovechando las facilidades del LabWindows/CVI y el soporte NI-DAQ correspondiente.

Los componentes del sistema SAMA son:

Computadora:

Disco duro 1,2Gb
Monitor SVGA color,
Impresora EPSON LQ-570+

Interfaces:

1 Tarjeta convertora analógico-digital Lab-PC+ (NATIONAL INSTRUMENTS)
1 Sistema de control de motor paso a paso.
1 Carril para el barrido lineal de alambres.
Cables y accesorios menores.

Software:

Sama.exe (código ejecutable + ícono)
Desarrollado en:
Sistema operativo: Win95
Sistema de desarrollo:
LabWindows/CVI
Compilador:
Borland C++ V3.1

2. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

Dentro de los márgenes de error generados por la circunstancia de estar usando un motor paso a paso con las características ya mencionadas, se encuentra que en el peor de los casos es factible ajustar la curva; sin embargo, esto no ha sido necesario ya que la comprobación experimental usando varios monitores de flujo (alambres de cobre) a lo largo del carril arrojaron un error menor al 1%. Por lo tanto el perfil de flujo sufre desviaciones e incremento aleatorio del orden del 1%, lo que se comprueba con el barrido del alambre en ambos sentidos.

MEDICIÓN DE POTENCIA EN LA CONFIGURACIÓN 7A2 DEL REACTOR RP-0 USANDO LA TÉCNICA DE RUIDO NEUTRÓNICO ACOPLADO A UNA CÁMARA DE IONIZACIÓN COMPENSADA

Bruna R.⁽¹⁾ rbruna@ipen.gob.pe; Paredes P.⁽²⁾ yener@mixmail.com;
Oré J.⁽³⁾ julioore@yahoo.com

(1) Departamento de Cálculo, Análisis y Seguridad – IPEN / Lima, Perú
(2) Universidad Nacional Mayor de San Marcos / Lima, Perú
(3) Universidad Nacional de Ingeniería / Lima, Perú

1. RESUMEN

Se presentan los resultados de las mediciones de ruido neutrónico realizadas en el reactor RP-0 en la configuración 7A2, utilizando la barra BC3 para alcanzar la criticidad. Estas mediciones se realizaron utilizando una cámara de ionización compensada (CIC) ubicada en la posición E2. Finalmente, se presenta la calibración en potencia de la Cámara de Marcha 4 de la instrumentación del reactor.

2. MEDICIONES REALIZADAS

Las mediciones mediante la técnica de ruido neutrónico se realizaron en el núcleo No 7A2 el 11 de julio del 2000. Se calibró en potencia la corriente I4 de la cámara CM4 perteneciente a la instrumentación del reactor. De las mediciones se obtuvo además el valor de α para este núcleo.

Se utilizó el sistema de detección, adquisición y procesamiento de señales, constituido por una cámara de ionización compensada (CI1), amplificadores de bajo ruido, computadora personal con una tarjeta conversora analógica-digital PCL-818H con el software correspondiente.

La cámara CI1 se ubicó cerca del núcleo para obtener alta eficiencia absoluta en la posición E2, la configuración de crítico (% de extracción) para las barras de control fue:

BC1, BC2 y BC4: 100% y BC3: 66.7 %.

Las mediciones se realizaron en BW = 40Hz y BW = 200Hz para diferentes niveles de potencia.

La potencia del reactor se evalúa mediante las relaciones que se presentan a continuación[1]:

$$P_{ij} = \frac{2 \bar{E}_f D (1 - \beta) L_1}{A_{ij} \beta^2}$$

Siendo E_f , D , β y L_1 parámetros que dependen del combustible y/o la geometría y cuyos valores se obtienen de la literatura o a través de cálculo.

$B_i \cong 1$, factor de Bennett

$\bar{E}_f = 3,2 \times 10^{-11} \text{ J}$, energía media liberada por fisión

$D = 0,795$, factor de Diven

$L_1 = 1,18$ para un reactor de este tipo (MTR)

$\beta = 0,008194$, fracción efectiva de neutrones retardados

Los parámetros A_{ij} , α y N_i , se obtienen ajustando los datos de

$$\text{NPSD}_{ij}(\omega) = \frac{\text{PSD}_{ij}(\omega)}{\bar{I}_i \bar{I}_j} \quad \text{con la función:}$$

$$F(\omega) = \frac{A_{ij}}{\left(1 + \frac{\omega^2}{\alpha^2}\right)} + N_i \delta_{ij}$$

Siendo:

ω : frecuencia angular.

$\text{PSD}_{ij}(\omega)$: densidad espectral de potencia de las componentes ($\delta I_i(t)$, $\delta I_j(t)$).

3. RESULTADOS

A continuación se presenta dos reportes correspondientes a una potencia de $\cong 2 \text{ W}$ para 200 Hz y 40Hz respectivamente.

Obteniéndose la constante de evolución de la población neutrónica instantánea en crítico $\alpha = 124.728 \pm 2.457 \text{ s}^{-1}$ y las calibraciones

correspondientes a la cámara de marcha CM4 y la cámara no compensada C11.

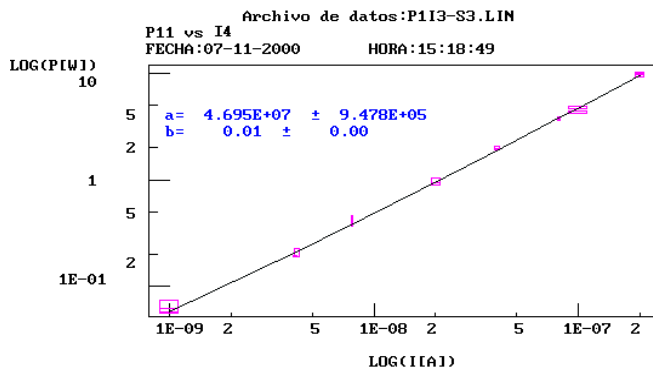


Figura 1. Comportamiento de P vs I4.

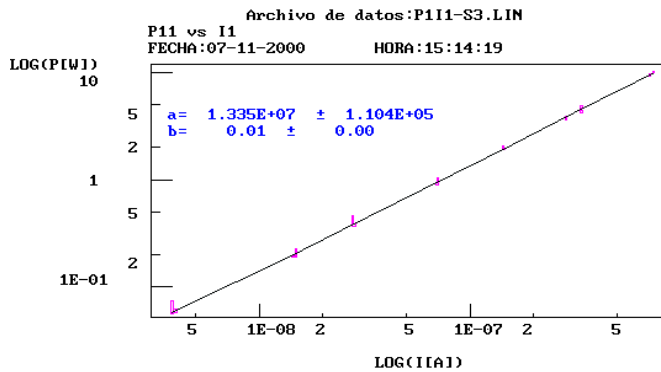


Figura 2. Comportamiento de P vs I1.

4. CONCLUSIÓN

Para estimar la potencia por la técnica de ruido neutrónico se asumió que el factor de calibración obtenido para la cámara CM4 es constante ante el cambio de configuración de barras de control durante la operación. Esto no es cierto en general. Sin embargo debido a la ubicación relativa al núcleo del reactor, es de esperar que la eficiencia absoluta de CM4, y en consecuencia el factor de calibración, no cambie significativamente. Para estudiar esto se propone realizar nuevas calibraciones de la corriente I4 para diferentes configuraciones de barras de control.

Se comprobó el correcto funcionamiento del sistema de ruido neutrónico tanto en el BW = 200 Hz como en el BW = 40 Hz,.

Se calibró en potencia la cámara de marcha 4 (CM4) del RP-0 en la configuración 7A2 del núcleo, obteniéndose el factor de calibración en potencia (P/I4) para la corriente I4 proveniente de la CM4,

$$a = 4,695 \times 10^7 \pm 9,478 \times 10^5 \frac{\text{W}}{\text{A}}$$

De otro lado el factor de calibración en potencia (P/I1) para la corriente I1(t) proveniente de C11,

$$a = 1,335 \times 10^7 \pm 1,104 \times 10^5 \frac{\text{W}}{\text{A}}$$

Constante de evolución de los neutrones instantáneos en crítico:

$$\alpha = 124.728 \pm 2.457 \text{ s}^{-1}$$

5. REFERENCIAS

- (1) A. Gómez, R. Waldman and E. Laggiard, "Measurement of Power in Research Reactors using the neutron noise technique". Ann. Nuc. Energy, Vol 19, No 5, pp 267-285, 1992.
- (2) A. Gómez, "Cinética de Reactores", Postgrado en Reactores Nucleares - Módulo de Física de reactores" I.E.S.d.E. 1997.
- (3) A. Gómez, comunicación privada.

NUCLEAR REACTOR SIMULATOR IN REAL TIME

Cuya T.⁽¹⁾ rcuya@ipen.gob.pe; Guarnizo J.⁽²⁾ J.Guarnizo@iaea.org

(1) Departamento de Cálculo, Análisis y Seguridad – IPEN / Lima, Perú
(2) IAEA

ABSTRACT

Numerical methods are present to solve space-independent transport equations for 6 delayed neutron groups and the isotopic evolution of poisons produced in a reactor, as well as their implementation in the development of a real time nuclear reactor simulator. An asymptotic performance is assumed for the spatial component of the neutron flux. The inhour equation, the control and safety rod effect, the reactivity transients and an interface to help the user become familiar with the setting, were considered to develop the simulator. An access routine to the PC timer has been developed to make the simulator work in real time

1. CONTENT

The transport theory and its impact on a reactor dynamics are usually difficult to understand. To make it more comprehensible, and to train the staff working in a nuclear center, a real time nuclear reactor simulator has been developed at the IPEN facilities, in Labview 4.0 (see figure 1).

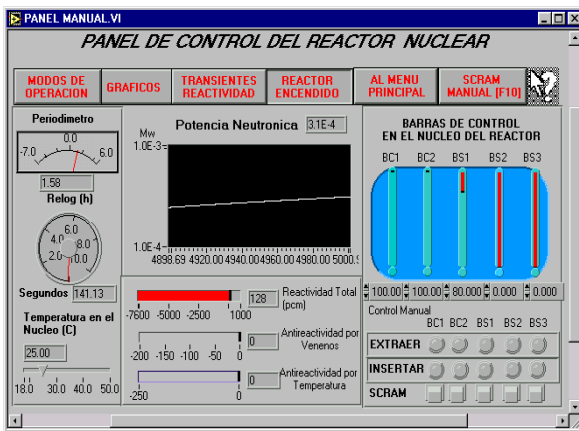


Figure 1.

Solving method: Hansen's and T. England's methods were adapted to develop neutron densities and the poison evolution.

The neutron kinetic equations for n delayed neutron groups are:

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} n(t) + \sum_i^N \lambda_i C_i(t) \quad (1)$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{\Lambda} n(t) - \lambda_i C_i(t) \quad (2)$$

Where:

$n(t)$: Is the neutron density

$C_i(t)$: Is the i th-group-delayed neutron precursor density

$\rho(t)$: Reactivity

β_i : the i th-group delayed neutron's fraction

$\beta = \sum_i^N \beta_i$ is the total fraction of the delayed neutrons

Λ : Generation time

λ_i : decay constant of the i th-group precursors

Here a summarized method is presented. Details could be commented in the respective reference[1]. Based on equations (1) and (2) a 7-element column vector Ψ is defined. The first one is related to the neutron density and the others to the delayed neutron concentrations.

$$\Psi(t) = \begin{bmatrix} n(t) \\ C^1(t) \\ \vdots \\ C^6(t) \end{bmatrix} \quad (3)$$

and a 7x7 $A(t)$ matrix

$$A(t) = \begin{bmatrix} \frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} & \lambda_1 & & & & & \lambda_6 \\ & \frac{\beta_1}{\Lambda} & & & & & \\ & & -\lambda_1 & & & & \\ & & & & 0 & & \\ & & & & & & \\ & & & & & 0 & \\ & \frac{\beta_6}{\Lambda} & & & & & -\lambda_6 \end{bmatrix} \quad (4)$$

So the equation system (1) and (2) becomes:

$$a_{ii} = \frac{\rho(t) - \beta}{G}; a_{ii} (\text{diagonal } i = 2, \dots, 7) = -\lambda_{i-1}$$

$$a_{ij} (\text{first row } i = 2, \dots, 7) = \lambda_{i-1};$$

$$a_{ij} (\text{first column } j = 2, \dots, 7) = \frac{\beta_{j-1}}{G} \quad (5)$$

such that:

$$\frac{d\psi(t)}{dt} = A(t)\psi(t)$$

For the method's derivation, matrix A is split into an inferior triangular matrix (L), a superior triangular matrix (U) and a diagonal matrix (D).

Hence A(t) becomes:

$$A(t) = L + D(t) + U \quad (7)$$

Therefore, to develop an iterative process, equation (5) is expressed as follows:

$$\frac{d\psi(t)}{dt} - D(t)\psi(t) = (L + U)\psi(t) \quad (8)$$

In time interval $h = t_1 - t_0$, for which we assume an invariable reactivity, we integrate (8) between 0 and h. For this purpose the integration factor $\exp(-Dt)$ is introduced

$$\psi(t_0 + h) = \exp(Dh)\psi(t_0) + \left(\int_0^h \exp[D(h - \varepsilon)](L + U)\psi(t_0 + \varepsilon) d\varepsilon \right) \quad (9)$$

Where $0 \leq \varepsilon \leq h$ and $d\varepsilon = dt$

To provide a reasonable approach to the performance of $\Psi(t_0 + \varepsilon)$ we assume it is exponential.

$$\Psi(t_0 + \varepsilon) = \exp(\omega_0 \varepsilon) \Psi(t_0) \quad (10)$$

Where ω_0 is A largest self-value, which is obtained after solving the equation.

$$|A - \omega I| = 0 \quad (11)$$

Where I is the matrix unit

Equation (11) is the well-known Inhour equation and would be solved in every temporal interval with variable reactivity.

Inserting (10) in (9) and writing

$$\Psi(t_0) = \Psi_j \text{ and } \Psi(t_0 + h) = \Psi_{j+1}, \text{ hence:}$$

$$\Psi_{j+1} = G(t_j) \Psi_j \quad (12)$$

Where matrix G represents the expression

$$G = \exp(Dh) + (\omega_0 I - D)^{-1} (\exp(\omega_0 h) - \exp(Dh)) (L + U) \quad (13)$$

Developing this expression we have:

$$G = \begin{bmatrix} e^{-d_0 h} & \frac{e^{w_0 h} - e^{-d_0 h}}{w_0 + d_0} \lambda_1 & \frac{e^{w_0 h} - e^{-d_0 h}}{w_0 + d_0} \lambda_6 \\ \frac{e^{w_0 h} - e^{-\lambda_1 h}}{w_0 + \lambda_1} \beta_1 & e^{-\lambda_1 h} & \cdot & 0 \\ \cdot & 0 & \cdot & \cdot \\ \frac{e^{w_0 h} - e^{-\lambda_6 h}}{w_0 + \lambda_6} \beta_6 & 0 & \cdot & e^{-\lambda_6 h} \end{bmatrix} \quad (14)$$

Where

$$-d_0 = \frac{\rho - \beta}{\Lambda}$$

We can observe from its nature, that matrix G is unconditionally stable for every real value of h and ω_0 and gives as a result the right asymptotic solution (Frobenius' theorem).

The linear chain solution method will be used for the analysis of fission products [2].

This development by linear chains does not involve a generality loss and the results provide a notable flexibility. The *i*th-nuclide concentration in the chain is determined by following the sequence of the coupled equations:

$$\frac{dN_i}{dt} = \sum_k Y_i^k S^k + \gamma_{i-1} N_{i-1} - (\lambda_i + A_i) N_i \quad (15)$$

$$i = 1, 2, 3, \dots$$

Where:

Y_i^k : production fraction by k fissile nuclide fission
 S^k : fission ratio of the *k*th fissile nuclide
 λ_i : radioactive decay constant
 $A_i = \sum_j g_i^j \sigma_i^j \phi^j$ where σ_i^j is the j absorption cross-section (n, γ) of the *i*th nuclide in energy group j; g_i^j is the spectrum or shielding factor, and ϕ^j is the neutron flux in the *j*th energy group.

γ_{i-1} : is λ_{i-1} or A_{i-1} depending on the coupling of precursor i-1 (Here, A_{i-1} is not necessarily the total absorption ratio, it is only the reaction portion (n, γ) which originates N_i . Thus, in fissile nuclides, A_{i-1} is the capture ratio.

$\overline{y_m S} = \sum_k y_m^k S^k$ is the average production ratio during time interval Δt added to all k fissile nuclides.

The general solution for set (15) to the n th nuclide, assuming a constant flux and an

average fission ratio during an increase of time Δt , is:

$$N_n(t + \Delta t) = \sum_m \frac{1}{\gamma_n} \prod_{k=m}^n \gamma_k \left\{ \overline{y_m S} \left[\frac{1}{\prod_{k=m}^n (\lambda_i + A_i)} - \sum_{j=m}^n \frac{\exp[-(\lambda_j + A_j)\Delta t]}{(\lambda_j + A_j) \prod_{\substack{i=m \\ i \neq j}}^n (\lambda_i + A_i - \lambda_j - A_j)} \right] + N_m(t) \left[\frac{\exp[-(\lambda_j + A_j)\Delta t]}{\prod_{\substack{i=m \\ i \neq j}}^n (\lambda_i + A_i - \lambda_j - A_j)} \right] \right\} \quad (16)$$

Where the time interval Δt is the value read by the PC timer.

2. DEVELOPMENT

The program consists of the following routines:

- Equation solving routines
- Operating initial condition routines. (see fig.2)
- Routine to obtain the poison solution (Xenon, Iodine, Samarium and Promethium)
- Inhour obtained by/developed by the Newton-Rhapon's method
- Routines to access to the PC timer
- control and safety rod monitoring routines
- Logical comparators
- Xenon, coolant temperature and rod feedback routines
- Coolant temperature routines
- Ramp, sinusoidal and constant reactivity insertion routines.
- User-aid routines
- Routines of data storage in files
- Display monitoring routines

All these routines integrate the simulator's main programs. The source code for the main routines is shown below.

3. RESULTS

A comparison between the program performance and a RP-10 reactor in critical condition was made on January 22 1998, at 10:46:36 during 9635.25 seconds, with the following configuration:

Core : 17
 Operation mode: IV
 Power : 7 kW

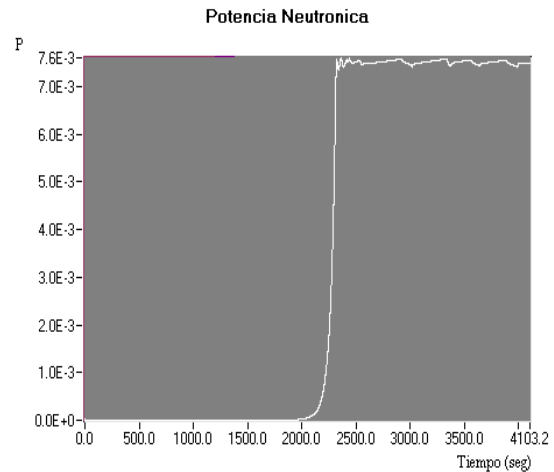


Figure 2. Power vs. time (simulator critical condition).

The results are shown in two diagrams. There is a great qualitative similarity between both, though there is no quantitative similarity because the equations used have been enormously simplified and the punctual approximation with all its limitations has been used.

4. CONCLUSIONS

1.- Hansen's and T. England methodologies has been applied with successful result in a nuclear reactor simulator development.

2.- Simulations of critical conditions can be doing, as well as rod control calibrations, poison behavior will be studied, reactor configuration will be change in order to have specified reactor conditions and characteristics parameters will be added using another controls, such to increasing the program complex.

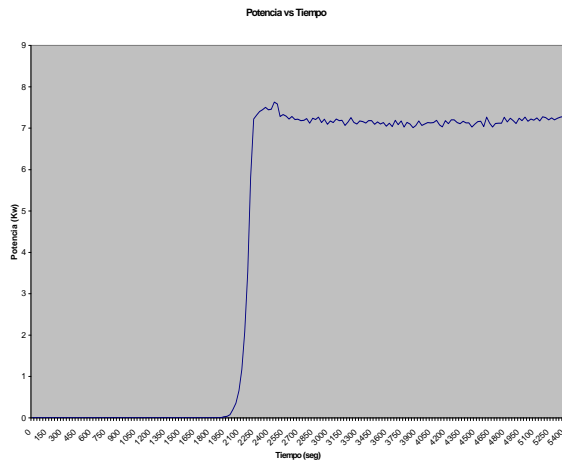


Figure 3. Critical condition (RP-10 nuclear reactor).

5. REFERENCES

- [1]. Stable Numerical Solutions of the Reactor Kinetics Equations. K. F. Hansen, B. V. Koen and W. W. Little, Jr. Nuclear Science and Engineering: 22, 51-59 (1965).
- [2]. Time – Dependent Fission- Product Thermal and Resonance Absorption Cross Sections. T. R. England. WAPD-TM-333 (1962).

SOFTWARE DE ADQUISICIÓN DE TEMPERATURAS Y CAUDAL EN EL REACTOR RP-10

Cuya T.⁽¹⁾ rcuya@ipen.gob.pe; Nieto M.⁽¹⁾ mnieto@ipen.gob.pe;
Veramendi E.⁽²⁾ everamendi@ipen.gob.pe

(1) Departamento de Cálculo, Análisis y Seguridad – IPEN / Lima, Perú
(2) Departamento de Mantenimiento RP-10 – IPEN / Lima, Perú

RESUMEN

Debido a la necesidad de contar con mediciones confiables de temperatura, presión y caudal para la calibración de potencia térmica del reactor RP-10 se desarrolló el software SAT.

Haciendo uso de una tarjeta PCI-MIO-16XE-10 de National Instruments las señales son tomadas en tiempos predefinidos por el usuario y un informe de operación es generado automáticamente al final de la adquisición.

El objeto del presente trabajo es mostrar las principales características del software desarrollado para este fin.

1. CONTENIDO

La calibración de la potencia térmica es muy importante en los reactores de investigación y mucho más en las centrales nucleares, es por ello que su determinación debe ser altamente confiable, ya que ello representa ahorro en dinero y mejor conocimiento de la evolución de los parámetros nucleares del reactor.

Para el desarrollo del SAT se uso lo siguiente:

Hardware usado

- (1) PC Pentium
- (2) Simulador PT-100 de Hartmann & Braun
- (3) Cable de 50 pines
- (4) Tarjeta de adquisición PCI-MIO-16XE-10 de National Instruments[1].

Software usado

- (1) LabView 5.0

El alcance del sistema es mostrado en la Fig.1

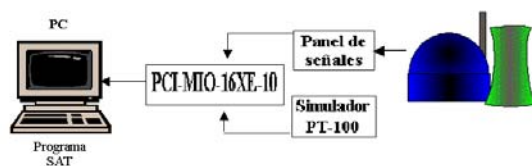


Figura 1. Alcance del SAT.

Operación del SAT:

EL software trabaja en forma secuencial mostrándole al usuario las opciones que se encuentran habilitadas en cada paso de la operación. Una vez que el núcleo llega a un estado de equilibrio el sistema hace la toma de los primeros 20 datos, colectando los siguientes 20 datos cuando el usuario lo determine. De esta manera se excluyen los datos en los estados transitorios del reactor.

La data de los diferentes estados de equilibrio pueden ser almacenados en un mismo archivo o en diferentes.

SAT tiene una ventana principal que monitorea las 16 señales, controles, indicadores y demás accesorios que de detallan en la referencia [2] (Fig.2).

Las señales tomadas del Panel de Señales de la sala de control [2] están dadas en la tabla 1.

Validación del sistema

Para la validación del sistema se uso un simulador PT-100, de cuatro cables a fin de tener la mejor toma de señales (eliminación del ruido por diferencia).

Este simulador PT-100 fue inicialmente calibrado usando la tabla de valores del fabricante.

De acuerdo al fabricante en el rango de 0 - 60°C por cada 1 °C de incremento se debe de obtener 0,166 Voltios del PT-100 es por ello que para 20, 30, 40 y 50 °C deben de obtenerse valores de 3,33; 5,00; 6,66; 8,33 V respectivamente.

Los datos leídos en la interfase grafica del SAT alimentada por el simulador PT-100 dieron los resultados mostrados en la tabla 2. De la tabla puede observarse que la desviación de los valores leídos con respecto a los valores del fabricante tiene el valor medio de 0,048 %.

2. REFERENCIAS

[1] Lab-PC+ User Manual, National Instruments.
1994.

[2] T. Cuya; "Desarrollo de un sistema de adquisición de temperaturas, presión y caudal para la calibración de potencia térmica en el RP-10"; RT: 011-2001-DGI/DR/CASE/NT (Informe en progreso).

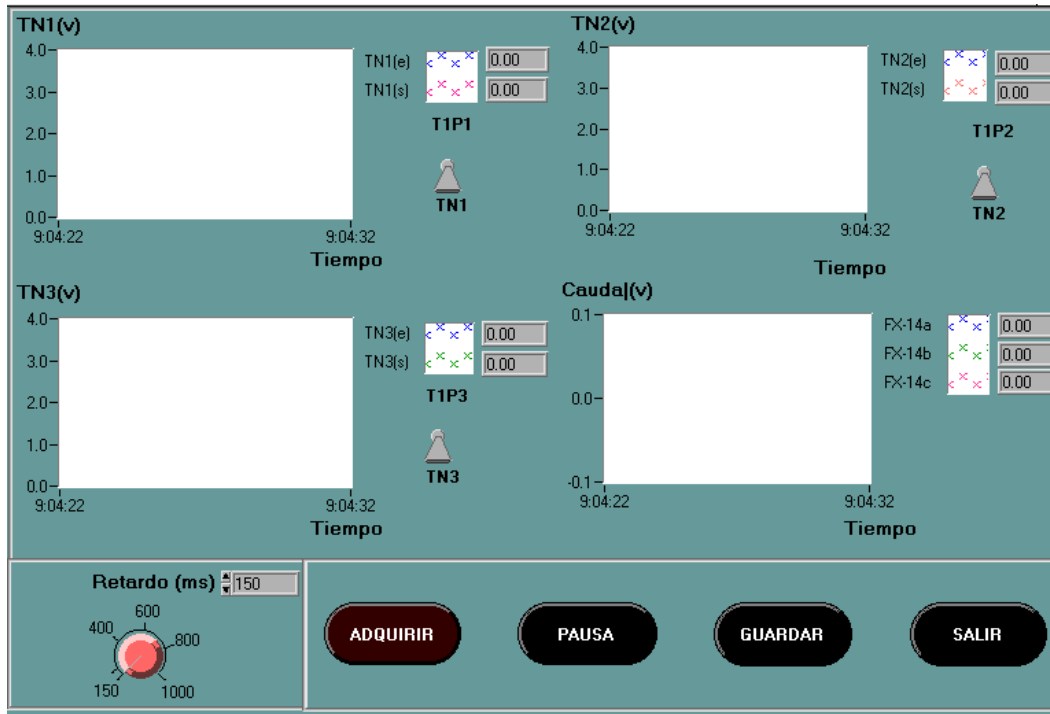


Figura 2. Venta principal del SAT.

Tabla 1. Parámetros de lectura desde el Panel de señales de la sala de control del RP-10 del SAT.

Mediciones en Consola			
RACK	PARÁMETRO	CONVERSOR	PUNTO DE MEDICIÓN
DIFERENCIA DE TEMPERATURA DEL NÚCLEO: dTN (TD13)			
AU1	dTN1	TT-3A(Ts)	1 Y 2
		TT-3D(Te)	1 Y 2
AU2	dTN2	TT-3B(Ts)	1 Y 2
		TT-3E(Te)	1 Y 2
AU3	dTN3	TT-3C(Ts)	1 Y 2
		TT-3F(Te)	1 Y 2
DIFERENCIA DE TEMPERATURA DE INTERCAMBIADOR PRIMARIO: Rama 1 (TDI-7)			
AU3	dT1P1	TT-7A	1 Y 2
		TT-7B	1 Y 2
DIFERENCIA DE TEMPERATURA DE INTERCAMBIADOR PRIMARIO: Rama 2 (TDI-8)			
AU3	dT1P2	TT-8A	1 Y 2
		TT-8B	1 Y 2
DIFERENCIA E TEMPERATURA DE INTERCAMBIADOR PRIMARIO: Rama 3 (TDI-9)			
AU3	dT1P3	TT-9A	1 Y 2
		TT-9B	1 Y 2
CAUDAL DEL PRIMARIO: i/v			
AU1	FX14a	FX-14a	0 Y 3
AU1	FX14b	FX-14b	0 Y 4
AU1	FX14c	FX-14c	0 Y 3
CAUDAL DEL SECUNDARIO: i/v			
AU1	FX57	FX-57	0 Y 4

Tabla 2. Valores adquiridos por el SAT desde el PT-100 para distintas temperaturas.

PT-100	20°C	30 °C	40 °C	50 °C
TT-3A(Ts)	3,33	5,01	6,69	8,33
TT-3D(Te)	3,34	5,01	6,69	8,34
TT-3B(Ts)	3,33	5,00	6,69	8,32
TT-3E(Te)	3,33	5,00	6,68	8,32
TT-3C(Ts)	3,32	4,99	6,68	8,30
TT-3F(Te)	3,33	5,00	6,69	8,32
TT-7A	3,32	4,99	6,67	8,30
TT-7B	3,31	4,99	6,67	8,30
TT-8A	3,32	4,99	6,67	8,30
TT-8B	3,32	4,99	6,67	8,30
TT-9A	3,32	4,99	6,68	8,30
TT-9B	3,31	4,99	6,68	8,32

DESARROLLO DEL SOFTWARE “IRIDIO” PARA EL CONTROL DE CALIDAD DE ALAMBRES ACTIVADOS DE IRIDIO-192

Cuya T.⁽¹⁾ rcuya@ipen.gob.pe; Uribe F.⁽²⁾ furibe@ipen.gob.pe

(1) Departamento de Cálculo, Análisis y Seguridad – IPEN / Lima, Perú

(2) Dirección de Ingeniería de Mantenimiento – IPEN / Lima, Perú

RESUMEN

Con el objeto de mejorar el control de calidad de los alambres de Iridio-192, que produce el IPEN, se desarrolló el prototipo de un sistema automático para la medición de alambres activados de Ir-192. El presente trabajo muestra el desarrollo del software IRIDIO para dicho sistema.

Bajo la filosofía de que la exposición por fuentes radiactivas del personal ocupacionalmente expuesto debe ser minimizada, se programó el desarrollo de un prototipo de un sistema de medición de alambres activados de Ir-192.

El Sistema debe de hacer uso de un software de control y adquisición y con este fin se desarrollo IRIDIO (ver Fig1).

IRIDIO se desarrollo en LabView versión 5.0 e hizo uso de una tarjeta de adquisición LabPC+ de National Instruments [1].

1. CONTENIDO

Usualmente el control de calidad de alambres activados de Ir-192 se realizan a través de placas gammagráficas en el IPEN, esto produce una exposición por parte del personal que realiza dichos controles. En muchos centros nucleares en el mundo esta práctica se está dejando de lado y esta siendo remplazada por sistemas automáticos que realizan dicho control.

Fue diseñado para trabajar en dos modos de operación Manual o Automático. Permitiendo el primero controlar el movimiento del sistema y el segundo adicionalmente controlar, velocidad, número de canales, tiempo, dirección del movimiento. Posee un mecanismo de reconocimiento del Modo Manual y Automático inhabilitando al usuario para no realizar una adquisición en Modo Manual.

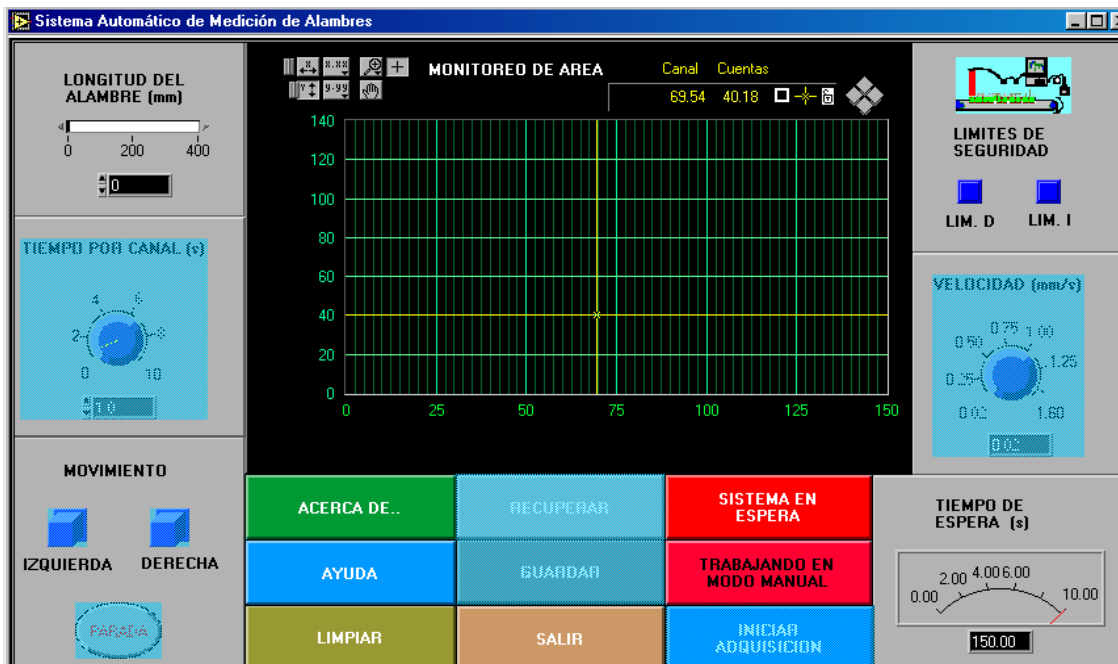


Figura 1. Ventana principal del software IRIDIO.

Asimismo, cuenta con herramientas de visualización y análisis de la data.

La data es almacenada en un archivo en formato ASCII cada T (tiempo por canal) definido por el usuario, programa y en la Fig. 2 se muestra el espectro de un alambre de Iridio de baja actividad (90 cuentas/canal).

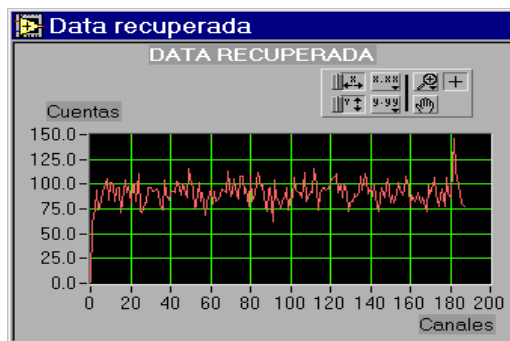


Figura 2. Espectro de un alambre de Iridio de baja actividad.

2. CONCLUSIONES Y RECOMENDACIONES

- 1) Este sistema mejora el control de calidad de la producción de los alambres de Iridio, dando la flexibilidad de tratar el espectro en cualquier hoja de cálculo.
- 2) Reducirá el tiempo de exposición de operador.
- 3) El sistema estará sujeto a mejoras, dichas mejoras podrán ser implementadas en la versión final del sistema.

3. REFERENCIA

- [1]. Lab-PC + User Manual, National Instruments, 1994.

APLICACIÓN DEL MÉTODO DE ESPECTROMETRÍA GAMMA PARA DETERMINAR EL QUEMADO DE UN ELEMENTO COMBUSTIBLE DEL REACTOR NUCLEAR RP-10

Vela M.⁽¹⁾ mvela@ipen.gob.pe; Nieto M.⁽¹⁾ mnieto@ipen.gob.pe; Guarnizo J.⁽²⁾ J.Guarnizo@iaea.org

(1) Departamento de Cálculo, Análisis y Seguridad / Lima, Perú

(2) OIEA

RESUMEN

En el presente trabajo se describe el método no destructivo de espectrometría gamma y la facilidad experimental prototipo implementado para determinar el quemado de un elemento combustible. El resultado obtenido muestra el éxito del método aplicado y nos asegura el diseño, fabricación y montaje del sistema definitivo a ser implementado en el reactor RP-10, con fines de validación de los métodos de cálculo de quemado.

1. INTRODUCCIÓN

El combustible del reactor nuclear RP-10 es un óxido de uranio, U_3O_8 , en su isótopo ^{235}U enriquecido al 19,75 % en uranio natural y disperso en una matriz de aluminio, denominado MEAT.

La disponibilidad de datos quemado de combustible es un requisito importante para una planificación sistemática de seguridad, economía y operación óptima de un reactor nuclear de investigación.

El seguimiento del quemado de los elementos combustibles se hace mediante códigos de cálculo y para validar dichos códigos es necesario disponer de un método y una facilidad experimental para determinar el quemado de cada elemento combustible.

MÉTODO DE ESPECTROMETRÍA GAMMA

El método se basa en la medición de la actividad absoluta gamma de uno de los productos de fisión (monitor de quemado), el cual se ha formado durante la irradiación de los elementos combustibles, para lo cual debe cumplir determinadas características técnicas y nucleares que permitan obtener resultados de acuerdo con el grado de fisión que ha tenido el ^{235}U .

En el algoritmo del método se considera: factores de autoatenuación del haz de fotones dentro del mismo MEAT, atenuación debido a la disposición de los materiales que componen el elemento combustible (vainas de aluminio, placas combustible, canales de agua), corrección por decaimiento del monitor de quemado durante el tiempo de irradiación y enfriamiento, y eficiencia absoluta del sistema de medición.

Para un elemento combustible, la actividad, respecto del monitor de quemado, es la contribución de las 16 placas combustible que conforman dicho elemento

$$D = 16 lws \bar{\rho} \quad (1)$$

donde

l, w y s : es el largo, ancho y espesor de la placa combustible respectivamente

$\bar{\rho}$: valor medio de la actividad específica de cada placa combustible.

Dicha actividad es proporcional con el número de cuentas registrado en el detector

$$\bar{Q} = \bar{\rho} sy \sum_{i=1}^{16} A_j \varepsilon_j k_1 k^{16-j} \quad (2)$$

donde

\bar{Q} : conteo debido a las 16 placas del EE.CC

y : intensidad de emisión del ^{137}Cs

$A_j \varepsilon_j$: eficiencia para la geometría fuente-colimador-detector

A_j : área que delimita el colimador sobre la j -ésima placa

k_1 : factor de auto-atenuación lineal del MEAT

k : factor que tiene en cuenta la atenuación lineal de MEAT, placas de aluminio y canal de agua.

Igualando (1) y (2) obtenemos la relación entre la actividad, D , y las cuentas registradas en el proceso de medición.

$$D = \frac{16lw\bar{Q}}{y \sum_{i=1}^{16} A_j \varepsilon_j k_1 k^{16-j}} \quad (3)$$

El quemado de combustible se determina por

$$\Delta U = \frac{16lw\bar{Q}m_0 f}{YN_U^0 \lambda y k_1 \sum_{j=1}^{16} A_j \varepsilon_j k^{16-j}} e^{\lambda t_e} \quad (4)$$

donde

ΔU : masa de uranio consumido

Y : rendimiento del ^{137}Cs en la fisión del ^{235}U

N_U^0 : Numero de átomos iniciales de ^{235}U

m_0 : masa inicial del ^{235}U

f : factor de corrección por decaimiento del ^{137}Cs durante todos los períodos de irradiación

λ : constante de decaimiento del ^{137}Cs

t_e : tiempo de enfriamiento

2. PROCEDIMIENTO EXPERIMENTAL

El procedimiento consiste en colimar un haz de fotones emitido desde un elemento combustible ubicado en el fondo de la piletta auxiliar hasta un detector y realizar un barrido en dos direcciones para obtener perfiles de actividad para cada dirección de barrido; estos perfiles están relacionados directamente con el grado de consumo de ^{235}U en cada punto de dichos elementos. Para nuestras mediciones se eligió el ^{137}Cs como monitor de quemado.

El mecanismo de barrido consistió en un tubo guía ($L=6$ m) con colimador inferior de plomo (ϕ 4mm x 20 cm) fijado mediante soportes al puente de piletta auxiliar y dispuesto verticalmente hacia el elemento combustible el cual se colocó horizontalmente sobre uno de los canastos de decaimiento de piletta auxiliar.

La cadena de medición consistió de un detector de NaI(Tl) asociado a una tarjeta de adquisición de datos AcussPec con fuente de alto voltaje, una PC y accesorios de salida de datos. Para la calibración del sistema se utilizó una fuente de ^{137}Cs de geometría cilíndrica de

15,5 mCi. y la medición se hizo para un elemento combustible de control NS001.

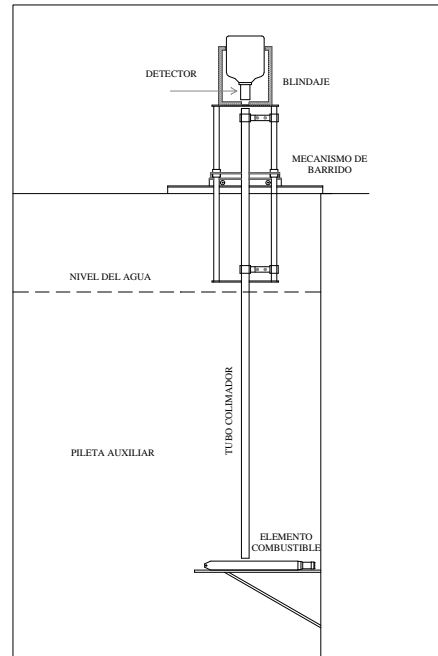


Figura 1. Disposición experimental para el barrido de un elemento combustible en piletta auxiliar.

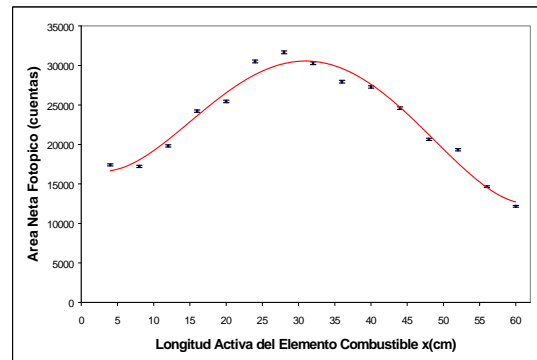


Figura 2. Perfil de actividad del ^{137}Cs para el elemento combustible de seguridad NS001.

3. RESULTADOS

El valor de quemado encontrado para el elemento combustible de control NS001, es $\Delta U = 4,01 \pm 0,32$ gramos; lo cual representa el 1,9 % de la carga total para dicho elemento combustible.

Del perfil de actividad obtenido se observa que la distribución de quemado en el extremo superior del combustible es menor que en el inferior. Esto se debe a que en la operación del reactor la barra de control se encuentra más cerca de esta posición. Asimismo, el perfil

de actividad obtenido nos asegura un buen comportamiento del método de medición.

4. REFERENCIAS

- [1] Baetsle, L.H.; Demildt, A.C. Radiochemical Analysis of Nuclear Fuels. Studiecentrum vooon Kernenergie, SC.K./C.E.N., Mol. Belgium. Proceedings of a Panel Vienna. IAEA, Vienna, 1972.
- [2] Bivichev, B.; Majorov, Yu.; et. al. The Problem of Determining Fuel Burnup from the Cs-134/Cs-137 Activity Ratio. Nuclear Safeguards Technology 1978, Vol. I, Proceeding of a Symposium, Vienna, 2-6 october 1978.
- [3] Glenn F. Knoll. Radiation Detection and Measurement. John Wiley & Sons Inc., Second Edition, Singapore, 1989.
- [4] Hanna, G.L. Safeguards Verification of Spent Material Testing reactor (MTR) Fuels Using Gamma-ray Spectrometry, Australia, IAEA-SM-231/132.
- [5] Herbert, S. Determination of Uranium and Plutonium in Nuclear Fuels, Verlag Chemie, Kernchemie in Einzeldarstellungen, Vol. 5.
- [6] Johansson, E. Some Burn-up Experiments in Sweden; AB Atomenergi, Studsvik, Sweden. Analytical Chemistry of Nuclear Fuels; Proceedings of Panel, Vienna 1972.
- [7] Kestelman, A. y Riveiro, G. Determinación del Quemado de Combustible Tipo MTR Mediante Espectrometría Gamma con Cristal de NaI(Tl). Informe Técnico CNEA-CAB, San Carlos de Bariloche, octubre de 1990.

CONTROL AUTOMÁTICO DE EFLUENTES GASEOSOS EMITIDOS POR CHIMENEA EN EL REACTOR RP-10

Castillo W.⁽¹⁾ wcastillo@ipen.gob.pe; Anaya O.⁽¹⁾ aanaya@ipen.gob.pe;
Ovalle E.⁽¹⁾ eovalle@ipen.gob.pe; Felix J.⁽¹⁾ jfelix@ipen.gob.pe

(1) Departamento de Operación – IPEN / Lima, Perú

RESUMEN

En el presente trabajo se resume el diseño y la implementación de un sistema que controla automáticamente los efluentes gaseosos emitidos por la chimenea al medio ambiente, empleando un microcontrolador PIC 16F877 de Microchip.

INTRODUCCIÓN

El Oficial de Radioprotección realiza el control de efluentes gaseosos en forma manual cada 02 horas, mediante la lectura de los valores en el equipo de medición SEM1000 instalado en el sótano del reactor, tal como está establecido en los procedimientos de operación. El equipo de medición SEM1000 recibe los pulsos de un detector de centelleo plástico, los cuales son proporcionales a la radiación detectada y lo muestra en una pantalla de cristal líquido (LCD) en impulsos por segundo (I.P.S.). El Oficial de Radioprotección, luego de hacer la verificación de estos valores, informa al Supervisor de Turno si los niveles de disparo están siendo superados, para que ordene el paso del sistema ventilación al modo de Emergencia en forma manual. Con el sistema desarrollado, se toma la señal RS-232 del puerto serial del equipo SEM1000 y mediante el diseño de una tarjeta (circuito de lazo de corriente) se envía a la sala de control (a 100 metros) a otra tarjeta cuyo componente principal es un microcontrolador P.I.C. El microcontrolador P.I.C. recibe la señal y lo procesa para ser mostrada en una pantalla LCD como un repetidor del equipo SEM1000 y al mismo tiempo compara esta señal con un valor límite permisible (nivel de disparo) que se fija en esta tarjeta, para que en caso sea sobrepasado, haga actuar un relé para cambiar en forma automática el sistema de ventilación al modo de emergencia.

Adicionalmente, la señal que llega a la sala de control es enviada también a una PC donde se encuentra instalado el Sistema Automático de

monitoreo de Radioprotección para utilizar las facilidades de este sistema.

MEDICIÓN DE LOS EFLUENTES GASEOSOS

El sistema de medición de efluentes gaseosos que salen por chimenea está constituido por una bomba de aspiración que hace pasar el aire de muestreo a través de un filtro absoluto para retener aerosoles, luego pasa por un filtro de carbón activado para retener yodo radiactivo, y después el aire filtrado pasa a través de un cilindro de 200 lt. para coleccionar los gases nobles radiactivos que no han sido filtrados, donde es medido directamente por un detector de centelleo plástico con el sistema de medición incorporado denominado monitor de radiación SEM 1000.

DESCRIPCIÓN DEL HARDWARE

Se han diseñado y elaborados tres circuitos para el sistema implementado:

- 1.-Circuito transmisor de lazo de corriente para larga distancia.
- 2.- Circuito receptor.
- 3.- Circuito de control.

CIRCUITO TRANSMISOR DE LAZO DE CORRIENTE

Debido a que el monitor de radiación en su puerto de comunicaciones usa el standard RS-232, solamente puede enviar datos con un alcance de 15 m. Para poder llevar la señal a la sala de control (100 metros) se ha desarrollado un circuito de lazo de corriente que está conformado básicamente en su etapa transmisora por un operacional UA741 que actúa como comparador, el cual corta o satura a un transistor y este a la vez controla a otro transistor que está configurado como una fuente de corriente de 20 ma.

CIRCUITO RECEPTOR

La etapa receptora tiene como componentes principales a los siguientes elementos:

- Un opto transistor que trabaja en corte o saturación, según pase o no corriente por el diodo emisor de luz.
- Un C.I. operacional UA741 que trabaja como comparador.
- El MAX232 de la firma MAXIM que adapta los niveles lógicos de las líneas del microcontrolador con los que exige la norma RS-232, posee dos canales de entradas para niveles RS232 y sus correspondientes salidas TTL.

La tensión generada en el optotransistor pasa al operacional UA741 que trabaja como comparador y la salida es directamente leída del pin 6 del opamp. La información RS232 que se sale del opamp se introduce por el canal de entrada del MAX232 que la convierte a niveles TTL para que puedan ser transmitidos al microcontrolador. Debemos mencionar que se hizo necesario el diseño de una fuente de alimentación de +12V, -12V y 5V.

CIRCUITO DE CONTROL

El componente central de este circuito es un microcontrolador PIC16F877 de Microchip. La elección de este CI se debe a su bajo costo y versatilidad para aplicaciones de control.

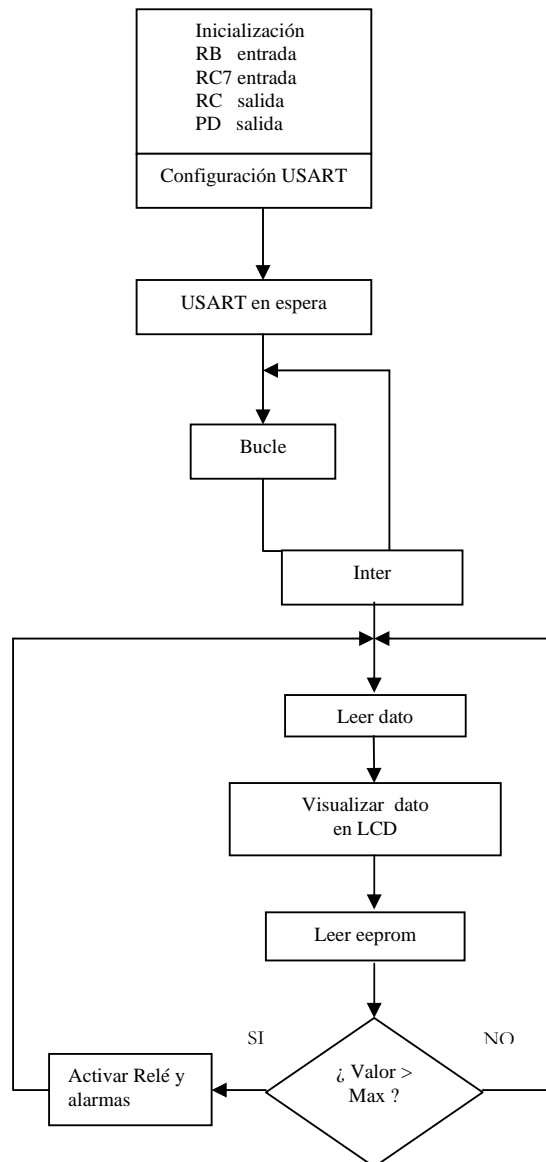
El microcontrolador P.I.C., en este caso actúa como receptor, recibe la señal y lo procesa para ser mostrada en una pantalla L.C.D. como un repetidor del equipo SEM1000 y al mismo tiempo compara esta señal con un valor límite permisible (nivel de disparo) que se fija y se almacena en la memoria eeprom de datos del microcontrolador, para que en caso sea sobrepasado, haga actuar en forma automática el sistema de ventilación del RP-10 al modo de emergencia y al mismo tiempo genere una alarma visual y audible.

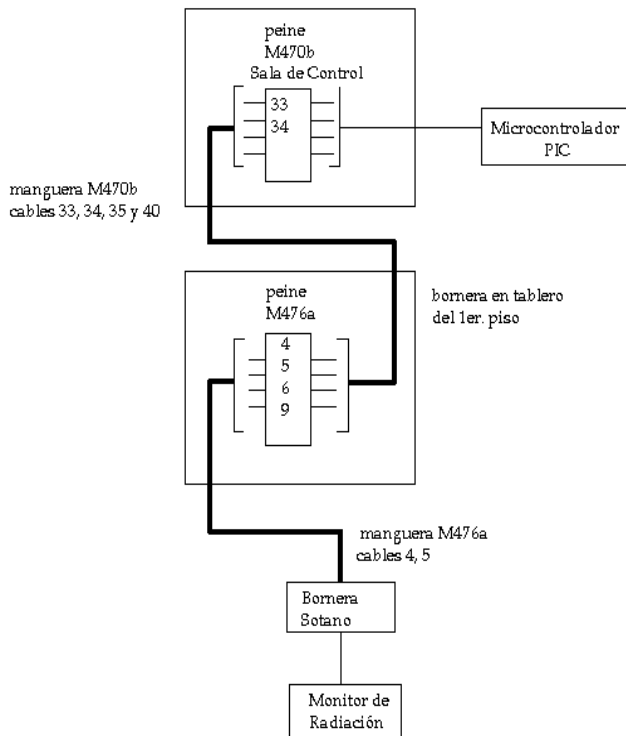
DESCRIPCIÓN DEL PROGRAMA DEL MICROCONTROLADOR

El programa ha sido escrito en lenguaje ensamblador usando el entorno MPLAB para Windows. El programa puede dividirse en los siguientes conjuntos de rutinas principales:

- Rutina principal (programa principal).
- Rutinas de manejo de pantalla de cristal líquido (L.C.D).
- Rutinas de comunicación serial (USART).
- Rutinas de temporización.
- Rutinas varias para manejo de aritmética de 16 y 32 bits y conversión entre formatos BCD y binario.
- Rutinas para manejo del ingreso de datos e interfase con el usuario.
- Rutinas para la lectura y escritura de las memorias EEPROM.
- Rutinas de servicio de interrupción externa.
- Rutinas de control y activación.

DIAGRAMA DE FLUJO





ESQUEMA DEL CABLEADO

CONCLUSIONES

La implementación de este trabajo nos permite controlar en forma automática la concentración de actividad de los efluentes gaseosos emitidos por la chimenea del Reactor al medio ambiente.

El personal de radioprotección puede tomar los valores de lectura desde la sala de control, sin necesidad de dirigirse constantemente al lugar donde se ubica el monitor de los efluentes, de tal manera que permita en forma oportuna controlar la descarga de los efluentes gaseosos, sobre todo en casos accidentales.

Si los valores sobrepasan el valor límite permisible (nivel de disparo) ordena el paso del Sistema de ventilación al modo de emergencia, y al mismo tiempo activa una alarma visual y sonora.

La señal es también enviada a una pc donde se encuentra instalado el Sistema Automático de Monitoraje de Radioprotección.

REFERENCIAS

- [1] Angulo, J.M.; Angulo, I. Microcontroladores PIC. Diseño práctico de aplicaciones (2ª parte: Pic 16F877). Ed. McGraw-Hill, 2ª edición, 1999.
- [2] Angulo J.M.; Martín E. Microcontroladores PIC. La solución en un chip. Ed. ITP Paraninfo, 2000
- [3] Monitor de radiación SEM1000
- [4] Manual del PIC 16F877 de Microchip
- [5] Microchip: <http://www.microchip.com>
- [6] Microsystems Engineering. <http://www.arrakis.es/~myseng>

ACONDICIONAMIENTO DE FUENTES DE RADIO-226 EN EL PERÚ

Cruz W.⁽¹⁾ wacruz@ipen.gob.pe; Mallaupoma M.⁽¹⁾ mmallaupoma@ipen.gob.pe;
Rodríguez G.⁽¹⁾ grodriguez@ipen.gob.pe; Al-Mughrabi Muhamad⁽²⁾; Condori J.⁽¹⁾ jcondori@ipen.gob.pe

(1) *Planta de Gestión de Desechos Radiactivos – IPEN / Lima, Perú*

(2) *Organismo Internacional de Energía Atómica OIEA*

RESUMEN

El uso de las fuentes de Radio-226 constituye un alto riesgo en sus aplicaciones médicas y sanitarias, por lo que la autoridad regulatoria peruana viene ejerciendo políticas de recolección y acondicionamiento. En el Perú, luego del retiro de algunas fuentes de Radio-226 de centros hospitalarios, con el apoyo del Organismo Internacional de Energía Atómica, a través de la Planta de Gestión de Residuos Radiactivos, del Centro Nuclear “RACSO”, se ha realizado la Primera Experiencia de Acondicionamiento de Ra-226 sobre lo cual damos cuenta en lo que consideramos relevante. En este documento se describe las razones técnicas, el procedimiento utilizado características de las fuentes, mecanismos de protección radiológica y técnicas de inmovilización utilizadas, así como su almacenamiento temporal.

1. INTRODUCCIÓN

Dentro del trabajo de cooperación técnica que se viene desarrollando en forma conjunta con la OIEA, en el tema de acondicionamiento de fuentes de radio en desuso, en el año 1999 se consideró la ejecución de un Programa de trabajo, el mismo que fue desarrollada y concluyó satisfactoriamente con la ejecución del acondicionamiento de una primera carga de fuentes de radio. En este caso se realizó el acondicionamiento de todas las fuentes de radio que se encontraban en el almacén de fuentes en desuso. Esta tarea fue ejecutada contando con la supervisión del experto del OIEA Mohammed Al-Mughrabi.

2. ACTIVIDADES DESARROLLADAS

Para ejecutar en forma satisfactoria la primera carga de acondicionamiento, fue necesario ejecutar una serie de trabajos previos. Estas actividades fueron coordinadas por las contrapartes técnicas correspondientes y que se ajustaron a un cronograma de trabajo.

En forma específica se desarrollaron los siguientes trabajos:

1. Ejecución de procedimientos administrativos.
2. Coordinación y seguimiento para apoyo logístico.
3. Preparación de salas de trabajo.
4. Elaboración de procedimientos técnicos específicos.
5. Preparación de materiales y equipos.
6. Preparación de documentación técnica para presentación a AUNA.
7. Preparación de guías técnicas.
8. Procedimientos técnicos de material de embalaje.
9. Trabajos de soldadura de cápsulas.
10. Encapsulamiento de fuentes de radio.
11. Prueba de hermeticidad en cápsulas conteniendo fuentes de radio.
12. Elaboración del plan específico de radioprotección para el acondicionamiento.
13. Formatos de control y registro.

3. DESARROLLO DEL PLAN

3.1. IDENTIFICACION DE LAS FUENTES DE RADIO 226

- a) **UBICACIÓN DE LAS FUENTES:**
 - Medición de la tasa de exposición de los contenedores a 1 metro y en contacto.
 - Separación de las fuentes en contenedores de plomo y ubicación en zonas específicas.
- b) **PRUEBA DE FUGA DE LAS FUENTES:**
 - Ubicar el contenedor sobre la mesa de tratamiento luego disponer las fuentes sobre el papel secante (evitar dispersión).
 - Medir la tasa de exposición, a 1 m, en contacto de la pared y visor de vidrio plomado.
 - Segregar las fuentes y colocar los viales de vidrio identificados y ubicados en blindaje plomo
 - Retirar los blindajes conteniendo las fuentes a un lugar específico.
 - Realizar prueba de fuga.
 - Separar y ubicar en zonas específicas los viales que no presentan fuga.
- c) **IDENTIFICACION DE LAS FUENTES:**

- d) **SEGREGACION DE LAS FUENTES:**
- Segregar en lotes de aproximadamente 50 mg.

3.2. ENCAPSULAMIENTO DE LAS FUENTES DE RADIO 226

- a) **TRANSPORTE DEL CONTENEDOR:**
- Ubicar el contenedor sobre la plataforma del carro de transporte y medir su tasa de exposición a 1 m.
 - Transportar el contenedor tomando en consideración el tiempo y la distancia y luego ubicarlo sobre la mesa de trabajo.
- b) **ENCAPSULAMIENTO DE LAS FUENTES:**
- Limpiar la cápsula de acero inoxidable con algodón empapado con alcohol o acetona.
 - Ubicar la cápsula verticalmente y sobre esta un embudo de PVC.
 - Transferir las fuentes de los viales en la cápsula y luego tapar.
- c) **SOLDADURA DE LAS CÁPSULAS:**
- Se ajustara y se procede a soldar utilizando una maquina de soldadura tipo TIG, dando un giro homogéneo.
 - Retirar la cápsula a una zona de enfriamiento (5 minutos).
- d) **PRUEBA DE HERMETICIDAD DE LAS CÁPSULAS:**
- Inyectar el glicol en un desecador con tapa y hermético y conectado a una bomba de vacío.
 - Colocar la cápsula dentro del desecador (debe estar sumergida por lo menos 5 cm).
 - Cerrar y reducir la presión absoluta del desecador a 0,25 KPa (0,25 Atm.).
 - Comprobar la ausencia de burbujas, si presenta burbujeo esta no será aceptada y se colocara en una cápsula grande y se procederá a soldar nuevamente.
 - Ubicar la cápsula pequeño grande en el contenedor de plomo.

3.3. ACONDICIONAMIENTO DE LAS FUENTES DE Ra-226

- a) **PREPARACIÓN DEL CILINDRO:**
- Preparar con concreto la base y pared de un cilindro de 200 lt (encofrado).
 - Limpiar y codificar.
- b) **ACONDICIONAMIENTO DE LAS CÁPSULAS:**
- Cerrar y empernar el contenedor de plomo y medir la tasa de exposición a 1 metro y en contacto, inmediatamente

- codificar y colocar dentro del cilindro encofrado
- Cerrar el cilindro con el precinto de seguridad y medir la tasa de exposición a 1 metro y en contacto.
- Codificar y transportar el cilindro hacia el almacén de fuentes radiactivas para su almacenamiento temporal.

4. INVENTARIO DE FUENTES

Se acondicionaron las fuentes de radio en desuso que pertenecieron al Hospital Daniel Alcides Carrión y Almanzor Aguinaga Azenjo, así como a otras fuentes de radio 226 que fueron traídas del Hospital Goyeneche de Arequipa.

En total se acondicionaron todas las fuentes de radio que estaban almacenadas en el almacén de fuentes en desuso. Fueron 30 fuentes que presentaban diferentes características, con un inventario de actividad de 236 mg.

El trabajo en forma específica consistió en acondicionar todas las fuentes de radio 226, que se encontraban en el almacén de fuentes en desuso. Este trabajo es considerado altamente calificado, por los riesgos existentes de altas tasas de exposición y riesgos de contaminación.

El número de fuentes acondicionadas así como la actividad correspondiente y la procedencia puede visualizarse en la Tabla 1.

5. CONCLUSIONES

- Se cuenta con un equipo técnico calificado que puede realizar los futuros acondicionamientos de fuentes de radio 226 en desuso.
- El trabajo realizado se desarrolló normalmente y las dosis acumuladas por el personal involucrado fue pequeña, por debajo de los límites autorizados.
- Ha sido importante el apoyo del Organismo Internacional de Energía Atómica, tanto en los aspectos de asesoramiento como de apoyo en suministro de materiales.

6. REFERENCIAS

- 1) Al-Mughrabi. Technical Manual for Conditioning of spent radium sources, Vienna Austria, 1998.
- 2) International atomic Energy Agency. conditioning and interim storage of spent radium sources, IAEA-TECDOC-886, Viena Austria, 1996.

ANEXO: Tipos de fuentes de Ra-226 acondicionadas

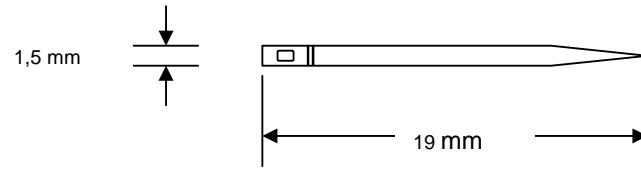


Figura 1. Aguja de Platino – Iridio.

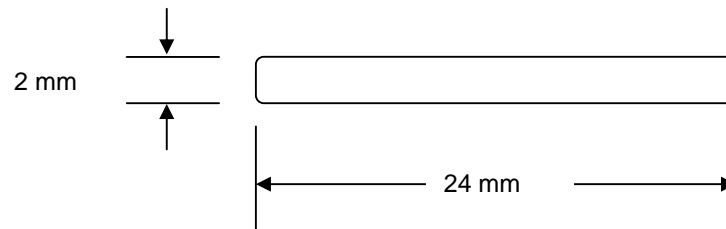


Figura 2. Tubo de Platino – Iridio.

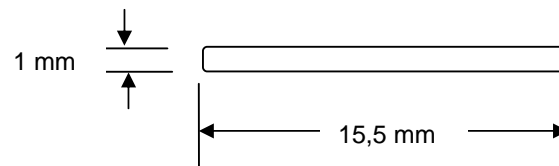


Figura 3. Aplicador cortado de Platino – Iridio.

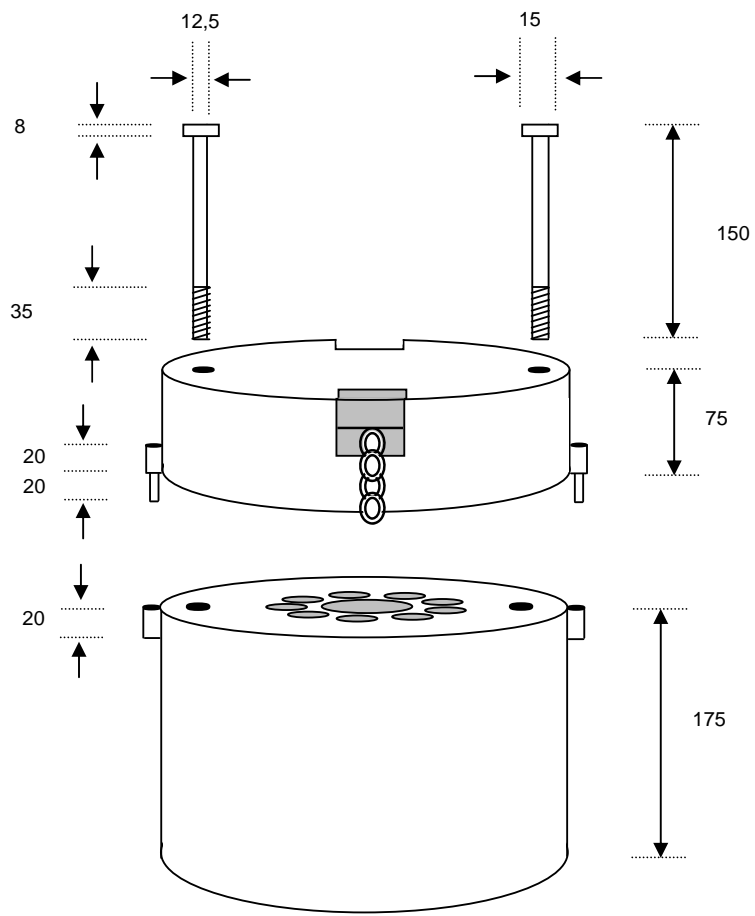
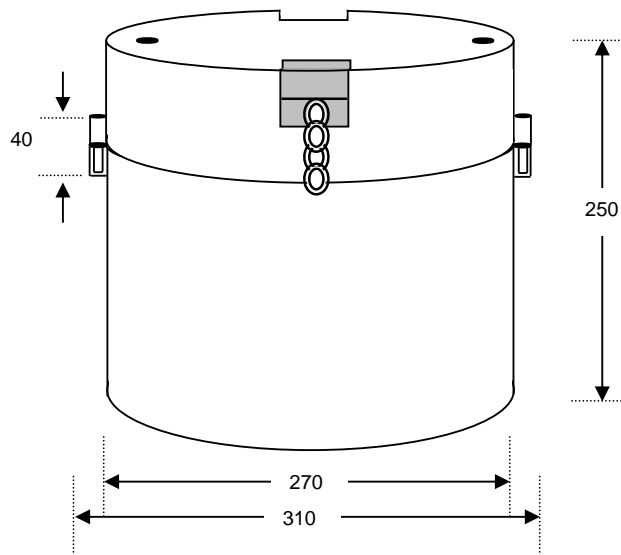


Figura 4. Contenedor de plomo para acondicionamiento de Radio-226 (unidades en mm)



CARACTERIZACIÓN NO DESTRUCTIVA DE RESIDUOS RADIATIVOS EN LA PLANTA DE GESTIÓN DEL CENTRO NUCLEAR “RACSO” - PERÚ

Cruz W. wacruz@ipen.gob.pe; Rodríguez G. grodriguez@ipen.gob.pe

Planta de Gestión de Residuos Radiactivos – IPEN / Lima, Perú

RESUMEN

En el presente trabajo se plantea las acciones de caracterización no destructiva de las fuentes radiactivas en su estado sólido y líquido, que la planta de gestión de residuos (PGR) requiere para afrontar las labores de gestión con respecto a los usuarios de material radiactivo, tanto interno como externo. Esto nos debe permitir esclarecer y responder mejor a las demandas de una caracterización radioquímica de respuesta consistente. En la caracterización no destructiva encuentra un lugar relevante la instrumentación nuclear, cuya electrónica avanzada y asociada a los dispositivos de recolección de datos y administración de la información reunida, hacen que se llegue a niveles confiables y probados la cantidad y calidad de los radioisótopos que son motivos de preocupación e interés público.

1. INTRODUCCIÓN

El trabajo de evaluación radioquímica de muestras sólidas, líquidas y de las fuentes selladas, la hemos generalizado como no destructivo, en tanto que esta vía es la principal, por no decir la única que responde técnicamente; y ello, porque los análisis del contenido radiactivo que le demanda tiene que ver con el origen y naturaleza de los residuos que se ve obligada a gestionar. Son residuos de baja y mediana actividad, aunque cuidadosamente tenemos que reconocer que no podemos obviar la presencia de Radio-226 y el combustible gastado que provengan del reactor.

2. CARACTERIZACIÓN NO DESTRUCTIVA

Caracterizar es saber, conocer, en nuestro caso determinar cualitativa y cuantitativamente el contenido de los radionucleidos presente

en un residuo radiactivo. Puede haber varios momentos en el proceso de la gestión para la aplicación de la técnica adecuada no destructiva. Por ejemplo, cuando se recibe los residuos tal cual llegan a las instalaciones, cuando se tenga que definir las condiciones en que se va evacuar los líquidos o en el caso más específico, cuando se tenga cilindros ya cementados con fuentes radiactivas y se quiera expresar el contenido del mismo con un Informe radioquímica del bulto.

A este respecto, cabe señalar la experiencia española, ellos proceden un tratamiento no destructivo de los residuos sólidos envasados y lo hacen sobre la base en que se hallan homogenizados y en otros casos acondicionados en forma heterogénea. Proviene los residuos principalmente de las centrales nucleares y son cuantitativamente significativos los residuos de baja y mediana actividad. Los hay también de pequeños productores, que están constituidos por los que provienen de las aplicaciones que se realizan en hospitales, industrias y centros de investigación.

Son bultos homogéneos, aquellos que tienen una distribución de emisores distribuidos equidistantemente y pueden ser: cilindros acondicionados con una fuente radiactiva característica. Los bultos heterogéneos, son aquellos en que la presencia de radionucleidos se presenta de manera irregular. Pueden ser: a) Cilindros acondicionados, b) Cilindros compactables, y c) Bolsas homologadas a 25 litros.

La caracterización radiológica no destructiva se apoya en la instrumentación nuclear y de ella utiliza la espectrometría gamma, debido a que los fotones gamma se manifiestan al exterior del residuo acondicionado; se puede contabilizar como en el caso de las bolsas homologadas, los emisores beta de alta energía.

3. TÉCNICA DEL ANÁLISIS NO DESTRUCTIVO

Una buena espectrometría, parte del cumplimiento de algunos requerimientos, estos son: a) El tipo de muestra, b) el tamaño de la muestra, c) el tipo de detector y d) límite de detección. En el Centro del CIEMAT (Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas) de España, el Área de Caracterización de residuos aplican lo siguiente:

- 3.1.- Para bultos homogéneos o heterogéneos constituido por cilindros metálicos de 220 litros, presenta tres mecanismos: a) el mecánico, b) la detección espectrométrica, y c) la adquisición y control. El sistema mecánico, consta de una mesa de elevación y giro cuya función es dotar de movimiento circular y de desplazamiento vertical al bulto durante la medida.

El Sistema de detección, consta de la instrumentación habitual en una cadena de espectrometría gamma de alta resolución, con las peculiaridades propias de un sistema capaz de detectar altas tasas de contaje, es decir, un detector de Germanio hiper puro de buena eficiencia, alta resolución y un dispositivo de conversión analógico digital rápido. Tiene incorporado un módulo multiescala para la adquisición de espectros que relacionan la actividad gamma total con el grado de giro del bulto.

El Sistema de adquisición y control, coordina todos los procesos de medida y análisis, utilizando un PC al cual se le incorporan tarjetas específicas de comunicación, para manejar el sistema mecánico y para la adquisición de datos que combina el multiescala con el multicanal desde el sistema de detección.

- 3.2.- Para bolsas conteniendo residuos sólidos heterogéneos, homologadas a 25 litros, mediante técnicas radiométricas son especialmente diseñadas para especificar el contenido de las mismas en términos de emisores gamma y beta total. El bulto se coloca para la medición en una cámara de blindaje de hierro al carbono y la espectrometría gamma se realiza en un NaI(Tl).

4. APLICACIÓN EN PERÚ

La PGRR, en la medida que se responsabiliza de dar cuenta de la presencia de los residuos líquidos y sólidos que devienen a su marco de trabajo, cuenta para el análisis no destructivo, fundamentalmente con un equipo de espectrometría gamma tipo NaI (Tl), y el programa Nucleus de registro y reporter de espectro radioquímico. Esta labor es de rutina para muestras líquidas provenientes de las plantas de decaimiento del Reactor de investigaciones RP-10 y de la Planta de Producción de Radioisótopos, a las que se agregan los que provienen de las actividades de usuarios internos y externos. El sistema presenta limitaciones, pues no cubre el campo de energía de la variedad de radioisótopos potencialmente presente en los residuos tanto sólidos como líquidos, y es limitada la resolución en cuanto se trata de discriminar energía vecinas.

En una acción por precisar el contenido de los radioisótopos que se encuentran como fuentes selladas en desuso en los cilindros que se almacenan en la PGRR, se procedió a realizar una revisión por espectrometría gamma. Instalándose la cadena de detección espectrométrica en el almacén y proceder al reconocimiento de cada uno de los cilindros para localizar el tipo de fuente contenido en el cilindro y hallar su actividad.. Esta labor fue útil, pues muchas fuentes a las cuales no teníamos identificado, ya que provienen de almacenamiento de más de 30 años y otros que por el uso han perdido información técnica.

5. CONCLUSIONES

- 1.- Esta experiencia puede ser el inicio para ampliar nuestra capacidad de respuesta de análisis radioquímico. En primer lugar contar con un sistema de detección del tipo semiconductor. En esta instrumentación nuclear básica para un Laboratorio de caracterización no destructiva, debe comprenderse equipos para la determinación de emisores gammas, betas y alfa en forma específica.
- 2.- Diseñar nuestro sistema de control de bolsas heterogéneas y homologadas para residuos sólidos principalmente para usuarios como la PPR. En este diseño,

cabe evaluar los tipos de residuos sólidos que están presentes y ponderarlas.

- 3.- Establecer un sistema de caracterización de los residuos luego de ser cementados en cilindro permitirá registrar no sólo los valores cualitativos y cuantitativos, sino además establecer la ubicación de las fuentes, concluyendo en un registro completo del estado de los residuos.

6. REFERENCIAS

- (1) Suárez J.A., Piña G, "Desarrollo de un sistema de medición rápida para bultos homogéneos. Enero, 1995, CIEMAT, Madrid, España.
- (2) Suárez J.A, Piña G, Rodríguez M. "Caracterización radiológica no destructiva de bultos heterogéneos, variables influyentes. XVII Reunión de la Sociedad Nuclear Española, Palma de Mallorca, 1991, España.
- (3) Cruz W., "Guía y Procedimiento de Mediciones Radioquímicas en la PGR", 1995, IPEN, Perú.

4. Materiales Nucleares

COLIMADOR DE NEUTRONES TIPO SOLLER

Munive M.⁽¹⁾ mmunive@ipen.gob.pe; Ravello Y.⁽¹⁾ yavello@ipen.gob.pe; Picón R.⁽²⁾

(1) Departamento de Física – IPEN / Lima, Perú

(2) Facultad de Ciencias Naturales y Matemáticas, UNFV

RESUMEN

Un colimador tipo Soller es un gran canal vertical con placas paralelas reflectoras de neutrones, que es usada para la disminución de la divergencia del haz de neutrones que lo atraviesan. Los estudios de transmisión del colimador tipo Soller, construido en nuestro laboratorio, confirma la propiedad reflectora de neutrones que posee el bronce fosforoso, así se logró un ángulo de divergencia menor a los 9 minutos de grado, obteniendo un haz de neutrones cuasi paralelo.

1. INTRODUCCIÓN

Debido al comportamiento ondulatorio de los neutrones, al interactuar con la materia exhiben fenómenos análogos a la óptica de la radiación electromagnética, como la difracción, refracción y reflexión. En el caso de la luz se presenta la reflexión total interna, un fenómeno análogo en la óptica de neutrones es la reflexión total externa, debido a que el índice de refracción es menor que la unidad por lo que la reflexión total ocurrirá para ángulos de incidencia menores que el ángulo crítico (θ_c), [1], expresión 1.

$$\theta_c = \lambda \left(\frac{N * b}{\pi} \right)^{\frac{1}{2}} \dots\dots\dots 1$$

donde, λ longitud de onda del neutrón, b amplitud o longitud de dispersión en el medio reflector, N número de núcleos por cm^3 .

La divergencia angular de neutrones lograda para un colimador se ve afectada por fenómenos físicos tales como: transmisión a través de las paredes del colimador, reflexión de los neutrones térmicos desde las paredes del colimador. Un colimador Soller usa materiales reflectores de neutrones en forma de placa, ubicadas en forma paralela entre si (Figura 1) logrando disminuir en gran medida la divergencia del haz de neutrones que atraviesan el colimador, y provoca que los neutrones que logran emerger del colimador tengan direcciones paralelas, la intensidad del haz de neutrones se verá afectada por la presencia del colimador tipo Soller.

2. PROCESO EXPERIMENTAL

El colimador Soller se construyó con 4 placas de bronce fosforoso con las siguientes dimensiones: 6,7 cm x 49,0 cm con espesor de 0,7 mm, teniendo una separación entre placas de 1,2 mm, los extremos laterales del colimador tienen placas de cadmio con iguales dimensiones pero con espesor de 0,9 mm seguido de un perfil de aluminio de 9,1 mm de espesor, con tales dimensiones se logra una divergencia angular del orden 8,42' de grado valor mucho menor en comparación con la lograda con colimadores cilíndricos (51,89').

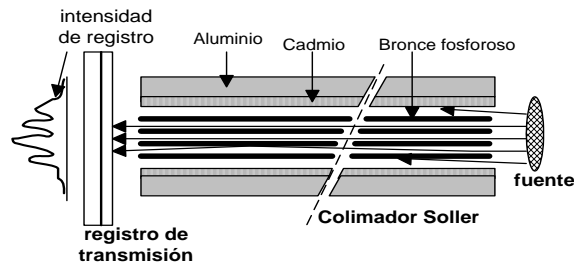


Figura 1. Esquema del colimador tipo Soller, se detalla en proceso de registro.

3. RESULTADOS

Para estudiar la divergencia de este colimador se realizaron estudios de reflexión y transmisión usando una fuente de luz y un haz de neutrones emergente del conducto de irradiación No. 2 del reactor RP-10. Para realizar el estudio de transmisión de haz neutrónico por el colimador tipo Soller, se usa técnica de neutrografía directa.

Los registros con luz y con neutrones reflejaron que el colimador, diseñado y construido en nuestro laboratorio, posee deficiencia en cuanto al paralelismo de las placas, pero se logró la disminución de divergencia deseada, ambos registros se presentan en la Figura 2.



Figura 2. Registros del haz transmitido por el Soller a 0 cm de la salida del colimador, derecha fuente de luz, a la izquierda haz de neutrones.

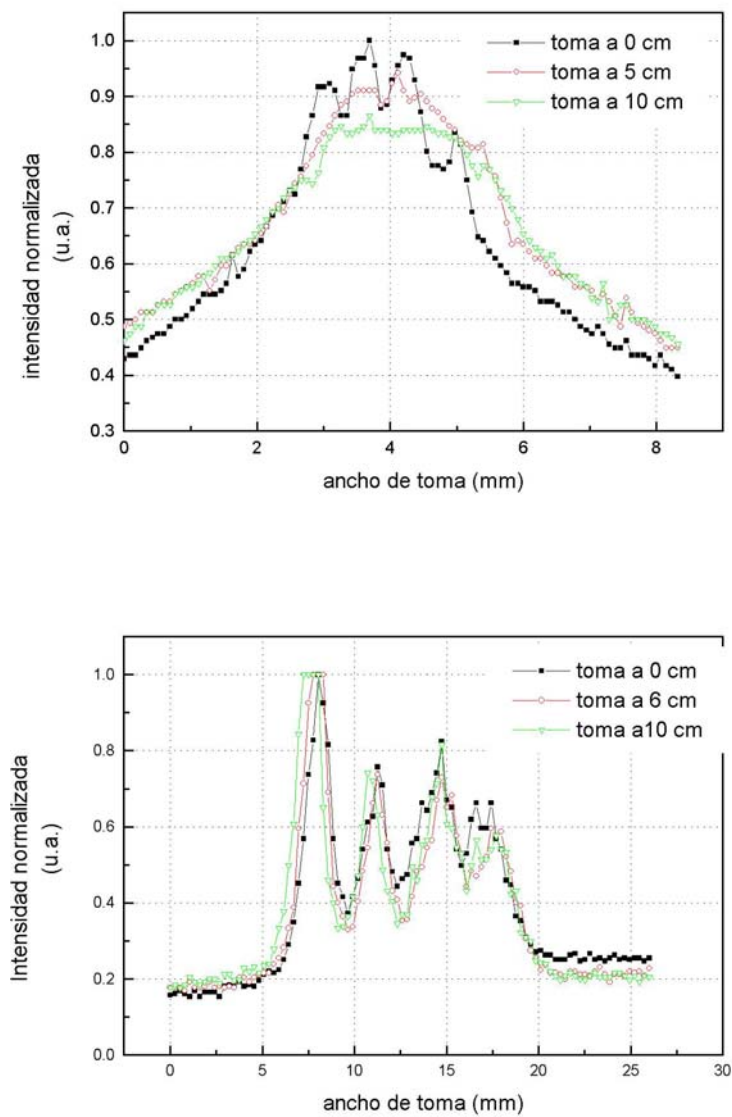


Figura 3. Intensidades de haz transmitido por el colimador Soller según distancia de registro; arriba) fuente de luz, abajo) fuente de neutrones.

4. COMENTARIOS

- La Figura 3 se detallan el análisis de intensidad de los registros de transmisión, esto por medio de un estudio en escala de grises, usando como herramienta principal el software ImagenTools [2].
- La transmisión de luz en el colimador detalla una gran divergencia, lo que no pasa con la transmisión de neutrones, la divergencia mencionada se aprecia en cuanto mayor es la distancia de registro menos picos de intensidad de transmisión se registra en la Figura 3.

- Se logró comprobar la utilidad de los materiales reflectores de neutrones, es el caso del bronce fosforoso, que refleja mejor neutrones que fotones de luz, logrando con su uso disminuir la divergencia angular del haz de neutrones hasta en un 8,42' de grado.

5. REFERENCIAS

- [1] G. Squires. Thermal Neutron Scattering. Cambridge University Press, 1978.
- [2] D. Wilcox, B. Dove. ImagenTools. Version alfa, UTHSCA 1995-1996.

CRECIMIENTO DE MONOCRISTALES METÁLICOS

Munive M.⁽¹⁾, mmunive@ipen.gob.pe; Cotos R.⁽²⁾

(1) Departamento de Física – IPEN

(2) Universidad de Bielorrusia

RESUMEN

Cristales de bismuto y plomo son usados como filtros más eficientes de la radiación gamma que su forma amorfa. Para lograr cristales con estos materiales se construyó un horno de crecimiento de cristales tipo Bridgman y se logró acrecentar pequeños cristales de Bi y Pb de pocos centímetros cúbicos de volumen, realizando sobre las muestras logradas, pruebas que avalen su ordenamiento cristalino, tal como la dispersión de Laue.

1. FUNDAMENTO

Monocristales metálicos

En realidad, los cristales naturales, aun pertenecientes a un mismo sistema cristalino, exteriorizan conformaciones geométricas diferentes, los cristales crecen en ciertas direcciones dependiendo de las condiciones donde se desarrolló, pero los procesos de cristalización las velocidades de crecimiento de las caras no son las mismas en todas las direcciones, lograr manejar tal dirección de crecimiento y ordenar un crecimiento nos llevaría a lograr monocristales. La nucleación y el crecimiento de los monocristales involucran procesos termodinámicos durante la transición de fase, los cuales deben de ser manipulados adecuadamente para lograr un monocristal con una óptima estructura.

Se acrecentan cristales a partir de la fase líquida pasando el metal fundido a través de un gradiente de temperatura para iniciar la solidificación en un punto la cual procede al fundido.

Método de Bridgman

Tal método debe su eficacia en el crecimiento de monocristales de todo tamaño, basada en el cambio de temperatura paulatina desde el punto de fusión del material a una temperatura mucho menor, tal proceso realizara una cristalización lenta y homogénea en el material. El material a cristalizar estará contenido en un crisol que posee una forma especial que permita el

crecimiento de cristales gérmenes, siendo fundido en el horno y mantenido a esta temperatura por un tiempo, luego mediante un sistema móvil se retira el crisol del horno a una zona de menor temperatura en forma lenta para que se logre la germinación de cristales base, mediante un gradiente de temperatura formado entre las dos regiones contenidas en el horno [1] Figura 1.

Uso de Monocristales como filtro de Radiación trato de la Sección eficaz de neutrones para cristales

La sección eficaz total de atenuación de neutrones para sólidos cristalinos es una suma de varios contribuyentes.

$$\sigma = \sigma_{abs} + \sigma_{ids} + \sigma_{Bragg}$$

La primera componente es la sección eficaz de absorción (σ_{abs}) que es proporcional a la longitud de onda de los neutrones incidentes; contempla también a la sección de difusión o dispersión inelástica (σ_{ids}) relacionada a la sección eficaz de dispersión por fonones y que se evalúa en función de la temperatura de Debye (θ_B) [2], y por ultimo la dispersión de Bragg también conocida como dispersión parásita (σ_{Bragg}).

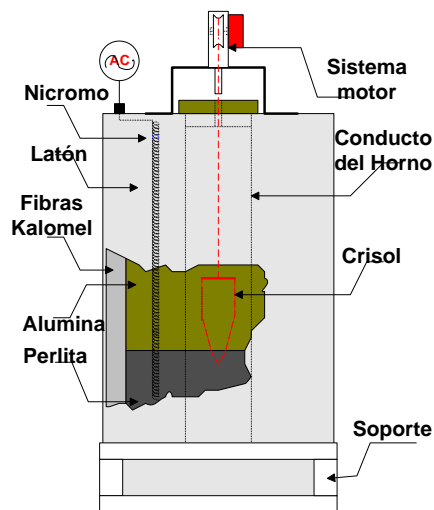


Figura 1. Estructura del horno de crecimiento de cristales metálicos tipo de Bridgman.

2. PROCESO EXPERIMENTAL

Construcción de un horno de crecimiento de cristales

Como se mencionó anteriormente, el horno de crecimiento según el método de Bridgman debe de albergar regiones de alta temperatura o zona de fundido, y regiones de baja temperatura, logrando un gradiente de temperatura apropiada en el empalme de dichas regiones, la zona caliente es de un material de alúmina y el foco calorífico es una resistencia de nicromo calentada por diferentes valores de potencial eléctrico, la zona fría esta formada por material de perlita, cuya característica principal es su alta resistencia al shock térmico y excelente aislante térmico. Estas dos regiones están aisladas del exterior térmicamente, mediante una fibra cerámica y un armazón de latón.

En cuanto al crisol, este es de material de vidrio pirex, esto para evitar reacciones químicas del fundente con el propio crisol, la forma del crisol es fundamental para obtención del monocristal. El sistema motor encargado del desplazamiento del crisol de la zona caliente a la zona fría, con velocidades muy pequeña del orden 1 cmh^{-1} .

Se realizaron pruebas de fundido que reflejan la fiabilidad del horno, trabajando con metales de bajo punto de fusión, así también se puso a prueba el sistema de control de temperatura mediante termopares [3].

Tabla 1. Resultados de pruebas de fundido para diversos metales, realizados en el horno de crecimiento.

Muestra (Punto de Fusión °C)	Termopar de Cu-Constantan (°C) ¹	Termopar de Fe-Constantan I (μA) ²
Estaño (232)	250 ± 25	70 ± 1.8
Bismuto (272)	250 ± 25	80 ± 2.0
Plomo (327)	300 ± 25	100 ± 2.5
Zinc (420)	425 ± 25	110 ± 2.8

¹ Lectura registrada en galvanómetro con escala adaptada en grados Celsius, Thermolyne.

² Lectura registrada por galvanómetro normal.

Obtención de monocristales metálicos

Pruebas de crecimiento de monocristales o cuasicristales de materiales comúnmente usados como filtros de radiación gamma, tales como plomo y bismuto, usando como instrumento principal el horno de crecimiento Bridgman.

Los resultados en muestras pequeñas menores a 2 cm^3 de bismuto y plomo destacan la gran versatilidad para acrecentar monocristales, para

ello se debe de poner a inspección las muestras obtenidas la primera de las cuales es una inspección visual por medio de un microscopio óptico, la difracción por el método de Laue y otra prueba seria la inspección por reflexión de rayos X (pendiente).

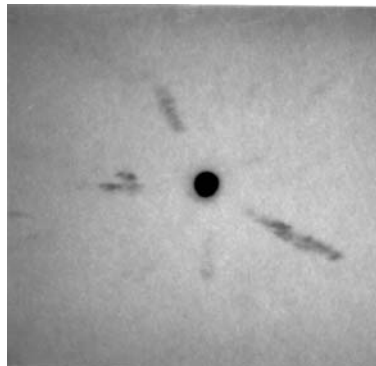


Figura 2. Registro de dispersión de Laue de un cristal de bismuto acrecentado en el horno construido en nuestro laboratorio.

3. COMENTARIOS

- Las pruebas de crecimiento de cristales usando como muestra bismuto reflejan la facilidad de acrecentar cuasicristales de este material, las pruebas en plomo son algo más complicadas debido a la impureza del material y que dificulta la fundición del mismo, generando gran cantidad de escoria en el fundente.
- El monitoreo de temperatura en el interior del horno y el sistema móvil del crisol, son los aspectos a mejorar en el proceso.
- La dispersión por Laue detalla que la muestra posee cierto ordenamiento cristalino. Siendo reflejado por las manchas de la Figura 2 que para un cristal el registro serian puntos, lo que lleva a pensar que aun no se lleva a un ordenamiento adecuado, para el bismuto se debe de lograr un ordenamiento romboide y que genera por medio de dispersión de Laue, marcas ubicadas en las mismas direcciones que las que se muestra en la Figura 2.

4. REFERENCIAS

- [1] A. Seybolt; J. Burke. Técnicas de Metalurgia Experimental, Editora Limusa 1969.
- [2] K. Friend. Cross Sections of Materials used as Neutron Monochromators and Filters, Instituto Max Von Laue-Paul Langevin, France 1982.
- [3] R. Cotos; M. Munive. Horno para Crecimiento de monocristales, Informe de Practicas Pre Profesionales IPEN Departamento de Física, Lima 2000.

CRECIMIENTO DE MONOCRISTALES A PARTIR DE SOLUCIONES ACUOSAS

Ticllacuri M.⁽¹⁾ mticllacuri@open.gob.pe, Pacheco P.⁽²⁾

(1) *Departamento de Física – IPEN / Lima, Perú*

(2) *Facultad de Ciencias Físicas, UNMSM*

RESUMEN

La necesidad de saber si un haz de neutrones es capaz de brindar información de su comportamiento ondulatorio vía el fenómeno de difracción, ha hecho posible y urgente que se acuda a estudiar procedimientos de crecimiento de cristales. En esta experiencia se logró crecer cristales cuyas redes de Bravais sean las del NaCl y también triclínica. El uso de soluciones sobresaturadas de ciertas sales hizo posible el cumplimiento de los objetivos trazados.

1. FUNDAMENTO

Los monocristales poseen como característica un elevado ordenamiento estructural comparado con los cristales que comúnmente los encontramos en la naturaleza, por ello son usados en numerosas aplicaciones tanto en la industria como en la investigación; así, podemos mencionar por ejemplo el uso de cristales de cuarzo, que por su propiedad piezoeléctrica, es usada en la electrónica.

Cuando un cristal crece en un medio uniforme, la forma permanece inalterada durante el crecimiento como si se fueran añadiendo continuamente bloques elementales idénticos (átomos o grupos de átomos).

Las etapas que constituyen el proceso de crecimiento de los monocristales, requieren de un control bastante exigente; el estado de sobresaturación es una fase esencial de todo proceso de cristalización. A esta fase se llega a partir de una solución saturada de soluto y, para garantizar el logro de este objetivo se reúnen otros cuidados que debe hacer cumplir el operador, siendo entre ellos el uso de contenedores limpios, un ambiente de temperatura adecuada, un proceso de enfriamiento muy lento en un ambiente libre de perturbaciones y en una

atmósfera libre de polvo y otros agentes que puedan contaminar la solución obtenida.

La nucleación y el crecimiento de los monocristales involucran procesos termodinámicos durante las transiciones de fase, los cuales deben ser también manipulados adecuadamente.

A fin de dar uso a los cristales obtenidos, es necesario someterlos a determinadas experiencias entre las que destaca la difracción, la cual es una propiedad de las ondas o de partículas cuyas energías sean las adecuadas.

Toda partícula que viaja con una determinada energía cinética, tiene asociada una longitud de onda de De Broglie dada por la expresión

$$\lambda = \frac{h}{p} \quad (1)$$

donde h es la constante de Planck y p la cantidad de movimiento de la partícula.

Si el valor de esta longitud de onda es del orden de magnitud de la distancia interatómica en un cristal, la partícula a su vez, hará cumplir la relación de Bragg:

$$2d \sin\theta = n\lambda \quad (2)$$

donde d es la distancia interplanar en el cristal, y θ es el ángulo de incidencia de la partícula con respecto a la superficie del cristal.

Lo que la relación de Bragg quiere decir es que las partículas reflejadas por la muestra cristalina tienen direcciones y energías bien definidas.

Si en una determinada experiencia se logran registrar las direcciones de las partículas dispersadas, se estaría concluyendo que:

- La muestra dispersora es un cristal.
- La partícula incidente manifiesta sus propiedades ondulatorias.

Tampoco se puede dejar de mencionar el uso que se les da a los cristales como monocromadores a fin de conseguir haces monoenergéticos los cuales son muy usados en investigación.

2. RESULTADOS

El crecimiento de monocristales resultó ser una experiencia que merece una atención muy minuciosa. Aunque los cristales recogidos no tienen dimensiones considerables, el uso de esta técnica permitió aclarar algunas sospechas en lo que a monocristales se refiere. La presencia de maclas en algunos casos demuestra que el concepto de cristal perfecto es solo una abstracción.

Los cristales obtenidos en esta experiencia son los que se reportan en la Tabla 1.

Tabla 1. Características de los cristales crecidos en la experiencia.

Cristal	Red de Bravais	Parámetro de red, Å
NaCl	FCC	5,63
KCl	FCC	6,29
KI	FCC	7,05
RbCl		6,54
CuSO ₄	TRICLINICA	*

* Para el CuSO₄ los parámetros de red que lo definen son: $a = 7,15 \text{ Å}$; $b = 10,71 \text{ Å}$ y $c = 5,96 \text{ Å}$ y los ángulos $\alpha = 97,63^\circ$; $\beta = 125,32^\circ$ y $\gamma = 94,32^\circ$.

3. CONCLUSIONES

- Como continuación del presente trabajo, quedaría la obtención de patrones de difracción, vía el método de Laue. Para ello, es posible usar la técnica directa de neutrografía ya sea en la facilidad de neutrografía o el conducto de irradiación N° 2.
- Una proyección de esta técnica sería la de estudiar técnicas de crecimiento de cristales metálicos a fin de usarlos como filtros de neutrones rápidos en nuestras instalaciones. Un caso típico de esta necesidad es el monocristal de bismuto.

4. REFERENCIAS

- [1] Kittel Ch. Introducción a la Física del Estado Sólido, 2^{da} Edición, Editorial Reverte, 1965.
- [2] Omar, M.A. Elementary Solid State Physics, Addison Wesley Publishing Company, 1975.
- [3] Azaroff L.V. Introduction to Solids, McGraw Hill.
- [4] Seybolt A.U. Técnicas de Metalurgia Experimental, Editorial LIMUSA, 1969.
- [5] Vere A.W. Crystal Growth, Principles and Progress, Plenum Press.

5. Seguridad Nuclear

ANÁLISIS HIDRÁULICO DEL SISTEMA DE REFRIGERACIÓN DE EMERGENCIA DEL NÚCLEO DEL REACTOR RP-10

Gallardo A.⁽¹⁾ agallardo@ipen.gob.pe; Lazaro G.⁽¹⁾ glazaro@ipen.gob.pe;
Nieto M.⁽¹⁾

(1) Departamento de Cálculo, Análisis y Seguridad – IPEN / Lima, Perú

RESUMEN

En este trabajo se presentan los cálculos para el análisis hidráulico del Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo (ECCS) del reactor RP-10, este análisis es necesario para el diseño de del sistema. Como resultado de los cálculos mostrados en los gráficos, un diámetro de tubería de dos pulgadas de diámetro nominal debería seleccionarse para que el sistema alcance un caudal máximo de 5 m³/h.

1. INTRODUCCIÓN

Se han utilizado las ecuaciones de conservación juntas con las del movimiento parabólico, para calcular la evolución del caudal, del nivel de agua en tanque de almacenamiento del agua para el ECCS, la evolución del alcance de rociado, en función del tiempo.

2. HIPÓTESIS DE CÁLCULO

Para el cálculo se debe tener en cuenta lo siguiente:

- 1) *Fluido*: Agua desmineralizada a temperatura cte.
- 2) *Flujo*: Cuasi-estacionario, incomprensible.
- 3) *Caudal inicial del ECCS*: 3 a 5 m³/h
- 4) *Distancia horizontal mínima entre rociador-núcleo*: 0,5 m.
- 5) *Tiempo mínimo de funcionamiento ECCS*: 150,000 s.

3. ECUACIONES PARA EL CÁLCULO

Se usarán las ecuaciones de conservación simplificadas teniendo en cuenta las hipótesis de cálculo. Además se usará las ecuaciones del movimiento parabólico para calcular los alcances de rociado. Además de ecuaciones de vertedero.

Ecuación de Conservación de la Energía:

$$z + h + \frac{V_0^2}{2g} = K_{ent} \frac{V_8^2}{2g} + (2K_{cont} + K_{exp} + K_{va} + 2K_{vm} + K_{vr} + 3K_{cod} + 4K_{tee}) \frac{V_D^2}{2g} + f_8 \frac{L_1 + L_3}{D_8} \frac{V_8^2}{2g} + f_D \frac{L_2 + L_4}{D} \frac{V_D^2}{2g} + K_{roc} \frac{V_R^2}{2g} + \frac{V_R^2}{2g} \quad (1)$$

donde:

- z : nivel de agua en el tanque de reserva
- h : altura de desnivel entre tomas de tanques
- g : aceleración de la gravedad
- D : diámetro del sistema de tubería
- D_8 : diámetro de 8" de tomas de los tanques
- L_i : longitudes de tomas y sistema de tubería
- V_i : velocidades de descenso del nivel del agua en el tanque reserva, en tomas, sistema de tubería y rociador
- K_i : coeficientes de pérdidas de entrada, contracción, expansión, válvulas, codos, tees
- f_i : coeficientes de fricción de fórmula de Coolebrok

Ecuación de Conservación de la Masa:

$$Q = V_0 A_0 = V_8 A_8 = V_D A_D = V_R A_R \quad (2)$$

donde:

- Q : caudal del ECCS
- A_i : secciones del tanque reserva, de tomas, sistema de tubería y rociador

Ecuaciones de Vertedero

Para calcular la velocidad de descenso del nivel de líquido en el tanque de almacenamiento de agua.

$$V_0 = -dz / dt \quad (3)$$

Resolviendo adecuadamente las ecuaciones dadas se calcula los valores del coeficiente de pérdidas

Ecuaciones del Movimiento Parabólico

Movimiento vertical:

$$Z_{ch} = V_R \cdot \text{sen} \theta \cdot t + \frac{1}{2} g \cdot t^2 \quad (4)$$

Movimiento horizontal:

$$X_{ch} = V_R \cdot \text{cos} \theta \cdot t \quad (5)$$

- X_{ch} : es el alcance del chorro
- t : tiempo de rociado (funcionamiento del ECCS)

Datos de Entrada

Los datos de entrada para $t = 0$, son:

X_{chi} : alcance inicial del rociado

Q_i : caudal inicial del ECCS.

Z_{ch} : altura constante de caída de los chorros

θ : ángulo de salida del chorro respecto a la horizontal.

4. RESULTADOS DEL CÁLCULO

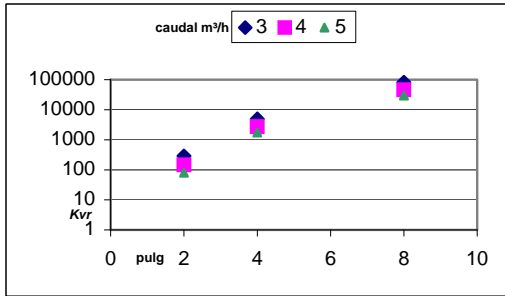


Figura 1. Coeficiente de pérdidas de válvula reguladora (K_{vr}) en función del diámetro tubería (pulg.) y caudal inicial del ECCS (m^3/h).

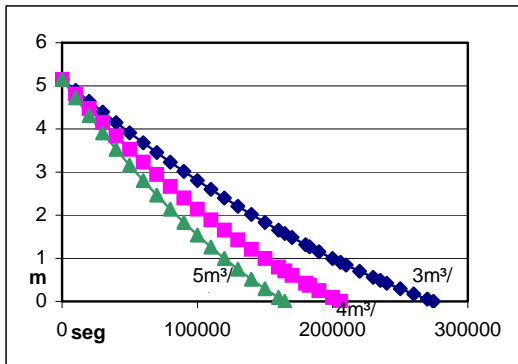


Figura 2. Evolución del nivel de agua en el tanque de almacenamiento en función del caudal y el tiempo de funcionamiento del ECCS (seg).

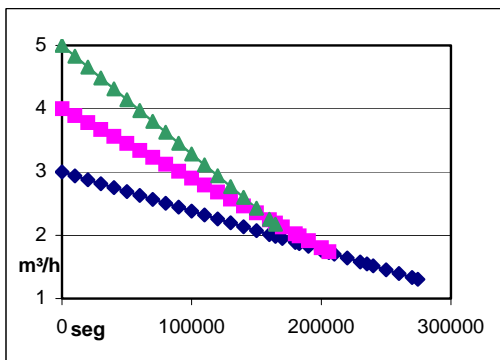


Figura 3. Evolución de caudal para 3 casos en función del tiempo de funcionamiento del ECCS (seg).

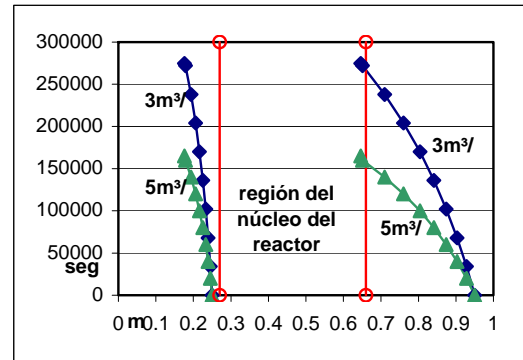


Figura 4. Evolución de los alcances mínimo y máximo de rociado para los caudales iniciales dados.

5. OBSERVACIONES Y CONCLUSIONES

En la figura 1 se observa que para mayores diámetros de tubería el coeficiente de pérdidas de la válvula reguladora crece mucho. Esto significa que, por el orden de los coeficientes de pérdidas, la válvula de 8 pulgadas está próxima a la posición de cierre haciendo difícil su regulación. De la figura 2 observamos que aún para un caudal inicial de $5 m^3/h$ se tiene agua en el reservorio de agua, para el tiempo de funcionamiento mínimo de 150000 segundos del ECCS. De la figura 3 observamos que para el tiempo mínimo de funcionamiento el caudal resulta mayor de $2 m^3/h$. También se observa que hasta los 150000 segundos se tiene mayor caudal cuando el caudal inicial es mayor. De la figura 4 observamos que los alcances mínimo y máximo decrecen con el tiempo, esto es obvio ya que el caudal también disminuye. Sin embargo, se verifica que hasta los 150000 segundos, se tiene cubierto con el rociado aún para el caudal inicial de $5 m^3/h$. La región entre las líneas verticales es la zona en que se encuentra la superficie del núcleo del reactor.

Concluimos que el diámetro óptimo para el sistema de tubería es de 2 pulgadas. El caudal máximo del sistema es de $5 m^3/h$ para garantizar un mayor rociado.

6. REFERENCIAS

- [1] Parkansky, D.; Vertullo, A.; Schultz, G. Sistema de Rociado de emergencia del reactor RP-10. CNEA, Informe de trabajo, 25-03-1988.
- [2] Reed Robert Burn. Final Report Technical - Emergency Core Cooling System. OIEA, Informe Técnico, Huarangal-Lima, 15-03-1996.
- [3] White, Frank. Mecánica de los Fluidos. Editorial Mc Graw Hill, España, 1990.

ANÁLISIS HIDRÁULICO DEL ACCIDENTE DE PÉRDIDA DE REFRIGERANTE (Loss of Coolant Accident, LOCA) EN EL REACTOR RP-10

Gallardo A. ⁽¹⁾ agallardo@ipen.gob.pe; Lázaro G. ⁽¹⁾ glazaro@ipen.gob.pe; Nieto M. ⁽¹⁾

(1) Departamento de Cálculo, Análisis y Seguridad – IPEN / Lima, Perú

RESUMEN

El accidente de pérdida de refrigerante que se postula es la rotura del tubo tangencial pasante (a los muros del reactor) en alguna parte dentro de la pileta del reactor, escapándose el agua del interior de la pileta del reactor al exterior a través de los extremos del tubo tangencial con conexión al exterior. Del análisis realizado se concluye que el sistema de control del ECCS debe actuar antes de los 7 minutos.

- 3) Los 2 extremos del tubo tangencial están abiertos porque fallo la cuchilla de cierre.
- 4) La temperatura del agua en la pileta del reactor durante el accidente es 40 °C.
- 5) El descenso del nivel de agua hasta 8 m, incluye el agua de la pileta del reactor, de pileta auxiliar y del canal entre piletas. Por debajo se considerará solo el agua de la pileta del reactor.
- 6) Flujo incompresible y cuasi-estacionario hasta por encima del núcleo del reactor.

1. HIPÓTESIS PARA EL CÁLCULO

- 1) Se deberá tener en cuenta el esquema de la figura 1.
- 2) El reactor está operando al máximo nivel de potencia de 12 Mwt.

$$\frac{p_1}{\gamma} + Z_1 + \frac{V_1^2}{2g} = \frac{p_3}{\gamma} + Z_3 + \frac{V_3^2}{2g} + K_{ent} \frac{V_2^2}{2g} + f_2 \frac{L_2}{D_2} \frac{V_2^2}{2g} + K_{exp} \frac{V_2^2}{2g} + f_3 \frac{L_3}{D_3} \frac{V_3^2}{2g} \quad (1)$$

Donde:

$$p_1 = p_3 = p_{atm}$$

γ = peso específico del refrigerante.

g = aceleración de la gravedad.

Z_1 = nivel de la superficie libre del agua en la pileta.

Z_3 = 1,30 m; nivel de referencia de salida del refrigerante.

V_i = velocidades de: descenso del nivel de agua (1), en los tramos interiores del tangencial (2) y en los tramos a la salida del tangencial (3).

K_i = coeficientes de pérdidas: de entrada y de expansión.

f_i = coeficientes de fricción en: tramos interiores y a la salida del tangencial.

L_i = longitudes de tramos interiores y a la salida del tangencial.

2. ECUACIONES DE CONSERVACIÓN

Ecuación de Conservación de la Energía

Teniendo en cuenta la figura 1, se tiene que la ecuación de Bernoulli modificada es:

D_i = diámetro interior de los tramos interiores y a la salida del tangencial.

Ecuación de Conservación de la Masa

La ecuación de conservación de la masa se simplifica a la ecuación de continuidad.

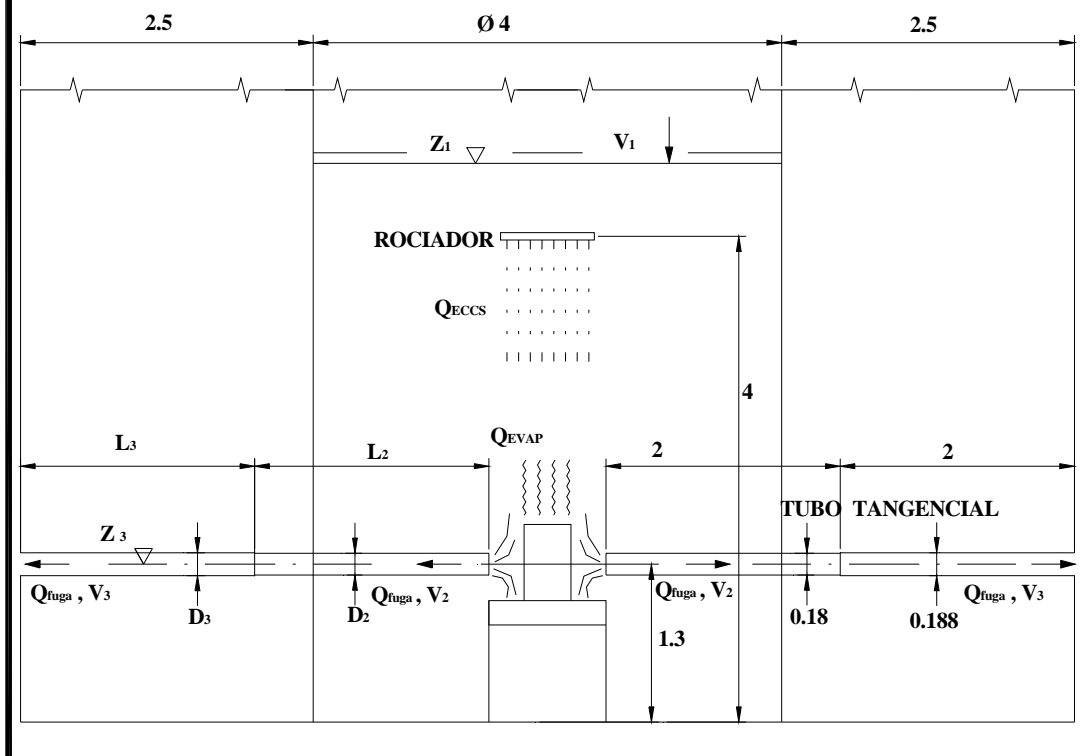
$$Q = V_1 A_1 = 2 V_2 A_2 = 2 V_3 A_3 \quad (2)$$

Donde:

Q = caudal de refrigerante que se evacua.

A_i = área de la superficie libre del agua (1), sección del tubo tangencial ocupada por el agua en los tramos interiores (2) y en los tramos exteriores (3).

FIGURA 1
ESQUEMA DEL ACCIDENTE DE PERDIDA DE REFRIGERANTE



Caudal del ECCS

Tal como se sugiere en el Informe Técnico de Análisis Hidráulico del Sistema de Refrigeración de Emergencia del Reactor RP-10, la evolución del caudal del ECCS se puede calcular según la siguiente expresión:

$$Q_{ECCS} = \frac{A_{TR} \cdot \sqrt{2 \cdot g \cdot (Z_{TR} + h)}}{K_p} \quad (3)$$

Donde:

- A_{TR} : es el área del tanque de reserva.
- g : es la aceleración de la gravedad.
- Z_{TR} : es el nivel de agua en el tanque de reserva.
- $h =$ es la altura adicional de caída de agua del ECCS, por el desnivel entre conexiones.
- K_p : La constante general de pérdidas, se obtiene de la misma ecuación (3), para los valores al inicio del funcionamiento del ECCS.

3. RESULTADOS

Tabla 1.

Z inicial	Tiempos medidos después del shutdown ¹ (s)								
	10,30 m			10,40 m			10,50 m		
Q _{ECCS} inicial m ³ /h	3,0 m ³ /h	4,0 m ³ /h	5,0 m ³ /h	3,0 m ³ /h	4,0 m ³ /h	5,0 m ³ /h	3,0 m ³ /h	4,0 m ³ /h	5,0 m ³ /h
Z ² = 10,005 m	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Z = 8,00 m	146,02	146,02	146,02	146,02	146,02	146,02	146,02	146,02	146,02
Z = 3,55 m	323,13	323,13	323,13	323,13	323,13	323,13	323,13	323,13	323,13
Z = 3,20 m	342,94	342,94	342,94	342,94	342,94	342,94	342,94	342,94	342,94
Z = 1,68 m	467,92	468,16	468,40	467,92	468,16	468,40	467,92	468,16	468,40
Z = 1,6275 m	475,21	475,47	475,73	475,21	475,47	475,74	475,20	475,47	475,73
Z = 1,6075 m	478,12	478,40	478,67	478,12	478,40	478,67	478,12	478,40	478,67
Z = 1,394 m	516,91	517,37	517,84	516,91	517,38	517,84	516,91	517,37	517,84
Z = 1,39 m	517,87	518,34	518,81	517,87	518,34	518,81	517,86	518,34	518,81
Z = 1,30 m	552,66	553,57	554,50	552,66	553,57	554,50	552,65	553,57	554,50

¹ Tiempo después del shutdown. Este tiempo es la diferencia entre el tiempo de inicio del accidente y el tiempo que demora el shutdown, desde el inicio del accidente.

² Nivel en que se da shutdown, aproximadamente.

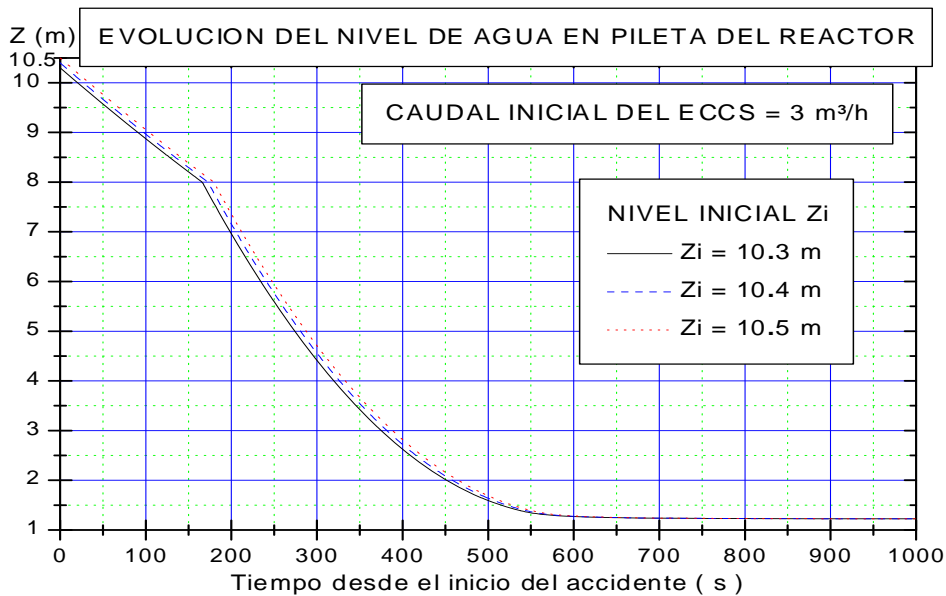


Figura 2.

4. REFERENCIAS

1. Streeter VL, Wylie EB. Mecánica de los Fluidos. 8ª edición, Editorial Mc Graw Hill, Colombia, 1995.
2. Gallardo A, Lázaro G, Nieto M. Análisis Hidráulico del Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo (ECCS) del reactor RP-10. Informe Técnico N° 001-98-DGI/DR/GCAS/PCMR/AGP.16-02-98.

ANÁLISIS TERMOHIDRÁULICO DEL ACCIDENTE DE PÉRDIDA DE REFRIGERANTE (Loss of Coolant Accident, LOCA) EN EL REACTOR RP-10

Gallardo A.⁽¹⁾ agallardo@ipen.gob.pe; Lázaro G.⁽¹⁾ glazaro@ipen.gob.pe;
Nieto M.⁽¹⁾

(1) Departamento de Cálculo, Análisis y Seguridad – IPEN / Lima, Perú

RESUMEN

El accidente de pérdida de refrigerante que se postula es la rotura del tubo tangencial pasante (a los muros del reactor) en alguna parte dentro de la pileta del reactor, escapándose el agua del interior de la pileta del reactor al exterior a través de los extremos del tubo tangencial, con conexión al exterior. Del análisis termohidráulico realizado se concluye que en caso de no contar con un Sistema de Refrigeración de Emergencia (ECCS) los elementos combustibles nucleares se fundirían; además, que el ECCS debe actuar al menos durante 150000 segundos para asegurar que la refrigeración con aire estanco sea suficiente para refrigerar a los elementos combustibles.

- 2) Los 2 extremos del tubo tangencial están abiertos porque fallo la cuchilla de cierre.
- 3) La temperatura del agua en la pileta del reactor al inicio del accidente es 40 °C.
- 4) El descenso del nivel de agua hasta 8 m, incluye el agua de la pileta del reactor, de pileta auxiliar y del canal entre piletas. Por debajo de 8 m se considerará solo el agua de la pileta del reactor.
- 5) La refrigeración del núcleo del reactor tendrá dos regímenes: convección forzada hasta el nivel 3.55 m (rompesifón) y por debajo de dicho nivel convección natural.
- 6) Flujo incompresible y cuasi-estacionario para el agua que fuga a través de las salidas del tubo tangencial.
- 7) El sistema de refrigeración de emergencia actuara a partir del nivel 3.2 m.

1. HIPÓTESIS PARA EL CÁLCULO

- 1) El reactor está operando a un nivel de potencia de 15 Mwt.

$$\dot{q}'' \cdot dA + k_p \cdot A_{SR} \cdot \frac{\partial^2 T_p}{\partial z^2} \cdot dz = dm_p \cdot C_p \cdot \frac{\partial T_p}{\partial t} + h \cdot (T_p - T_R) \cdot dA \quad (1)$$

donde:

- $\dot{q}'' \equiv \dot{q}''(z, t)$ flujo de calor (w/m²)
- $T_R \equiv T_R(z, t)$ temperatura del refrigerante (°C)
- $T_p \equiv T_p(z, t)$ temperatura de la placa combustible (°C)
- $k_p \equiv k_p$ conductividad térmica de la placa combustible (w/m-°C)
- h coeficiente de transferencia de calor por convección (w/m²-°C)
- A_{SR} área de la sección recta de la placa combustible (m²)
- dA diferencial de área a lo largo de la dirección axial (m²)

2. ECUACIONES PARA EL CÁLCULO

Ecuación en la Placa Combustible:

- dm_p diferencial de masa de la placa, incluye vainas y "meat" (kg)
- $C_p \equiv C_p(T_p)$ calor específico de la placa (incluye vaina y meat) (J/Kg-°C)
- z longitud "activa" axial con origen en el borde superior de la placa activa (m)
- dz diferencial de longitud "activa" a lo largo de la dirección axial (m)
- t tiempo (s)

Ecuación en el refrigerante:

Se considera que todo el calor que se trasmite por convección al refrigerante incrementa su energía interna y/o es extraído por el flujo de refrigerante. Luego, tenemos:

$$h \cdot (T_p - T_R) \cdot dA = dm_R \cdot C_R \cdot \frac{\partial T_R}{\partial t} + \dot{m}_R di \quad (2)$$

donde:

$C_R \equiv C_R(T_R)$ calor específico del refrigerante (J/Kg-°C)

dm_R diferencial de masa de refrigerante (Kg)

\dot{m}_R flujo de refrigerante (Kg/s)

$i \equiv i(T_R) \equiv i(z, t)$ entalpía del refrigerante (J/Kg)

$di = i(z + dz, t) - i(z, t)$

MODELO DE DISTRIBUCIÓN DEL CALOR GENERADO

El calor generado a lo largo de la placa combustible se modela a través de una distribución cosenoidal. Luego, la distribución de calor está dado por:

$$\dot{q}''(z, t) = \dot{q}''_{\max} \cdot \cos\left(\frac{\pi}{LE} \cdot \left(z - \frac{LA}{2}\right)\right) \cdot F_{pot} \quad (3)$$

donde:

LA es la longitud activa de la placa (m)

LE es la longitud extrapolada de la placa (m)

\dot{q}''_{\max} es el flujo calorífico máximo en el centro del canal caliente (w/m²-s)

$F_{pot} \equiv F_{pot}(t)$ es la fracción de potencia al tiempo t después del shutdown

Antes del shutdown $F_{pot} = 1$. Después del shutdown, F_{pot} se calcula según ANSI-5.1.

Donde t es el tiempo después del shutdown.

VELOCIDAD DEL AGUA EN ELEMENTO COMBUSTIBLE EN RÉGIMEN DE CONVECCIÓN FORZADA

Para el cálculo de la velocidad de ingreso del agua al canal de refrigeración haremos uso del modelo, en el que la fuerza boyante dada por la diferencia de densidades se equilibra con las fuerzas de fricción debidas al flujo, esto es, que de $F_{boyante} = F_{fricción}$, tenemos la siguiente relación:

$$g \cdot (\rho_{in} - \rho_m) \cdot LT \cdot S_{canal} = \frac{(\rho \cdot V)_{in}^2}{2} \left[\frac{1}{2 \cdot \rho_{in}} + \sum_{j=1}^{NT} \frac{\bar{f}_j \cdot \Delta z_j}{\rho_j \cdot D_h} + \frac{1}{\rho_{out}} \right] \quad (4)$$

3. RESULTADOS

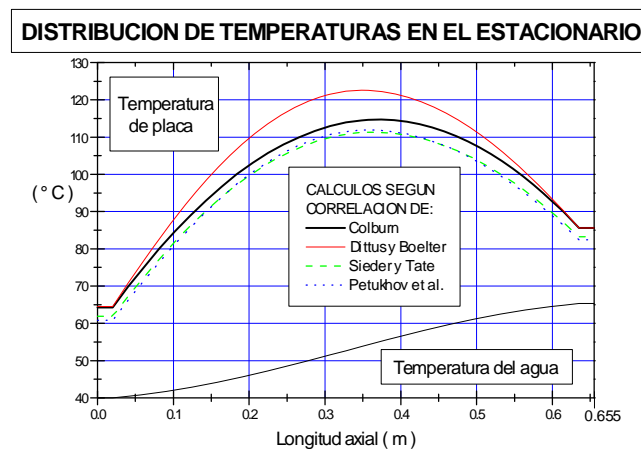


Figura 1. Distribución de temperaturas utilizando diferentes correlaciones.

EVOLUCION DE LAS TEMPERATURAS DESPUES DEL SHUTDOWN

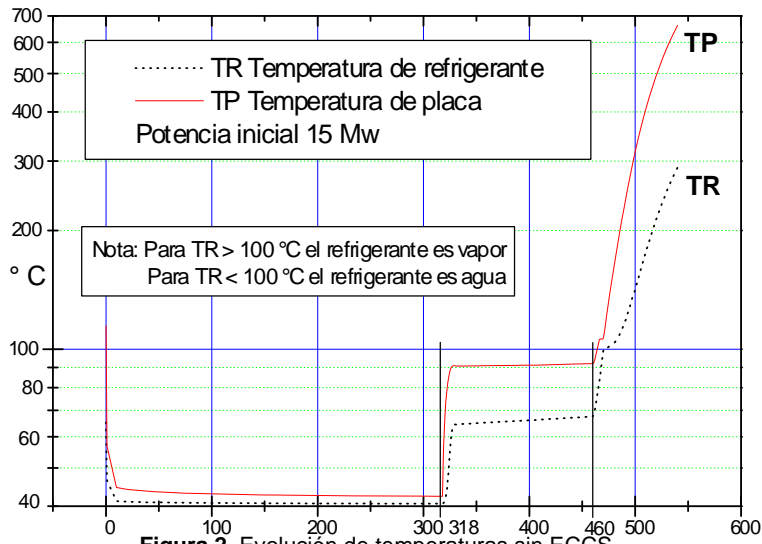


Figura 2. Evolución de temperaturas sin ECCS. tiempo después del shutdown (s)

EVOLUCION DE LA TEMPERATURA DE PLACA COMBUSTIBLE

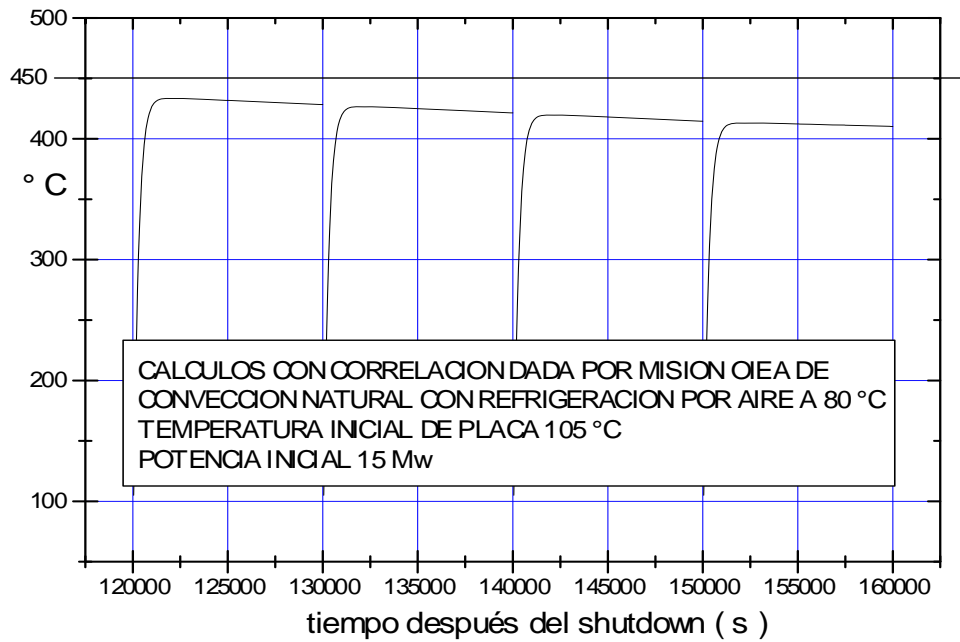


Figura 3. Evolución de temperaturas después de agotarse el ECCS.

4. REFERENCIAS

1. Incropera, Frank; De Witt, David. Fundamentals of Heat and Mass Transfer. 3ra edición, Ed. John Wiley & Sons, 1990.
2. Holman, J.P. Transferencia de Calor. Sexta reimpresión, Ed. Continental, 1993.
3. El-Wakil, M.M. Nuclear Heat transport. International Texbook Co., Scranton, Pa., 1971.
4. Smith, R.S.; Woodruff, W.L. Thermal-hydraulic Analysis and Safety Margins for Natural Convection Cooled Research reactors. Reporte Interno, Argonne National Laboratory, 1987.
5. Burn, Reed Robert. Emergency Core Cooling System. Informe Final, Misión OIEA, Huarangal, 15 de marzo de 1996.
6. Gallardo P, Alberto. Análisis Hidráulico del Sistema de refrigeración de Emergencia del Núcleo (Emergency Core Cooling System, ECCS) del Reactor RP-10. Informe Técnico N° 001-98-DGI/DR/GCAS/PCMR/AGP.
7. Parkansky, D.; De Notta, H. Reactores Tipo Piscina. Pérdida de Refrigerante. Análisis Experimental de seguridad. Informe de trabajo 1023/83, CNEA, Argentina, 10 de mayo de 1983.

THE DIFFERENTIAL PERTURBATIVE METHOD APPLIED TO SENSITIVITY ANALYSIS FOR WATERHAMMER PROBLEMS IN HYDRAULIC NETWORKS

(This paper was published in Applied Mathematical Modelling 25 (2001) 1117-1138.
See in <http://www.elsevier.com/locate/apm>)

Jorge L. Baliño⁽¹⁾ jlbaliño@net.ipen.br; Axel E. Larreteguy⁽²⁾ alarreteguy@uade.edu.ar;
Alicia C. Lorenzo⁽³⁾ alicia@thor.biof.ufrj.br; Gallardo A.⁽⁴⁾ agallardo@ipen.gob.pe;
Fernando de Andrade Lima⁽⁵⁾ falima@elogica.com.br

(1) Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo – SP, Brazil

(2) Universidad Argentina de la Empresa, Bs. Aires, Argentina

(3) Universidade Federal do Rio de Janeiro, Rio de Janeiro, Brazil

(4) Instituto Peruano de Energía Nuclear, Lima, Perú

(5) Universidade Federal de Pernambuco, Recife, Brazil

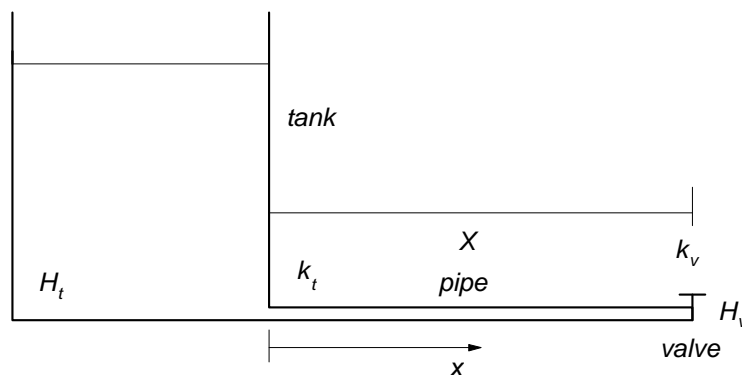
ABSTRACT

In this paper the differential perturbative method was applied to the sensitivity analysis for waterhammer problems in hydraulic networks. Starting from the classical waterhammer equations in a single-phase liquid with friction (the direct problem) the state vector comprising the piezometric head and the velocity was defined. Applying the differential method the adjoint operator, the adjoint equations with the general form of their boundary conditions, and the general form of the bilinear concomitant were calculated for a single pipe. The calculation of the sensitivity coefficients takes into account the cases in which the parameters under consideration influence the initial condition. For these cases, the calculation can be performed by solving sequentially two perturbative problems: the first one is non-steady, while the second one is steady, with an appropriate selection of a

weight function coming from the unsteady perturbative problem. As an example, a constant-level tank connected through a pipe to a valve discharging to atmosphere was considered. The corresponding sensitivity coefficients due to the variation of different parameters by using both the differential method and the response surface generated by solver of the direct problem, were also calculated. The results obtained with these methods show excellent agreement. In this summary single part of an application example is shown.

APPLICATION EXAMPLE

Let us consider the problem of a single pipe connected at the end $x=0$ to a constant-level tank, while the end $x=X$ is connected to a valve discharging to atmosphere, as shown then:



Direct equations. The direct boundary conditions for this case are:

$$C_1 \equiv H + \frac{1}{2g} (V^2 + k_t V |V|) - H_t = 0 \quad \text{at } x = 0 \quad (1)$$

$$C_2 \equiv H - \frac{1}{2g} k_v V |V| - H_v = 0 \quad \text{at } x = X \quad (2)$$

$$C_3 \equiv H - \tilde{H} = 0 \quad \text{at } t = 0 \quad (3)$$

$$C_4 \equiv V - \tilde{V} = 0 \quad \text{at } t = 0 \quad (4)$$

were C_1 and C_2 represent the boundary conditions at the tank and at the valve, while C_3 and C_4 represent the initial conditions in steady state.

Derived equations. The derived boundary conditions result:

$$H_{/i} + V_{/i} \frac{1}{g} (V + k_t |V|) + C_{1/i} = 0 \quad \text{at } x = 0 \quad (5)$$

$$H_{/i} - V_{/i} \frac{k_v}{g} |V| + C_{2/i} = 0 \quad \text{at } x = X \quad (6)$$

$$H_{/i} - \tilde{H}_{/i} = 0 \quad \text{at } t = 0 \quad (7)$$

$$V_{/i} - \tilde{V}_{/i} = 0 \quad \text{at } t = 0 \quad (8)$$

Adjoint equations and bilinear concomitant. The adjoint boundary conditions result:

$$C_1^* \equiv \frac{a^2}{g} H^* - (V + k_t |V|) V^* = 0 \quad \text{at } x = 0 \quad (9)$$

$$C_2^* \equiv \frac{a^2}{g} H^* + k_v |V| V^* = 0 \quad \text{at } x = X \quad (10)$$

$$C_3^* \equiv H^* = 0 \quad \text{at } t = 0 \quad (11)$$

$$C_4^* \equiv V^* = 0 \quad \text{at } t = 0 \quad (12)$$

The bilinear concomitant can be calculated as:

$$\begin{aligned} P = & \int_0^X [H^*(x,0) \tilde{H}_{/i}(x) + V^*(x,0) \tilde{V}_{/i}(x)] dx \\ & + \int_0^T C_{2/i}(X,t) g V^*(X,t) dt \\ & - \int_0^T C_{1/i}(0,t) g V^*(0,t) dt \end{aligned} \quad (13)$$

Definition of the sensitivity problem. We consider the hydraulic system in a steady state for $t \leq 0$. For $t \geq 0$ the valve is operated in such a way that the friction coefficient changes linearly from k_{vi} to k_{vf} in a time interval τ , as shown then:

$$k_v = \begin{cases} k_{vi} + \frac{k_{vf} - k_{vi}}{\tau} & \text{for } 0 \leq t \leq \tau \\ k_{vf} & \text{for } t > \tau \end{cases} \quad (14)$$

Two different values of the reference time T ($T = \tau/2$ and $T = 20\tau$) were chosen. Consequently. The closure time τ has been chosen equal to the period of the perturbation ($4X/a$). For $T = \tau/2$ we get the maximum value of the piezometric head at the valve, while for $T = 20\tau$ a new steady state is achieved. They are tabulated in Tables 1 and 2 along with the sensitivities evaluated by obtaining direct solutions with the selected perturbed parameters, using the code WHAT.

Since the parameters chosen are only related to the boundary condition at the valve, namely Eq. (117), we finally get for the sensitivity coefficients:

$$\frac{\delta R}{\delta k_{vf}} = \int_0^T \frac{\partial C_2}{\partial k_{vf}} g V^*(X, t) dt \quad (15)$$

where:

$$\frac{\partial C_2}{\partial k_{vf}} = \begin{cases} 0 & \text{for } t < 0 \\ -\frac{1}{2g} V |V| \frac{t}{\tau} & \text{for } 0 \leq t \leq \tau \\ -\frac{1}{2g} V |V| & \text{for } t > \tau \end{cases} \quad \frac{\delta R}{\delta \tau} = \int_0^T \frac{\partial C_2}{\partial \tau} g V^*(X, t) dt$$

$$\frac{\partial C_2}{\partial \tau} = \begin{cases} 0 & \text{for } t < 0 \\ \frac{1}{2g} \frac{k_{vf} - k_{vi}}{\tau} V |V| \frac{t}{\tau} & \text{for } 0 \leq t \leq \tau \\ 0 & \text{for } t > \tau \end{cases}$$

Table 1. Sensitivity coefficients for $T = \tau/2$.

<i>Node</i>	<i>01</i>		<i>06</i>		<i>11</i>	
	WHAT	SANWHAT	WHAT	SANWHAT	WHAT	SANWHAT
$\frac{\delta H}{\delta k_{vf}} [m]$	2,83 10^{-5}	2,83 10^{-5}	9,65 10^{-3}	9,64 10^{-3}	2,06 10^{-2}	2,06 10^{-2}
$\frac{\delta V}{\delta k_{vf}} [m/s]$	-1,81 10^{-4}	-1,81 10^{-4}	-1,71 10^{-4}	-1,71 10^{-4}	-1,38 10^{-4}	-1,38 10^{-4}
$\frac{\delta H}{\delta \tau} [m]$	-0,34	-0,33	-115,6	-115,5	-247,0	-247,1
$\frac{\delta V}{\delta \tau} [m/s]$	2.170	2.171	2.050	2.051	0.65	0.66

Table 2. Sensitivity coefficients for $T = 20 \tau$.

Node	01		06		11	
	WHAT	SANWHAT	WHAT	SANWHAT	WHAT	SANWHAT
$\frac{\delta H}{\delta k_{vf}} [m]$	4,11 10^{-6}	4,14 10^{-6}	6,15 10^{-5}	5,27 10^{-5}	1,19 10^{-4}	1,01 10^{-4}
$\frac{\delta V}{\delta k_{vf}} [m/s]$	-1,13 10^{-4}	-1,14 10^{-4}	-1,13 10^{-4}	-1,14 10^{-4}	-1,13 10^{-4}	-1,14 10^{-4}
$\frac{\delta H}{\delta \tau} [m]$	-6,0 10^{-8}	-7,1 10^{-8}	-8,2 10^{-5}	-8,4 10^{-5}	-8,2 10^{-5}	-8,7 10^{-5}
$\frac{\delta V}{\delta \tau} [m/s]$	1,8 10^{-6}	2,0 10^{-6}	1,8 10^{-6}	2,0 10^{-6}	3,3 10^{-6}	3,6 10^{-6}

CONCLUSIONS

From Tables 1 and 2 it can be observed that the agreement between the results obtained from the codes WHAT and SANWHAT is excellent for short observation times.

The development of the sensitivity theory by the differential method for a general waterhammer problem was outlined. The adjoint equations and the general form of the bilinear concomitant were obtained. The methodology was applied to a simple problem, showing excellent agreement between the sensitivity coefficients calculated with the differential method and the ones obtained via the solution of many perturbed direct problems. The authors hope that this paper will encourage the use of perturbative methods for sensitivity analysis in different areas of Engineering Science.

REFERENCES

- [1] Chaudhry, M. H., *Applied Hydraulic Transients*, Van Norstrand Reinhold Comp., 1979.
- [2] Baliño, J., Carrica, P. & Larreteguy, A., *Transitorios de ondas de presión en el sistema de alimentación de los generadores de vapor de la CNA1*, IX Brazilian Meeting on Reactor Physics and Thermal-hydraulics, Caixambu, Brasil, 1993 (in spanish).
- [3] Andrade Lima, F. R., *Aplicações de Métodos Perturbativos ao Modelo Mult-Canal COBRA IV-1 para Cálculos de Sensibilidade em Núcleos de Reatores Nucleares*, Doctoral Thesis, COPPE/UFRJ, Brasil, 1990 (in portuguese).
- [4] Streeter, V. & Wylie, E. B., *Fluid Mechanics*, 6th ed., McGraw-Hill, New York, 1975.
- [5] Cacuci, D. G., Oblow, E. M., Marable, J. H. & Weber, C. F., *Sensitivity Theory for General Systems of Nonlinear Equations*, Nucl. Sci. Eng., vol. 75, p. 88, 1980.
- [6] Lorenzo, A. C., *Aplicación del Método Perturbativo Diferencial para el Análisis de Sensibilidad en Problemas de Propagación de Ondas de Presión en Redes Hidráulicas*, Tesis de Licenciatura en Ciencias Físicas, Facultad de Ciencias Exactas y Naturales, Universidad de Buenos Aires, Argentina, 1995 (in spanish).
- [7] Baliño, J., Larreteguy, A., Lorenzo, A. & Lima, F. R. A., *Application of Perturbation Methods and Sensitivity Analysis to Waterhammer Problems in Hydraulic Networks*, Annals of X Brazilian Meeting on Reactor Physics and Thermal-hydraulics, pp. 184-189, Aguas de Lindoia, Brasil, August 1995.
- [8] Gallardo Padilla, A., *Aplicación del Método Perturbativo Diferencial al Análisis de Sensibilidad en Problemas de Golpe de Ariete en Redes Hidráulicas*, Tesis de Maestría en Ciencias,

- Universidad Nacional de Ingeniería,
Facultad de Ciencias, Lima, Perú, 1997.
- [9] Baliño, J. L., Larreteguy, A. E. & Gallardo Padilla, A., The Importance Function in Waterhammer Problems, XI Brazilian Meeting on Reactor Physics and Thermal-hydraulics (in CD), Poços de Caldas, Brasil, August 1997.
- [10] White, F. W., *Fluid Mechanics*, Mc Graw-Hill Book Company, 1979.
- [11] Parmakian, J., *Waterhammer Analysis*, Dover Publications Inc., 1963.
- [12] Larreteguy, A., Carrica, P., Baliño, J. & Santa Ana, P., *WHAT (Water Hammer Analysis in Tubes): manual del programa*, Informe Técnico CNEA-CAB 3509, 1993.

EVALUACIÓN TERMOHIDRÁULICA DEL NÚCLEO DEL REACTOR RP-10 PARA DETERMINAR LA MÁXIMA POTENCIA

Cáceres G.⁽¹⁾ gcaceres@ipen.gob.pe; Nieto M.⁽¹⁾

(1) Departamento de Cálculo, Análisis y Seguridad – IPEN / Lima, Perú

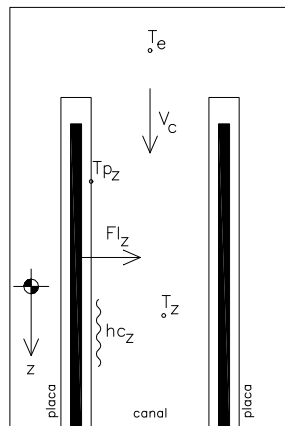
RESUMEN

$$T_{\text{sat}z} = T_{\text{sat}100} * \left(\frac{P_z}{P_{\text{atm}}} \right)^{0.255}$$

Se ha evaluado los parámetros termohidráulicos del núcleo del reactor RP-10 a partir del canal más exigido térmicamente. Determinación de potencia térmica máxima de operación, considerando los márgenes de seguridad y tratamiento estadístico de los factores de incertidumbre.

MODELACIÓN TERMOHIDRÁULICA

Se define como volumen de control del modelo al canal más exigido en el núcleo del reactor, pudiendo ser este canal formado por dos placas combustibles (canal normal) o una placa combustible y una placa guía de las barras de control (canal reducido). Para determinar el canal más exigido, se hace uso del factor pico de potencia, este se define como la relación entre el flujo térmico máximo y el flujo térmico promedio.



La potencia térmica y el flujo térmico es únicamente producido por la fisión del uranio contenido en las placas de los elementos combustibles, y es transferido al refrigerante que circula por el canal.

OBJETIVOS

- Evaluar los parámetros termohidráulicos en el núcleo del reactor a partir de un análisis al canal más exigido del núcleo.

- Determinar el valor de los parámetros termohidráulicos durante una operación a una potencia determinada.
- Determinar la máxima potencia de operación para las diferentes condiciones limitantes determinadas por los márgenes de seguridad y lograr una disminución en los costos de operación.

PROCEDIMIENTO DE CÁLCULO

Determinación del Flujo Térmico Máximo:

Para una potencia térmica se calcula el flujo térmico promedio, dividiendo la potencia térmica (w) entre el área total de las placas de los elementos combustibles (cm²). Para determinar el flujo térmico máximo, se multiplica el factor pico de potencia por el flujo promedio. Este flujo está ubicado en el punto medio de la placa combustible materia de estudio.

$$Fl_0 = \frac{Pot}{S_c * N_p} * K_{Ft}$$

Distribución Axial del Flujo Térmico: El flujo térmico a lo largo de la placa combustible tiene una distribución que se aproxima a una función cosenoidal, pudiendo determinarse la siguiente distribución axial:

$$Fl_z = Fl_0 * \cos\left(\frac{\pi * z}{2 * L_p}\right)$$

Generación de Potencia Térmica: Considerando un área diferencial en la cara frontal de la placa se expresa:

$$dFl_0 = Fl_z * \cos\left(\frac{\pi * z}{2 * L_p}\right) * P_c * dz$$

Distribución de Temperaturas: Por transferencia de calor se tiene:

$$dFl_z = dP_{\text{refri}}$$

Se define la temperatura en el sentido axial del refrigerante como:

$$dP_{\text{refr}} = m * C_p * dT$$

Operando luego de igualar las expresiones, se tiene:

$$T_z = T_e + \frac{2 * P_c * L_p}{\rho * C_p * S * V_c} * \frac{Fl_0}{\pi} \left[\text{sen} \left(\frac{\pi * z}{2 * L_p} \right) + \text{sen} \left(\frac{\pi * L}{2 * L_p} \right) \right]$$

Para la distribución de temperaturas en la pared de la placa se emplea:

$$P_{\text{plac}_z} = h_{cz} * (T_{pz} - T_z)$$

Donde se define

$$T_{pz} = T_z + \frac{Fl_z}{h_{cz}}$$

El régimen del flujo del refrigerante define el Número de Nusselt, luego tenemos:

$$h_{cz} = \frac{K}{L} * Nu$$

Evolución de la Temperatura de Saturación: Se obtiene una relación a partir de los valores de temperatura y presión del agua en el estado de líquido saturado.

Evolución de la Temperatura de Ebullición Nucleada: Esta es la temperatura que determina el inicio de la ebullición nucleada (*ONB: Onset of nucleate boiling*), que origina pequeñas burbujas de vapor de agua en la superficie de las placas. Esta es una condición limitante Para el cálculo se usa la correlación de Foster & Greif.

Definiéndose:

$$dT_{\text{sat}_z} = 4.57 * Fl_z^{0.35} * P_z^{-0.23}$$

$$T_{\text{eb}_z} = T_{\text{sat}_z} + dT_{\text{sat}_z}$$

Flujo Térmico para Burn Out: Es el que define el fenómeno en el cual se produce el efecto de *Deperture from Nucleate Boiling* (DNB), en el cual la diferencia entre las temperaturas de pared y de saturación alcanzan magnitudes elevadas bruscamente. La correlación de Mirkshark calcula esta condición.

$$Q_c = 151 * Q_1 * Q_2 * Q_3$$

Donde se define:

$$Q_1 = 1 + 0.1198 * V_c$$

$$Q_2 = 1 + 0.00914 * dT_{\text{subenfriamiento}}$$

$$Q_3 = 1.0.19 * P_z$$

$$dT_{\text{subenfriamiento}} = T_{\text{sat}_z} - T_z$$

Se define un margen de seguridad para el fenómeno de Burn Out:

$$R_b = \frac{Q_c}{Fl_z}$$

Cálculo de la Potencia de Excursión de Flujo Inestable: Existe una relación entre la caída de presión en el canal y el flujo másico de refrigerante que fluye por él. Para un flujo térmico el refrigerante se vaporiza, generando un desbalance que ocasiona temperaturas altas. La ecuación que gobierna este efecto es:

$$FRD_z = \frac{(4.18 * V_c * S_1) * (T_{\text{sat}} - T_E) * Fl_z}{1 + 3.15 * \frac{D}{2 * L} * (1.08 * V_c * \rho)^{0.29} * Pot}$$

Se define un margen de seguridad para el fenómeno de redistribución de flujo dado por:

$$R_r = \frac{FRD_z}{Fl_z}$$

Altura de Agua en el Rompesifón: Es condición limitante de la velocidad del refrigerante y como consecuencia del caudal de refrigeración, donde se determina una velocidad máxima para evitar que las pérdidas de presión en el sistema de refrigeración produzcan una disminución menor a 1,50 m de columna de agua en el rompesifón.

Velocidad Crítica del Refrigerante: Es otra condición limitante de la velocidad del refrigerante, que determina una velocidad crítica donde la depresión producida en el canal genera fuerzas capaces de deformar la geometría del mismo produciendo una disminución del flujo de refrigerante.

EVALUACIONES REALIZADAS

La evaluación termohidráulica bajo esta modelación puede realizarse para toda configuración del núcleo en cualquier modo de funcionamiento. Para los modos de convección forzada se tomó la configuración del núcleo 17 para los modos I, II, III, V, VI, cuyos resultados se muestran a continuación.

Datos de Entrada:

DATOS DE ENTRADA						
Mod	Ncn	Ncc	Kt	Te (°C)	Qt (m³/hr)	DPn (mbar)
I	21	5	2,557	40	1640,0	308,0
II	21	5	2,557	40	1130,0	150,0
III	21	5	2,557	40	578,0	41,0
V	21	5	2,557	40	1480,0	244,0
VI	21	5	2,557	40	881,0	92,0

Condiciones Limitantes:

- Temperatura de pared $T_{pz} < 130^{\circ}\text{C}$
- Temperatura de pared $T_{pz} < \text{Temp. de ebullición}$
- Margen Flujo Burn Out $R_b < 2,0$
- Margen Flujo de Redistribución $R_r < 2,0$
- Altura de columna de agua en rompесifón $> 1,50\text{ m}$
- Velocidad refrigerante $<$ velocidad crítica

Factores de Incertidumbre: Son factores propuestos para corregir los posibles errores en la fabricación, medición y/o cálculo. El tratamiento realizado a estos factores en esta oportunidad es el tratamiento estadístico, el cual realiza un análisis estadístico de las probabilidades de ocurrencia de estos factores en los parámetros analizados.

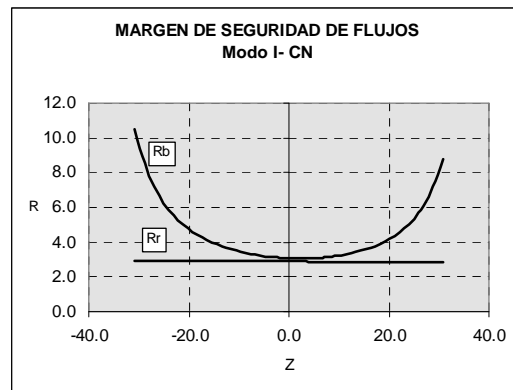
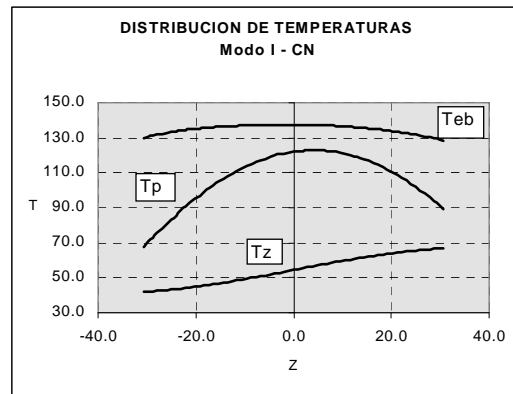
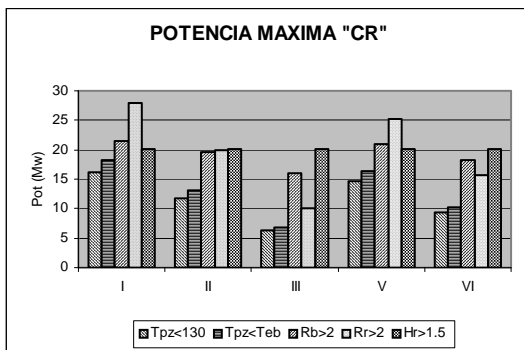
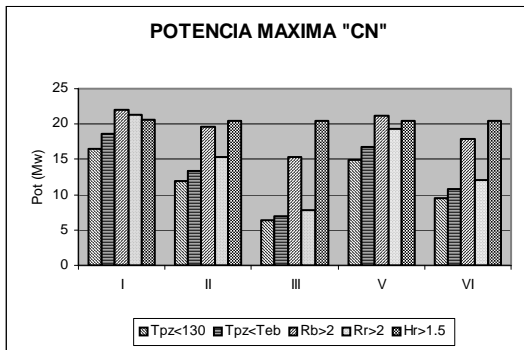
Resultados Obtenidos:

Mediante cálculos se consiguen las siguientes potencias térmicas máximas para cada modo de operación bajo las condiciones limitantes. Se realiza el análisis en el canal normal (CN) y el canal reducido (CR).

Si determinamos que la máxima potencia de operación, para los diferentes modos de operación a partir del análisis termohidráulico en el núcleo del reactor, son las que se indican:

POTENCIA MÁXIMA					
Modo	I	II	III	V	VI
Pot.	15,0	10,0	5,0	13,0	8,0

Determinadas las potencias máximas de operación, mostramos a continuación el comportamiento de los parámetros termohidráulicos para el canal normal (CN) en el Modo I para una potencia térmica de 15 Mw. El comportamiento de los parámetros en el canal reducido (CR) para este modo y en general para los otros modos de operación son similares a los aquí mostrados, teniendo algunas variación no muy significativa por las condiciones propias de operación, pero en ningún caso sobrepasando las condiciones limitantes.



COMENTARIOS

Este análisis determina la máxima potencia que el núcleo del reactor puede generar, pero existen limitaciones en el sistema secundario. Los intercambiadores de calor y las torres de enfriamiento fueron diseñados para la potencia nominal del reactor, necesitando modificaciones para la nueva potencia propuesta (aumento de placas para los intercambiadores de calor y reducción de pérdidas hidráulicas en el sistema de refrigeración).

Este estudio sirvió de base para la implementación de los modos de operación actual con costos de operación menor, cumpliendo con los objetivos iniciales del proyecto.

NOMENCLATURA

Cp : calor específico del agua
Flz : flujo térmico local
Flo : flujo térmico máximo.
hcz : coeficiente convectivo
K : coeficiente de conductividad térmica
KFt : factor pico de potencia.
Lp : longitud extrapolada
m : flujo másico
Ncc : número de elementos combustibles de control
Ncn : número de elementos combustibles normales

Np : número total de placas en el núcleo.
Nu : número de Nusselt
Pc : perímetro mojado del canal
Pot : potencia térmica del reactor.
Prefri : calor transferido al refrigerante
 ρ : densidad del agua
Sc : área total de la placa combustible.
Te : temperatura de entrada al canal
Teb : temperatura de ebullición
Tpz : temperatura de pared
Tsat : temperatura de saturación
Tz : temperatura del refrigerante
z : eje de coordenadas

REFERENCIAS

- [1] Cáceres G. Proyecto de Subida de Potencia del Reactor RP10 del IPEN - Evaluación Termohidráulica del Núcleo del Reactor. Tesis de Grado. 1997.
- [2] Nieto M.; Lázaro G. Cálculo Termohidráulico Para la Subida de Potencia del Reactor de Investigación RP10. Instituto Peruano de Energía Nuclear. Lima. Mayo 1989.
- [3] Parkansky D.; García A.; Dellepiane J. Memoria de Cálculo Termohidráulico del Núcleo del reactor RP10. Proyecto Centro Atómico Perú. Comisión Nacional de Energía Atómica. Argentina. 1979.
- [4] Kreith F. Principios de Transferencia de Calor. Editorial Herrero Hermanos, sucesores. México 1970.

MEDICIÓN DEL COEFICIENTE DE REACTIVIDAD POR VACÍO DEL NÚCLEO 7A4 DEL REACTOR RP-0

Bruna R. ⁽¹⁾ rbruna@ipen.gob.pe; Paredes P. ⁽²⁾ yener@mixmail.com;
Oré J. ⁽³⁾ uliojore@yahoo.com

- (1) Departamento de Cálculo, Análisis y Seguridad – IPEN / Lima, Perú
(2) Universidad Nacional Mayor de San Marcos / Lima, Perú
(3) Universidad Nacional de Ingeniería / Lima, Perú

RESUMEN

Se presenta los resultados de la estimación del coeficiente de reactividad por vacío del núcleo 7A4 del reactor RP-0 mediante Cinética Inversa y Ruido Neutrónico, para ello se utilizó una cámara de ionización compensada ubicada en la posición E2 del núcleo. La experiencia se realizó a una potencia de 0,47 W, la cual fue monitoreada por el mismo equipo de medición, como vacío se utilizó espadas de aluminio en diferentes configuraciones dentro del núcleo del reactor. Los resultados son evaluados mediante la teoría de perturbaciones a un grupo de energía.

Siendo:

- # : número de espadas
- $\$_{se}$: reactividad sin espadas
- $\$_{ce} (\# \text{ esp})$: reactividad con # espadas
- V_{se} : volumen del vacío sin espadas = 0
- $V_{se} (\# \text{ esp})$: volumen del vacío con # espadas

Es necesario realizar correcciones por la introducción del material en el reactor. Por la aplicación del aluminio, se usó las constantes obtenidas con el espectro maxwelliano, por lo que es como factor de corrección $R = 1,09$ [1].

RESULTADOS

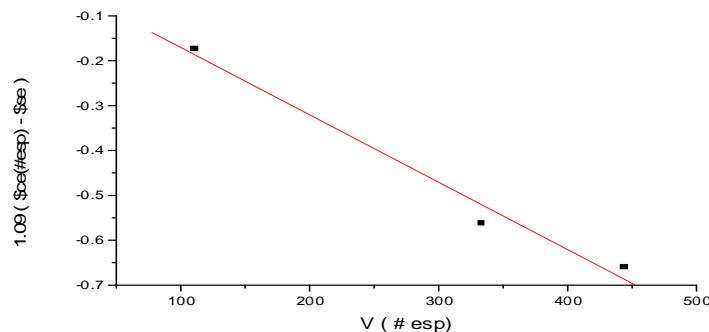
De la ecuación

$$\alpha_v = R \frac{\partial \$}{\partial V} = R \frac{\$_{ce} (\# \text{ esp}) - \$_{se}}{V_{ce} (\# \text{ esp}) - V_{se} (=0)}$$

Además:

$$R (\$_{ce} (\# \text{ esp}) - \$_{se}) = \alpha_v V_{ce} (\# \text{ esp})$$

V (1 espada)=		27,77	cm ³	\$se (# esp) =		1,052
# espadas	V (# esp.)	\$ce (# esp)	1,09(\$ce-\$se)	Coef. Vacío (\$/cm ³)		
16	444,32	0,447	-0,65945	-0,001484178		
12	333,24	0,536	-0,56244	-0,001687793		
4	111,08	0,893	-0,17331	-0,001560227		



Análisis estadístico:

Regresión Lineal $Y = A + B * X$

Parámetro	Valor	Error	R	SD	N	P
A	-0,02055	0,07106	-0,98968	0,05215 3	0,09155	
B	-0.0015	2.17308E-4				

Resultando: $\alpha_v = -0,0015 \pm 0,0002 \text{ \$/cm}^3$.

CONCLUSIONES

Se halló el coeficiente de reactividad por vacío para el núcleo 7A4 resultando $\alpha_v = -0,0015 \pm 0,0002 \text{ \$/cm}^3$ para $R = 1,09$; el valor negativo garantiza mecanismos intrínsecos de seguridad.

BIBLIOGRAFÍA

- (1)Gómez A., Waldman R. Medición de los coeficientes de reactividad por temperatura y por vacío del reactor RA-0. CNEA. C.RCN.ITE. 1028. 1994.
- (2)Ricabarra GM. Determinación del coeficiente de reactividad de vacío en núcleo RA-2. PEO1-06-99-0400-0011-FG-0.

ESTIMACIÓN DE LA EFECTIVIDAD DE LAS BARRAS DE CONTROL DEL NÚCLEO 7A2 DEL REACTOR RP-0 POR EL MÉTODO DE ROD-DROP UTILIZANDO UNA CÁMARA DE IONIZACIÓN COMPENSADA

Bruna R.⁽¹⁾ rbruna@ipen.gob.pe; Paredes P.⁽²⁾ yener@mixmail.com;
Oré J.⁽³⁾ uliojore@yahoo.com; Giol R.⁽⁴⁾ rgiol@ipen.gob.pe;
Ramos F.⁽⁴⁾ framos@ipen.gob.pe; Veramendi E.⁽⁵⁾ everamendi@ipen.gob.pe

- (1) Departamento de Cálculo, Análisis y Seguridad – IPEN / Lima, Perú
(2) Universidad Nacional de San Marcos / Lima, Perú
(3) Universidad Nacional de Ingeniería / Lima, Perú
(4) Departamento de Operación – IPEN / Lima, Perú
(5) Departamento de Mantenimiento RP-10 – IPEN / Lima, Perú

1. RESUMEN

Se presenta los resultados de estimación del valor de las cuatro barras de control por el método de Rod-Drop para el núcleo 7A2 del reactor RP-0, para lo cual se ha usado el "modelo de reactor puntual", el equipo "Cinética Inversa – Ruido Neutrónico" y una cámara de ionización compensada ubicada en la posición E2 del núcleo. En todo momento se conocía la potencia del reactor, el cual fue calibrado con el mismo equipo.

2. RESULTADOS

Una aplicación de la cinética inversa es el método denominado "rod-drop". Este método se usa para estimar la efectividad β_0 de las barras de control y/o la reactividad de extinción. En este método se parte del reactor crítico-estacionario y a $t = t_0$ se introduce en forma rápida en un tiempo Δt_C una reactividad negativa:

$$\beta(t) = \beta_0 * R(t)$$

Con el método de de rod-drop basado en el *modelo de reactor puntual*, se obtienen estimaciones de β_0 que designaremos en β_{op} , β_{od} y β_{oi} . La primera β_{op} se obtiene ajustando los valores de $\beta_p(t_k)$ con una constante a partir de $t_k > \Delta t_C$. La segunda β_{od} se obtiene a partir de la fórmula correspondiente a la aproximación del "salto instantáneo" que

evalúa el cambio relativo de $n(t)$ fórmula del llamado método "rod-drop integral" que se obtiene de las ecuaciones del *modelo de reactor puntual* para una inserción de reactividad tipo escalón.

Las estimaciones β_{op} , β_{od} y β_{oi} de β_0 que se obtienen midiendo $C_N(t)$ están afectadas por los efectos espaciales y deben corregirse por factores que tengan en cuenta el cambio en la función de forma. En los dos últimos casos además debe tenerse en cuenta que la inserción de reactividad se realiza en un tiempo $\Delta t_C > 0$, con lo cual es necesario obtener el valor de $C_N(t)$ extrapolando al instante en que se comienza introducir la reactividad que designaremos C_{Ns} .

Barra de Control	Reactividad en β
BC1	4,956 ± 0,009
BC2	5,165 ± 0,010
BC3	3,961 ± 0,005
BC4	3,796 ± 0,004

3. REFERENCIAS

- (1) Gómez A., Waldman R. A method to reduce space-time effects in the measurement of reactivities by the drop-drop technique. Ann. Nucl. Energy, vol 21, No 10 pp 613-628. 1994.
- (2) Gómez A. Medición de parámetros cinéticos en el RA-4. CNEA.C.RCN.ITE. 097.

ANÁLISIS NEUTRÓNICO PARA EL USO DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES TIPO SILISURO (U_3Si_2 -Al) EN EL RP-10

Cuya T.⁽¹⁾ rcuya@ipen.gob.pe, Ravnik M.⁽²⁾

(1) *Departamento de Cálculo, Análisis y Seguridad – IPEN / Lima, Perú*
(2) *Reactor Physics Division – L Josef Stefan Institute / Ljubljana, Slovenia*

RESUMEN

Se muestra un análisis neutrónico para la factibilidad del uso de elementos combustibles tipo silisuros en el reactor RP-10.

Se hace una comparación de los parámetros neutrónicos de importancia para el núcleo de arranque del RP-10 compuesto por elementos de óxido de uranio y silisuros. Se demuestra desde el punto de vista neutrónico, que tener un núcleo compuesto por este tipo de elementos no conllevaría a realizar modificaciones en las instalaciones del reactor.

1. CONTENIDO

El análisis neutrónico tiene como primer paso la realización del modelo de celda, tomando en cuenta, las densidades, temperatura, espectro de energía y la adecuada homogenización de las celdas básicas constituyentes del reactor. La dependencia de las secciones eficaces del U_3Si_2 -Al con la temperatura se asumieron igual al de U_3O_8 -Al. Esperando que esto no introduzca mayores errores en el rango de 20 a 40°C.

Es así que usando el código WIMSD2 [1], un conjunto de datos nucleares tuvo que generarse para cada uno de los materiales:

Elemento combustible normal
Elemento combustible de control
Barra fina
Caja de agua
Caja de irradiación
Elemento reflector de grafito
Elemento reflector de berilio

La información técnica en cuanto a geometrías, densidades y composición química de los elementos combustibles de normales y de control fue provista por CERCA [2].

Se crearon librerías para las celdas combustibles en función al quemado y potencia, los datos que estas librerías contienen son las constantes de difusión, sección eficaz de absorción, sección eficaz de fisión, secciones eficaces de dispersión entre otras [3]. Esta data fue generada a 2 grupos de energía, tomando los siguientes rangos:

Rango térmico: 0 – 0,625 eV
Rango rápido: 0,625 eV - 10 Mw

De esta forma y usando un modelaje a una dimensión la librería SILI.LIB (Apéndice II) fue creada.

Las constantes de la celda para el elemento tipo U_3O_8 -Al fueron tomadas del la librería ya existente y en uso actualmente [4].

Para el cálculo de reactor se usó el código CITATION [5] y se consideró las barras de control totalmente extraídas, los mapas de flujo y potencia fueron generados con un modelo 2D. Para la determinación de los factores de pico se usaron modelos en 3D. Para procesar los resultados se usó el CPC [3], los valores determinados son mostrados en la tabla 1.

Factores pico
Máximo exceso de reactividad
Distribución de potencia
Distribución de flujos

2. RESULTADOS

Los resultados obtenidos se muestran a continuación, se dan los valores experimentales y calculados de CNEA[6][7] para fines de comparación.

Tabla 1. Factores de pico radial, total y MERN, considerando el núcleo de arranque del RP-10.

	U ₃ Si ₂ -Al (Calculado)	U ₃ O ₈ -Al (Calculado)	CNEA (U ₃ O ₈ -Al)
Factor Pico radial	1,64	1,48	1,72(calculado)
Factor Pico Total	2,83	2,56	2,70 (calculado)
Máximo exceso de reactividad en el núcleo (pcm)	8573	6828,5	6880 (Experimental)
Max. Flujo Epidérmico (F4)	17,243	21,307	
Max. Flujo Térmico (F4)	17,052	15,641	

3. CONCLUSIONES

- 1) Como podemos observar obtenemos un mejor valor del exceso de reactividad con respecto al núcleo formado por elementos de óxido de uranio (1647 pcm de diferencia), esto permitirá trabajar con periodos de mayor tiempo, así como llegar a mejores valores de quemado lo cual implica ahorro en el combustible nuclear.
- 2) Obtenemos mayores valores de los factores de pico radial y total, esto es debido a que existe mayor densidad de uranio y debido a un aumento del número de placas, lo cual ha aumentado el número de canales de refrigeración, pero a su vez disminuido la distancia entre canales. En todo caso los valores de los factores de pico no superan los límites de seguridad exigidos para el RP-10.
- 3) Observamos una gran similitud entre los

mapas de flujos y potencia obtenidos para el núcleo del RP-10 considerando ambos tipos de elementos.

- 4) Una nueva gestión iniciada a partir de un núcleo como el propuesto sobre la base de elementos tipo silisuros podría bien ser similar a la actualmente llevada a cabo. Una gestión a partir de un núcleo en la cual ambos tipos de elementos estén presentes debería de ser bien estudiada, debido a que las diferencias de densidades y quemado podrían producir picos de potencia locales.

4. REFERENCIAS

- [1]. WIMS-D/4 Program Manual, NEA-0329, Organization for Economic Cooperation and Development Nuclear Energy Agency, Data Bank, Paris, France (1983).
- [2]. Cerca, J. Le Pape 1999 (Comunicación Privada).
- [3]. Teobaldo Cuya G. Estudio neutrónico para el uso de elementos combustibles tipo Silisuro (U₃Si₂-Al) en el RP-10. RT:07-2000-DGI/DR/CASE/NT.
- [4]. Guarnizo J. CPC: Códigos de Cálculo neutrónico. IPEN - Centro Nuclear RACSO, Huarangal, 1995.
- [5]. Fowler, T. B.; Vondi, D. R. Nuclear Core Analysis Code: CITATION, ORNL-TM-2496, July 1969.
- [6]. M. Higa. Cálculo de factores de pico de potencia del núcleo de arranque RP-10. PE01-06-PS-0400-0002-FD-0-0, 09/05/98.
- [7]. Arena E. Operación Reactor RP-10. Memorando 00050 15/12/88.

6. Protección y Seguridad Radiológica

VIGILANCIA RADIOLÓGICA AMBIENTAL DURANTE LA VISITA DEL SUBMARINO NUCLEAR USS MONTPPELLIER FEBRERO 2000

Osores J.⁽¹⁾ josores@ipen.gob.pe; Gonzáles S.⁽¹⁾ sgonzales@ipen.gob.pe; López E.⁽¹⁾; Martínez J.⁽¹⁾; Jara R.⁽¹⁾

(1) Departamento de Control Ambiental – IPEN / Lima, Perú

RESUMEN

Se llevó a cabo el Plan de Vigilancia Radiológica Ambiental debido a la visita del submarino nuclear USS "Montpellier" (SSN-765) en coordinación con la Marina de Guerra del Perú, ejecutándose el monitoreo de los niveles de exposición gamma externa y ensayos analíticos por espectrometría gamma de alta resolución y contaje beta de bajo fondo, con la finalidad de evaluar las variaciones de radiactividad ambiental que pudiera ocasionar la presencia de esta unidad naval, siguiendo los lineamientos de la Resolución Ministerial N° 1749-86-MA/DM y de la Directiva N° 34-2000-CONGEMAR del 09 de agosto del 2000. Los resultados obtenidos permiten afirmar que durante la estancia del submarino nuclear SSN-765, en el Puerto del Callao, no hubo ningún incremento de los niveles de radiactividad ambiental detectable y por lo tanto la población comprometida estuvo libre de todo riesgo radiosanitario.

1. INTRODUCCIÓN

El Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN) es una Institución Pública Descentralizada del Sector de Energía y Minas, creada por Decreto Ley N° 21875 del 05 de julio de 1977, cuya misión es promover, coordinar y controlar el desarrollo de la energía nuclear y sus aplicaciones en el país. La Dirección General de Seguridad Radiológica (SERA), constituye un órgano de línea del IPEN cuyo objetivo es programar, ejecutar, controlar y asesorar en las acciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica, que garanticen el cumplimiento de las condiciones técnicas para el normal funcionamiento de las instalaciones y fuentes de radiaciones ionizantes así como la protección del hombre y del medio ambiente.

En este sentido, el IPEN constituye parte del Comité de Asesoramiento Técnico y del Grupo de Vigilancia Radiológica y Evaluación

Técnica del Plan Local de Emergencias para controlar y mitigar las contaminaciones radiactivas accidentales en el Puerto del Callao y zonas bajo su jurisdicción cuya organización y ejecución se encuentra a cargo de la Marina de Guerra del Perú.

Dentro del Grupo de Vigilancia Radiológica y Evaluación Técnica, el IPEN cumple las funciones de vigilar los parámetros radiológicos proporcionados por equipos de medición directa, efectuar la vigilancia radiológica de los indicadores ambientales en la zona de influencia del submarino nuclear así como de analizar y evaluar los datos de parámetros radiológicos obtenidos de la vigilancia ambiental (Capucala N° 009-2000 - Anexo B).

De esta manera, el IPEN planificó durante la visita del submarino nuclear USS "Montpellier" un plan de vigilancia radiológica ambiental que comprendió el estudio de la tasa de exposición externa por radiación gamma así como el análisis de muestras de agua superficial en zonas cercanas al lugar de fondeadero del submarino nuclear.

El presente informe muestra los resultados analíticos obtenidos del monitoreo de exposición externa por radiación gamma y de los ensayos radiométricos para la determinación de actividad beta global y radionucleídos emisores gamma en muestras de agua superficial colectadas en la zona del Puerto del Callao de acuerdo al Plan de Vigilancia Radiológica Ambiental establecido.

2. MATERIAL Y MÉTODOS

MUESTREO: De acuerdo a la Resolución Ministerial N° 1749-86-MA/DM se establece que el muestreo de componentes ambientales corresponde a la Dirección de Hidrografía de la Marina de Guerra del Perú (DIHIDRONAV) y las acciones de planificación, ensayos analíticos y evaluación de resultados a cargo del IPEN.

ACONDICIONAMIENTO: Las muestras de agua de mar debidamente acidificadas, fueron recibidas en frascos plásticos de un litro y se procedió a estandarizar el contenido de la muestra a 950 ml. por cada frasco para su lectura por espectrometría gamma de alta resolución. Para las lecturas de los niveles de radiactividad Beta Global, con el empleo de una lámpara de secado, se evaporó un volumen de 5 ml. en una plancheta de contaje de 7,07 cm² de superficie.

ANÁLISIS INSTRUMENTAL: Las muestras de agua debidamente acondicionadas se colocaron en un sistema de espectrometría gamma de alta resolución compuesto de un detector semiconductor de germanio hiperpuro dentro de un blindaje de plomo de 5 cm. de espesor, una fuente de alto voltaje Canberra 3105, Amplificador Canberra 2020 y un analizador multicanal Ortec. Se llevaron a cabo lecturas de 30 minutos por cada muestra y el espectro resultante fue evaluado para identificar la presencia de ¹³⁷Cs, ¹³⁴Cs y ¹³¹I considerados como los radionucleídos de importancia ambiental en situaciones de emergencia radiológica. La calibración del sistema instrumental se realizó con soluciones radiactivas de ¹³⁷Cs, ¹³⁴Cs y ¹³¹I preparadas en geometrías idénticas a las de las muestras de agua analizadas.

Para un ensayo rápido y confiable se llevó a cabo la determinación de la actividad beta global equivalente a ⁹⁰Sr en las muestras de agua colectadas. Las muestras debidamente acondicionadas se ensayaron en un sistema de contaje de bajo fondo de centelleo plástico LAS-3A durante 30 minutos de lectura para cada muestra. La eficiencia fue calculada utilizando un patrón estandarizado de ⁹⁰Sr de 791,8 Bequerelios (31-Jul-1979). Como supuesto para este ensayo se consideró una densidad superficial constante y por lo tanto no se efectuó el ajuste por autoabsorción dado que el objeto principal del estudio es verificar que los niveles de radiactividad beta no sobrepasen los límites de importancia radiosanitaria.

3. RESULTADOS

En total se efectuaron 123 lecturas dando un valor medio de $4,42 \pm 0,13$ Impulsos por Segundo (IPS) y una variabilidad de 16,39%. En base a estos resultados se fijó un nivel de alerta correspondiente a 10 veces el valor medio registrado, es decir, 44,24 IPS. Durante toda la permanencia del SSN-765 no se incrementaron en ningún momento los niveles de radiactividad ambiental por encima del fondo natural.

Los resultados analíticos por espectrometría gamma de alta resolución y por contaje beta de bajo fondo en muestras de agua de mar superficial colectadas por HIDRONAV antes y después de la estancia del SSN-765 con la finalidad de investigar radionucleídos emisores gamma y emisores beta de importancia radiosanitaria dieron como resultado valores por debajo de la concentración mínima detectable.

4. BIBLIOGRAFÍA

- [1]. Carter, M.; Moghissi, A. 1997. Three decades of nuclear testing. *Health Physics* 34: 34 –37.
- [2]. Ballestra, S. 1990. IAEA Intercomparison Sample IAEA-368 (Pacific Ocean Sediment) for determination of Artificial and Natural Radionucleides. International Laboratory of Marine Radioactivity. Mónaco.
- [3]. Technical Report Series N° 295. 1989. Measurement of Radionuclides in Food and the Environment. International Atomic Energy Agency.
- [4]. Technical Report Series N° 172. 1986. Effects of ionizing radiation on aquatic organisms and ecosystems. International Atomic Energy Agency.
- [5]. Technical Report Series N° 169. 1975. Reference Methods for Marine Radioactivity Studies II. International Atomic Energy Agency.

SIMULACIÓN DE LA INTERACCIÓN DE LOS RAYOS X CON LOS TEJIDOS HUMANOS

Cabello R.⁽¹⁾; Rojas E.⁽²⁾; Ochoa R.⁽¹⁾; Montoya M.⁽³⁾

(1) Universidad Nacional de Ingeniería / Lima, Perú

(2) Universidad Nacional de Trujillo / Trujillo, Perú

(3) Instituto Peruano de Energía Nuclear / Lima, Perú

Sobre una muestra, compuesta por tres cilindros concéntricos: el cilindro interior es de tejido óseo con un diámetro de 5 mm, el cilindro central es tejido muscular con un diámetro de 11 mm y el exterior es de tejido adiposo con un diámetro de 13 mm se hace incidir un haz rayos X con 78 000 fotones. La energía del haz va desde los 20 hasta los 120 keV por fotón.

Para un determinado valor de energía E_i , se hace incidir los fotones sobre la muestra y se obtiene la energía absorbida E_{abs} por toda la muestra y la cantidad de fotones que salen de la muestra para formar la imagen de esta.

En la Figura 1 se observa un altísimo valor en la energía absorbida a valores pequeños de la energía incidente debido a que a estos rangos de energía la interacción fotoeléctrica es la que domina con la consecuente absorción total de la energía de cada fotón interactuante. Para valores más altos de energía, la energía absorbida es menor debido a que en estos rangos la cantidad de interacciones fotoeléctricas es casi nula, aumentando las interacciones Compton y la probabilidad de que el fotón atraviese el material sin interactuar. Entre los valores de 60 y 80 keV se observa el mínimo valor de la energía absorbida, siendo este intervalo el más conveniente si se desea una mínima absorción para esta muestra.

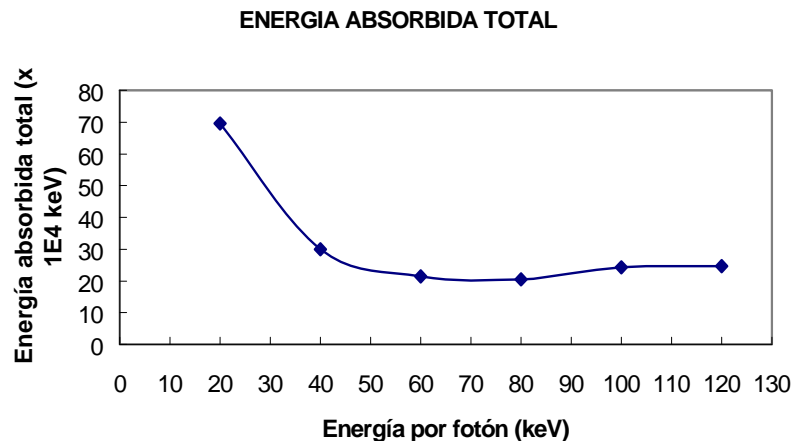


Figura 1. Energía absorbida total por la muestra para varios valores de energía de los fotones incidentes. A bajos valores de energía hay gran absorción de energía debido a la abundancia de interacciones fotoeléctricas. A altos valores de energía de los fotones, la energía absorbida es pequeña debido a la abundancia de la interacción Compton y de los fotones sin interactuar. Entre los 60 y 80 keV se observa el mínimo valor de absorción.

Si asumimos que las dimensiones de los píxeles que forman la imagen son de 1 mm^2 , y de que el valor del nivel de gris depende de la cantidad de fotones que caen dentro de este píxel se puede dar una primera aproximación en determinar la calidad de la imagen que se obtendría. Para

esto se realiza un histograma, por cada valor de energía de los fotones, de cantidad de píxeles versus número de fotones por píxel, de modo que se obtenga el valor de la desviación estándar σ que nos indicará el contraste de la imagen. Un alto valor de σ indicará un alto contraste y viceversa.

La Figura 2 muestra el valor de σ correspondiente a los diferentes valores de energía de los fotones incidentes. Un valor de σ promedio estaría por los 40 y 60 keV.

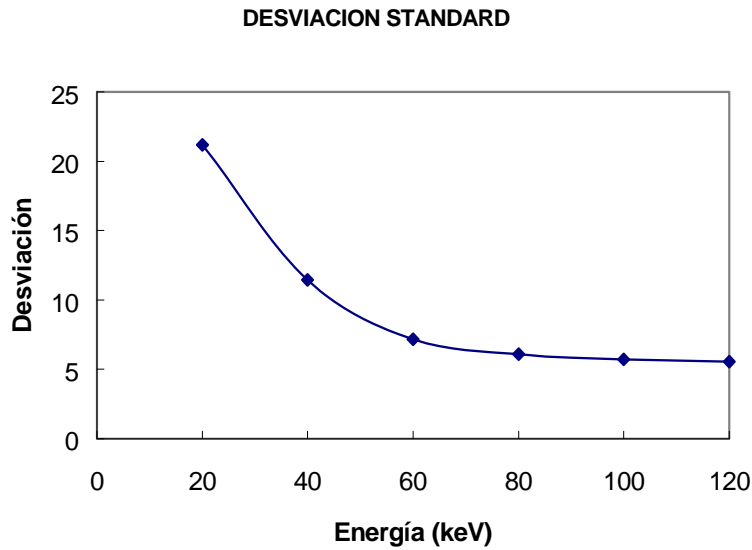


Figura 2. Valor de la desviación standard para cada energía del fotón incidente. El contraste aceptable estaría entre los 40 y 60 keV.

Con la finalidad de obtener una buena imagen con la menor energía absorbida posible, se obtiene que, para esta muestra, el valor de energía recomendable estaría por los 60 keV.

Para poder verificar estas afirmaciones faltaría obtener la imagen de esta muestra, lo cual será realizado en estudios posteriores.

ANTIGENS AND MONOCLONAL ANTIBODIES LABELLING AND SOLID PHASE TO DETECT HEPATITIS B VIRUS INFECTION

Vásquez S.^(1,2); Ronceros S.⁽²⁾; Rivas R.⁽²⁾; Guzmán A.⁽¹⁾

(1) *Planta de Producción de Radioisótopos – IPEN / Lima, Perú*

(2) *Instituto de Investigaciones Clínicas de la Facultad de Medicina-UNMSM./ Lima, Perú*

ABSTRACT

Aim: To establish radioimmunological procedures in order to detect the surface antigen (HBsAg) and the surface antibody (anti-HBs) of viral hepatitis B.

Material and Methods: Iodine-125 was incorporated into the antigen or monoclonal antibody with the employment of the Chloramine T method. Theoretical and experimental yield of labelling and specific activities were calculated for labelled molecules. In order to obtain the solid phase component, the surface antigen or surface antibody maintained in a buffer solution of carbonate-bicarbonate and posterior incubation with newborn calf serum at 10 per cent, was coated to polystyrene beads. International reference standards and internal negative and positive quality control samples were employed during radioimmunoassays.

RESULTS

Specific activities of 4,2 uCi/ug of Iodine-125-anti-HBs and 7,6 uCi/ug of Iodine-125-HBsAg

were obtained after labelling procedures. The 1st INT STD 1985 HEPATITIS B SURFACE ANTIGEN 80/549 was employed to evaluate the HBsAg assay. Positive pregnant women serum samples previous evaluated with the SPRIA commercial kit reached concentrations from 50 to 70 UI/ml. It was found parallelism between the SPRIA commercial kit and our "in house" assays after 1:10 to 1:10000 dilution of the ANTI-HEPATITIS B IMMUNOGLOBULIN-1st REFERENCE PREPARATION.

CONCLUSION

The obtained reagents, Iodine-125-anti-HBs tracer and the anti-HBs solid phase, the Iodine-125-HBsAg tracer and the HBsAg solid phase evaluated with international reference standards and quality control samples during assays let us to employ radioimmunological procedures to detect and evaluate infected HBV cases.

Key words. HBV Radioimmunoassay, HBV IRMA, 125-I Labelling, Solid phase.

DETECTION OF RNA OF HEPATITIS C VIRUS IN HCV INFECTED BLOOD DONORS

Vasquez S.⁽¹⁾ svasquez@ipen.gob.pe; Colina R.⁽²⁾; Espinoza J.⁽³⁾; Delgado S.⁽³⁾; Ferreyros G.⁽⁴⁾; Pizarro R.⁽⁴⁾

(1) *Laboratorio de Biología Molecular - IPEN / Lima, PERU*

(2) *Centro de Investigaciones Nucleares de la Universidad de la República / Montevideo, URUGUAY*

(3) *Unidad de Biotecnología Molecular de la Universidad Peruana Cayetano Heredia / Lima, PERU*

(4) *Departamento de Patología del Instituto de Enfermedades Neoplásicas / Lima, PERU*

ABSTRACT

Aim: Detection of hepatitis C virus in sera samples by specific amplification of the 5' non-coding conserved region of HCV.

Material and Methods: 8 anti-HCV EIAs positive blood donors sera were evaluated, 5 from the Hospital Nacional Cayetano Heredia HNCH and 3 from the Instituto de Enfermedades Neoplásicas INEN. RNA was extracted from sera using trizol and reverse transcribed with primer 209. Nested PCR amplification was carried out with primers 209-939 in a first round and 211-940 primers during the second round of amplification. Visualization of amplification products was done after electrophoresis in 2% agarose gel and ethidium bromide staining.

RESULTS

No positive first round amplification was found in all studied cases and the negative control, while the positive control shown a fragment of 300 bp. Amplifications of 250 bp from two studied cases and the positive control were found in the second round, with exception of the other six cases and the negative control.

CONCLUSION

It was found 2 positive cases from 8 anti-HCV+ blood donors indicating the necessary RNA HCV detection to establish HCV infected cases.

PREVALENCE OF HBsAg AND ANTI - HBs CARRIERS IN PREGNANT WOMEN RESIDENTS IN AREAS FROM DIFFERENT ENDEMICITY LOCATED IN CENTRAL-SOUTH DEPARTMENTS OF PERÚ

Vasquez S.^(1,4) svasquez@ipen.gob.pe; Cabezas C.⁽²⁾; García B.⁽¹⁾; Torres R.⁽¹⁾; Larrabure G.^(3,4); Suarez M.⁽²⁾; Lucen A.⁽³⁾; Pernaz G.⁽⁵⁾; Gonzales L.⁽⁵⁾; Miranda G.⁽⁶⁾; Dávalos E.⁽⁶⁾; Galarza C.⁽⁷⁾; Camasca N.⁽⁷⁾; Jara R.⁽⁴⁾

(1) *Planta de Producción de Radioisótopos – IPEN / Lima, Perú*

(2) *Instituto Nacional de Salud / Lima, Perú*

(3) *Instituto Materno Perinatal, / Lima, Perú*

(4) *Instituto de Investigaciones Clínicas - Facultad de Medicina- U.N.M.S.M. / Lima, Perú*

(5) *Hospital de Apoyo La Merced / Perú*

(6) *Hospital Guillermo Díaz de la Vega / Perú*

(7) *Hospital General de Huanta / Perú*

The present study was established in order to estimate the prevalence of HBV in pregnant women (mean age among groups $25,0 \pm 6,9$) from areas with different endemicity located in the Departments of Lima, Junín, Apurímac and Ayacucho in Perú.

All studies were carried out with the employment of radioimmunological techniques.

In the Maternal Perinatal Institute (Instituto Materno Perinatal) in Lima located in a low endemic area, were evaluated 2086 pregnant women, with minimum and maximum ages between 14 and 44 years old, at their first prenatal laboratory attention. It was found a prevalence of 0,38% (HBsAg+); 0,38% (Proportion); and 3,18% (HBsAg +, anti-HBsAg+); corresponding this prevalence to 107 pregnant women HBsAg positive whose treated newborn would prevent the chronic HBV infection of approximate 21 newborn each year. 63% of HBsAg positive pregnant women were born in Departments different from Lima.

In the La Merced Hospital (Hospital de Apoyo La Merced) located in Chanchamayo, Junín, area of middle endemicity; were evaluated 217 pregnant women with ages between 14 and 48 years old. The prevalence founded in this Hospital was 1,38% (HBsAg +); 1,2 % (Proportion) and 17,8% (HBsAg+, anti-HBs+). All positive HBsAg were negative for HBeAg. The projection of results corresponded to a total of 9 HBsAg+ pregnant women and 2 newborn preventive of chronic disease.

In the Guillermo Díaz de la Vega Hospital in Abancay, Apurímac, area of middle to high endemicity; were evaluated 221 pregnant women with ages between 15 and 46 years old. It was found a prevalence of 1,36% (HBsAg+); 1,0% (Proportion); and 36,16% (HBsAg+, anti-HBs+). All positive HBsAg were

negative for HBeAg. Projected results corresponded to a total annual of 37 pregnant HBsAg + carriers and 7 newborn preventive of chronic disease.

The General Hospital of Huanta located in an area of high endemicity, presented a prevalence of 3,2% (HBsAg+); 1,9% (Proportion) and 76,2% (HBsAg+, anti-HBs+) from 126 pregnant women evaluated with ages between 15 and 48 years old, projected to a total of 39 HBsAg+ pregnant women and 8 newborn preventive of chronic hepatic disease. From a total of 4 positive cases found for HBsAg, 3 positive pregnant women were studied for HBeAg. All 3 were negative.

These results establish the prevalence of HBsAg and anti - HBs in pregnant women from different endemic areas with significant prevalence in Ayacucho (Huanta) and Apurímac (Abancay) and contribute to the cost - benefit analysis to prevent chronic infection of HBV.

KEY WORDS: vertical HBV transmission, HBsAg+/ anti HBs+, HBV chronic infection .

1. INTRODUCCIÓN

De acuerdo a los datos reportados por el Ministerio de Salud; la tasa de morbilidad de hepatitis viral registrada por cada 100 mil habitantes, entre los años 1984 a 1987, fue incrementándose desde 30,3 a 43,6. En los años siguientes, estos valores disminuyeron anualmente hasta alcanzar el valor de 12,8 en 1991. En el año 1993, se registra una tasa de morbilidad de 31,92. Se confirma así que la hepatitis viral es una enfermedad permanente que se ha incrementado en los últimos años en la población peruana.

Los datos epidemiológicos de prevalencia referente solo a la infección de hepatitis viral B (HBsAg) en nuestro país (1; 2) revelan diferentes grados de prevalencia de acuerdo a las regiones, áreas o localidades de residencia y a la edad principalmente. En lo que respecta al estudio serológico en mujeres gestantes, se ha reportado la prevalencia obtenida en gestantes sanas de Quillabamba, encontrándose que la infección por hepatitis B es prevalente en el mencionado grupo muestral (3).

Diferentes prevalencias de HBsAg en mujeres gestantes han sido reportadas en países como; Francia en 12 Centros Hospitalarios Universitarios (0,15%) (4) en donde el grupo inmigrante de dicha población presentó una mayor prevalencia (2,56%), en un Hospital Perinatal de México (0,26%) (5), en Bélgica (0,67%) (6), en un servicio de Salud Pública de Amsterdam donde el 96% de mujeres positivas provenían de países con áreas endémicas (1,2%), en un Hospital Público de Navarra en España (0,7%) (7), en el Hospital General Universitario de Barcelona en España (1,24%) (8), en un área de endemidad intermedia en Algeria (1,6%) (9), en una comunidad Brasileña (0,95%) (10), en mujeres alemanas (0,38%) (11), India (6,34%) (12), Turquía (4,2%) (13), Túnez (4,2%) (14), Zambia (6,5%) (15), en Centros Clínicos de Salud Materno Infantil en Hong Kong (8%) (16), en refugiadas albanesas en Grecia (13,4%) (17).

Nuestro estudio se limitó a grupos muestrales de mujeres gestantes aparentemente sanas residentes en áreas de diferente grado de endemidad para HVB, las que acudieron a su control prenatal (18; 19; 20) en instituciones hospitalarias ubicadas en el área de su residencia.

2. MATERIAL Y MÉTODO

La detección sérica del antígeno de superficie de

hepatitis B (HBsAg) se efectuó con el empleo del kit de radioinmunoensayo SPRIA IMK413 de la casa comercial China National Scientific Instruments & Materials Import . El kit estuvo constituido por el anticuerpo anti-HBs de caballo en una matriz de fase sólida de perlas de poliestireno, el anticuerpo monoclonal anti-HBs marcado con Iodo - 125 y los controles negativo y positivo.

La detección sérica del anticuerpo de superficie de hepatitis B (anti-HBs) se realizó con el empleo del kit SPRIA IMK4 procedente de la misma casa comercial y constituido por el antígeno de superficie humano HBsAg recubriendo perlas de poliestireno, el HBsAg humano marcado con Iodo - 125 y los controles negativo y positivo.

Para la detección del HBeAg fue empleado el kit de radioinmunoanálisis en fase sólida CIAE SPRIA.

El procesamiento de datos se efectuó; calculando el promedio del control negativo, el valor de corte "cutoff", identificando los resultados positivos y negativos y calculando la relación de los valores de las cuentas del control positivo con respecto al control negativo.

MUESTREO DE GESTANTES

La evaluación sérica de HBsAg y anti - HBs se realizó en gestantes residentes en áreas pertenecientes a zonas de diferente endemidad de HVB en el Perú. El tamaño muestral para cada diferente grupo, fue determinado previa-mente mediante el Programa Epi – Info.

Las edades entre grupos se encontraron en el percentil 25% = 20 años y el percentil 75% = 30 años (Tabla 1).

Tabla 1. Procedencia hospitalaria y edad de las gestantes evaluadas.

Procedencia hospitalaria	<i>n</i>	<i>Prom. edad</i>	<i>Des. est.</i>	<i>Rango de edades Min. - max.</i>
Instituto Materno Perinatal – Lima	2 086	25,4	6,93	14 - 44
Hospital La Merced – Chanchamayo – Junín	220	25,3	6,6	14 – 48
Hospital Guillermo Díaz de la Vega - Apurimac	221	24,9	6,09	15 – 46
Hospital General de Huanta – Ayacucho	126	24,9	7,1	15 - 48
TOTAL	2 653			

3. RESULTADOS OBTENIDOS

La estimación de la prevalencia de HBsAg y anti - HBs en las diferentes áreas de endemicidad se

efectuó determinando el número de gestantes positivas expresado como un porcentaje de las muestras totales analizadas (Tabla 2).

Tabla 2. Gestantes portadoras HBsAg+ y anti - HBs+ en las diferentes áreas evaluadas.

<i>LUGAR</i>	<i>n</i>	<i>HBsAg POSITIVO</i>	<i>HBsAg+ %</i>	<i>n</i>	<i>anti-HBs POSITIVO</i>	<i>Anti-HBs+ %</i>
Instituto Materno Perinatal – Lima	2 086	8	0,38	1 668	47	2,6
Hospital La Merced – Chanchamayo – Junín	217	3	1,38	220	36	16,4
Hospital Guillermo Díaz de la Vega - Apurímac	221	3	1,36	221	77	34,8
Hospital General de Huanta – Ayacucho	126	4	3,20	126	92	73,0

El número de gestantes HBsAg positivas fué expresado en términos de proporción, como el porcentaje de las gestantes HBsAg positivas con respecto al número de gestantes HBsAg negativas sumado al número de gestantes anti - HBs positivas.

Se determinó el % del número de las gestantes HBsAg positivas sumado al número de gestantes anti - HBs positivas con respecto al total de gestantes evaluadas (Tabla 3).

Tabla 3. Expresión porcentual del número de gestantes positivas en las diferentes áreas evaluadas.

<i>LUGAR</i>	<i>PROPORCIÓN %</i>	<i>HBsAg+ ,anti - HBs+ %</i>
Instituto Materno Perinatal – Lima	0,38	3,18
Hospital La Merced – Chanchamayo – Junín	1,20	17,0
Hospital Guillermo Díaz de la Vega - Apurímac	1,00	36,16
Hospital General de Huanta – Ayacucho	1,90	76,2

4. DISCUSIÓN Y CONCLUSIONES

Un total aproximado de 28 204 gestantes fueron atendidas por consulta externa en el Instituto Materno Perinatal. En el cálculo del tamaño muestral del presente estudio se consideró que dichas gestantes procedían de una zona de baja endemicidad por lo que se estimó una frecuencia esperada del 2% con un valor acep-

table observado del 1% y un tamaño muestral de 2086 con el 99,9% de nivel de confianza.

Se encontró una prevalencia del 0,38% (HBsAg+); 0,38% (Proporción); 3,18% (HBsAg+, anti-HBs+) de gestantes positivas y se proyectó un total de 107 gestantes HBsAg positivas cuyos recién nacidos tratados podrían prevenir la infección crónica de HVB

de 21 RN cada año. De las gestantes positivas encontradas, el 63% había nacido en otro

Departamento del Perú (Arequipa, Cuzco, Junín, Apurímac, Huancavelica) (Tabla 4).

Tabla 4. Gestantes portadoras HBsAg+ en las diferentes áreas evaluadas y clasificadas de acuerdo a su lugar de nacimiento.

HOSPITAL DE ATENCION	HBsAg+	LUGAR DE NACIMIENTO						
		Apurímac	Arequipa	Ayacucho	Cuzco	Huancavelica	Junín	Lima
IMP LIMA	8/2086	1	1		1	1	1	3
Hospital de Apoyo La Merced JUNIN	3/217						3	
Hospital Guillermo Diaz de la Vega APURIMAC	3/221	3						
Hospital General de Huanta AYACUCHO	4/126			4				

El Hospital de Apoyo La Merced en Chanchamayo - Junín, ubicado en zona de endemidad intermedia atendió 648 gestantes. Para tal caso, el tamaño muestral estimado fue de 196 gestantes (99,9% de nivel de confianza, prevalencia 2 - 7%), evaluándose un total de 217 gestantes. La prevalencia encontrada en el Hospital fue de 1,38% (HBsAg+); 1,2% (Proporción); 17,8 (HBsAg+, anti-HBs+); correspondiendo a un total de 9 gestantes HBsAg positivas y 2 RN prevenibles de enfermedad crónica en un año. Las muestras que resultaron positivas para HBsAg fueron luego evaluadas para HBeAg, no encontrándose muestras positivas.

El Hospital Guillermo Diaz de la Vega en Abancay - Apurímac, ubicado en una zona de intermedia a alta endemidad atendió un total de 2692 gestantes. El tamaño muestral hallado en este caso fué de 221 gestantes (99,9% de nivel de confianza). La prevalencia encontrada de 1,36% (HBsAg+); 1,0% (Proporción); 36,16% (HBsAg+, anti-HBs+) estableció un total de 37 gestantes HBsAg+ y 7 RN prevenibles de infección crónica anualmente. Las tres muestras positivas para HBsAg fueron negativas para HBeAg.

El Hospital General de Huanta en Ayacucho, ubicado en una zona de alta endemidad, atendió un total de 1230 gestantes. La prevalencia encontrada en el Hospital a partir de

un tamaño muestral de 126 gestantes fue de 3,2 (HBsAg+); 1,9% (Proporción); 76,2% (HBsAg+, anti-HBs+); proyectándose un total de 39 gestantes HBsAg+ y 8 RN prevenibles de enfermedad hepática crónica.

De las cuatro muestras positivas para HBsAg, se evaluaron 3 que resultaron negativas para HBeAg.

Nuestro estudio establece la prevalencia de HVB (HBsAg+, anti-HBs+) en mujeres gestantes residentes en áreas con diferente grado de endemidad contribuyendo a comparar, en nuestra población, la estrategia y posibilidad de vacunar contra HVB (21) a todos los recién nacidos (22; 23) con la estrategia y posibilidad de evaluación serológica de HVB (HBsAg) a todas las gestantes desde su primera consulta y posterior tratamiento de los recién nacidos de madres positivas durante su gestación mediante vacunación (24) o la acción combinada de vacuna y HBIG (25) desde el momento del nacimiento como prevención de infección crónica.

La estimación costo - beneficio, sería un parámetro necesario para establecer la política de salud adecuada en cada área epidemiológica.

AGRADECIMIENTOS

El presente estudio fue realizado gracias al aporte del Organismo Internacional de Energía Atómica a través del Proyecto RLA 6/028 en convenio con el Instituto Peruano de Energía Nuclear y la participación de las Instituciones Hospitalarias; Instituto Materno Perinatal en Lima, Hospital de Apoyo La Merced en Chanchamayo - Junín, Hospital Guillermo Díaz de la Vega en Abancay - Apurímac y el Hospital General de Huanta en Ayacucho.

El Proyecto fue aprobado por La Universidad Nacional Mayor de San Marcos a través del Instituto de Investigaciones Clínicas de la Facultad de Medicina, contándose con su aporte académico así como el del Instituto Nacional de Salud.

5. REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1]. Méndez M, Arce M, Kruger H, Sánchez S. "Prevalencia de marcadores serológicos de hepatitis vírica en diversos grupos de población del Perú". Bol of Sanit Panam. 1989. 106: (2) 127 - 137.
- [2]. Vildósola H, Farfán G, Colani E, Delgado G, Mendoza L, Pineda R, Linares O, Miyasato D, Lescano R. "Prevalencia del Antígeno de superficie el Virus de la Hepatitis B en población general de Costa, Sierra y Selva del Perú. Reporte Preliminar". Rev. Gastroent. Perú. 1990.10: 96 - 101.
- [3]. Zurita S, Cabezas C, Oberst R, Phillips I, Gotuzzo E. "Seroprevalencia de Hepatitis B en gestantes sanas de Quillabamba - Cuzco - Perú. Libro de resúmenes: IV Congreso Peruano de Enfermedades Infecciosas y Tropicales. 1995. 36.
- [4]. Denis F, Tabaste JL, Ranger-Rogez S. "Prevalence de AgHBs chez pres de 21,500 femmes enceintes, Enquete de douze CHU français, Le Groupe d'Etude Multicentrique". Path. Biol. Paris. 1994. 42: (5) 533-8.
- [5]. Ortiz-Ibarra FJ, Figueroa R, Lara J, Arredondo JL, Ahued JR. "Prevalencia de marcadores serológicos de los virus de la hepatitis A, B, C y D en embarazadas". Salud Pública Mex. 1996. 38: (5) 317-22.
- [6]. Tormans G, Van-Damme P, Carrin G, Clara R, Eylenbosch W. " Cost - effectiveness analysis of prenatal screening and vaccination against hepatitis B virus - the case of Belgium". Soc. Sci. Med. 1993. 37: (2) 173 - 81 .
- [7]. Panizo-Delgado A, Martinez V, Panizo-Santos C. " Seroprevalencia de marcadores del virus de la hepatitis B en embarazadas asistidas en un hospital público de Navarra ". Rev. Clin. Esp. 1994. 194: (10). 891-6.
- [8]. Esteban R. " Risk of hepatitis B in infancy and childhood ". Vaccine. 1995. 13: (1) S35-6.
- [9]. Ayed Z, Houinato D, Hoccine M, Ranger-Rogez S, Denis F. " Prevalence des marqueurs seriques des virus des hepatites B et C chez les donneurs de sang et les femmes enceintes en Algerie". Bull. Soc. Pathol. Exot. 1995. 88: (5) 225 - 8.
- [10]. Duarte G, Mussi Pinhata MM, Martinez R, Lemos C, Leite-Figueiredo EM, Quintana SM. "Frequencia de gestantes portadoras do HBsAg em uma comunidade brasileira". 1996. 120: (3) 189-97.
- [11]. Niesert S, Messner U, Tillmann HL, Gunter HH, Schneider J, Manns MP. "Prevalence of hepatitis B in pregnancy and selective screening". 1996. 56: (6) 283-6.
- [12]. Mittal SK, Rao S, Rastogi A, Aggarwal V, Kumari S. "Hepatitis B - potential perinatal transmission in India ". 1996. 17: (3) 190 - 2.
- [13]. Kuru U, Turan O, Kuru N, Saglam Z, Ceylan Y, Nurluoglu M, Agacfidan A. "Prevalence of hepatitis B virus infection in pregnant Turkish women and their families". Eur. J. Clin. Microbiol. Infect. Dis. 1996. 15: (3) 248 -51.
- [14]. Soltani MS, Bchir A, Slimane MN, Mtraoui A, Ghanem H, Hammami M, El May M, Gueddiche MN, Ben Ammar R, Sidhom M. "Mother - Child transmission of hepatitis B virus in the Tunisian Sahel". Rev. Epidemiol. Sante Publique. 1994. 42: (6) 529-32.
- [15]. Oshitani H, Kasolo F, Tembo C, Mpabalwani M, Mizuta K, Luo N, Suzuki H, Numazaki Y. " Hepatitis B virus infection

- among pregnant women in Zambia". *East Afr. Med. J.* 1995. 72: (12) 813 - 5.
- [16]. Kwan LC, Ho YY, Lee SS. "The declining HBsAg carriage rate in pregnant women in Hong Kong". *Epidemiol. Infect.* 1997. 119: (2) 281 - 3.
- [17]. Malamitsi-Puchner A, Papacharitonos S, Sotos D, Tzala L, Psychogiou M, Hatzakis A, Evangelopoulou A, Michalas S. "Prevalence study of different hepatitis markers among pregnant Albanian refugees in Greece". *Eur. J. Epidemiol.* 1996. 12: (3) 297 - 301.
- [18]. Guimaraes RX, Ferraz M, Kulay M, Tedesco J, Ohashi M, Castilho M. "Vertical transmission of viral hepatitis B". *Rev. Paul. Med.* 1987. 105: (5) 254 - 258.
- [19]. Sabino EC, Guerra EM, Oba I, Spina AM, Vaz AJ. "The incidence of hepatitis B markers in pregnant women at their first consultation in metropolitan-area health centers, Sao Paulo, Brazil". *Rev. Inst. Med. Trop. Sao Paulo.* 1992. 34: (6) 535-541.
- [20]. Pujol F, Rodríguez I, Martínez N, Borberg C, Favorov M, Fields H, Liprandi F. "Viral hepatitis serological markers among pregnant women in Caracas, Venezuela: implication for perinatal transmission of hepatitis B and C". *Gen.* 1994. 48: (1) 25-28.
- [21]. Greenberg DP. "Pediatric experience with recombinant hepatitis B vaccines and relevant safety and immunogenicity studies". *Pediatr. Infect. Dis.J.* 1993. 12: (5) 438 - 45.
- [22]. Bogomolski - Yahalom V, Granot E, Linder N, Adler R, Korman S, Manny N, Tur-Kaspa R, Shouval D. "Prevalence of HBsAg Carriers in Native and Immigrant Pregnant Female Populations in Israel and Passive/Active Vaccination Against HBV of Newborns at Risk". *Journal of Medical Virology.* 1991. 34: 217 - 222.
- [23]. Leentvaar-Kuijpers A, Wiersma S, van Doornum GJ, Coutinho RA. "Evaluation of the hepatitis B prevention program in newborn infants". *Ned. Tijdschr. Geneesk.* 1993. 137: (50) 2594-8.
- [24]. Yakovlev A, Vinogradova E, Rakhmanova A, Pershin S, Kiselev O. "Distribution of HBV Infection and Problems of Child Vaccination ". 14th Annual Meeting of the European Society for Paediatric Infectious Diseases. 1996. June 18-21. Denmark.
- [25]. Chen D S, Hsu HM, Bennett CL, Pajean TS, Blumberg B, Chang PY, Nishioka K, Huang A, Sung JL. "A Program for Eradication of Hepatitis B from Taiwan by a 10-Year, Four-Dose Vaccination Program." *Cancer Causes & Control.* 1996. 7 (3): 305 - 311.

PREVALENCIA DE HEPATITIS VIRAL B EN NIÑOS DEL DISTRITO DE LURICOCHA EN LA PROVINCIA DE HUANTA

Vásquez S.^(1,2); Galarza C.⁽³⁾; Canales L.⁽³⁾; Quispe M.⁽⁴⁾; Camasca N.⁽³⁾; Orrego A.⁽³⁾; Gutierrez R.⁽⁴⁾; Aldoradin R.⁽⁵⁾

(1) Instituto Peruano de Energía Nuclear / Lima, Perú

(2) Instituto de Investigaciones Clínicas Facultad de Medicina UNMSM / Lima, Perú

(3) Hospital de Apoyo de Huanta / Ayacucho, Perú

(4) CLAS de Luricocha / Ayacucho, Perú

(5) Dirección Regional de Salud de Ayacucho / Ayacucho, Perú

OBJETIVO

Determinar la prevalencia de HBsAg, anti-HBs, anti-HBc, HBeAg y anti-HBe para estimar la infección del virus de la hepatitis B en niños pobladores de doce comunidades del distrito de Luricocha en la provincia de Huanta-Ayacucho.

METODOLOGÍA

Estudio de tipo prospectivo, longitudinal y descriptivo realizado en Luricocha, valle interandino calcáreo, de origen volcánico, con suelos de zona semiárida, a 2 580 m.s.n.m., con 80% de la población perteneciente a la zona rural y con una población infantil promedio de 137 niños por año de edad. En el mes de setiembre de 1999 se evaluaron 244 niños, 130 del sexo masculino y 114 del sexo femenino, con edades en el percentil 0,5 = 6,6; percentil 0,025 = 1,6; percentil 0,925 = 8,5 años. Se emplearon métodos radioinmunológicos para la detección en suero de antígenos y anticuerpos HBV.

RESULTADOS

Del total de 244 niños evaluados, se encontraron 10 casos HBsAg positivos, 6 de sexo masculino y 4 de sexo femenino. De los casos HBsAg+, 10 fueron anti-HBs-, 10 fueron anti-HBc +, 3 fueron HBeAg +, 6 de 9 fueron anti-

HBe+. De los casos HBeAg +, 2 fueron anti-HBe-. De los 244 niños, se evaluaron 235 para la detección sérica de anti-HBs, encontrándose 40 niños anti-HBs +. De 39 niños anti-HBs +, se encontraron 13 anti-HBc +.

CONCLUSIONES

Se determina la prevalencia de HBsAg+ (4,1%), anti-HBs +(17,0%), anti-HBs + antiHBc - (11,5%) en niños pobladores del distrito de Luricocha en Huanta. A partir de los casos HBsAg +, se determina la prevalencia de HBeAg + (30,0%) y anti-HBc + (100,0%). La baja prevalencia de anticuerpo de superficie, anti-HBs sugiere la necesidad de continuar con el Programa Nacional de Inmunización en la población infantil de Luricocha así como el control en la administración de las tres dosis requeridas de vacunación. La alta prevalencia de HBeAg en los casos positivos puede demostrar el grado de infectividad de HBV en los portadores así como en su transmisión.

Palabras claves: HBV; Seroprevalencia en niños; Inmunización; Epidemiología HBV.

* Aporte del Organismo Internacional de Energía Atómica OIEA.

CARACTERIZACIÓN DE HACES DE RAYOS X POR EL MÉTODO DE ATENUACIÓN PARA LA CALIBRACIÓN DE DOSÍMETROS PERSONALES

Benavente T.^(1,2) tbenavente@ipen.gob.pe; Márquez J.⁽²⁾

(1) Facultad de Ciencias Físicas, Universidad Nacional Mayor de San Marcos / Lima, Perú

(2) Departamento de Radioprotección y Dosimetría – IPEN / Lima, Perú

ABSTRACT

At Calibration and Dosimetry Laboratory of the Peruvian Institute of Nuclear Energy it has been used the attenuation method to characterize the X rays beams used to the calibration of personal dosimeters. Voltages applied to the X ray tube and the additional filters have been made according to the publication ANSI No.13. Half value layer, the homogeneity coefficient and mean energy were determined from attenuation data. Average relative differences of 3, 40 and 4 % respectively were found with respect to values published in ANSI No.13. Also spectral distributions and their resolutions were determined. Relative differences of 16 and 9% respectively were found in comparison with values calculated by the Montecarlo's Method.

SUMILLA

En el Laboratorio de Calibraciones y Dosimetría del IPEN se ha empleado el método de atenuación para caracterizar los haces de rayos X utilizados en la calibración de dosímetros personales. Los voltajes aplicados al tubo de rayos X y las filtraciones adicionales empleadas son sugeridos en el ANSI Nro.13. A partir de los datos de atenuación se determinó la capa semirreductora, el coeficiente de homogeneidad y la energía media, encontrándose en promedio diferencias relativas de 3, 40 y 4% con respecto a los valores del ANSI Nro.13. También se determinaron las distribuciones espectrales y sus resoluciones; hallándose diferencias relativas de 16 y 9%, respectivamente, en comparación con los calculados por la técnica de Montecarlo.

PALABRAS CLAVES: Rayos X, Atenuación, Espectros, Dosimetría, Radioprotección.

1. INTRODUCCIÓN

La vigilancia radiológica de personas

profesionalmente expuestas se realiza para evaluar la dosis efectiva recibida debida a irradiación externa, y la dosis efectiva comprometida debida a la incorporación de material radiactivo^[1]. En caso de irradiación externa, la dosis efectiva puede ser estimada ubicando uno o más dosímetros personales sobre el cuerpo de la persona mientras trabajan.

Para realizar una mejor estimación de la dosis efectiva, es recomendable que los dosímetros personales sean calibrados en términos de las nuevas magnitudes operacionales^[2]. En caso de radiación X, los servicios de dosimetría necesitan conocer las calidades de los haces, los que son caracterizados por el voltaje de tubo, filtración total, capa semirreductora, energía media, y resolución espectral^[3,4].

En este trabajo se ha empleado las calidades de haces de radiación X recomendadas por el ANSI Nro. 13, las que son verificadas por el método de atenuación. A partir de los datos de atenuación se determinó la capa semirreductora y el coeficiente de homogeneidad. Asimismo, se aplicó la transformada de Laplace para determinar la distribución espectral^[5]. Una vez conocida la distribución espectral se calculó la energía media y su resolución espectral.

2. MATERIAL Y MÉTODOS

Para obtener datos de atenuación se utilizó un sistema generador de rayos X a potencial constante, con una filtración inherente de 2,2 mm de berilio, cámaras de ionización de 36 cm³ y de 0,03 cm³, y filtros de aluminio y cobre de diferentes espesores y con un 99,99% de pureza.

Los datos de atenuación obtenidos se ajustaron a las funciones de atenuación $X_1(T)$ y $X_2(T)$, utilizando el método de Rosenbrock. $X_1(T)$ se utilizó para 30 kVp y $X_2(T)$ para voltajes de tubo superiores.

$$X_1(T) = X(0)K_0 [B\sqrt{T-d}] \exp(-\mu_0 T) \quad (1)$$

$$X_2(T) = \frac{X(0)\sqrt{d} \cdot \exp(-B[\sqrt{T+d} - \sqrt{d}])}{\sqrt{T+d}} \exp(-\mu_0 T) \quad (2)$$

donde T es el espesor del filtro, K_0 es la función de Bessel modificada de segunda clase y de orden cero, μ_0 es el coeficiente de atenuación del filtro, correspondiente a la máxima energía de los fotones, B y d son los parámetros de ajuste, y $X(0)$ es el valor de la tasa de exposición no atenuada^[5,6].

La distribución espectral diferencial de la fluencia de fotones, $\phi_E(E)$, fue hallada mediante

$$\phi_E(E) = \frac{f(\mu)}{K \left[\frac{\mu_{en}}{\rho} (E(\mu)) \right] (E(\mu)) \left[\frac{-dE(\mu)}{d\mu} \right]} \quad (3)$$

donde, $K = 1,842 \cdot 10^{-11}$ R.g.keV⁻¹, μ_{en} es el coeficiente de absorción y ρ es la densidad del aire, respectivamente. La función $f(\mu)$ es la transformada de Laplace de la curva de atenuación $X(T)$.

Las transformadas de Laplace de $X_1(T)$ y $X_2(T)$ utilizadas en (3) son

$$f_1(\mu) = \frac{X(0)}{2} \frac{\exp[-\mu' d] \exp\left[-\frac{B^2}{4\mu'}\right]}{\sqrt{\mu'}} \quad (4)$$

$$f_2(\mu) = \frac{X(0)\sqrt{d}}{\sqrt{\pi}} \exp(B\sqrt{d}) \frac{\exp[-\mu' d] \exp\left[-\frac{B^2}{4\mu'}\right]}{\sqrt{\mu'}} \quad (5)$$

donde $\mu' = \mu - \mu_0$

3. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

Los valores de las filtraciones utilizadas para cada voltaje aplicado al tubo de rayos X, de las capas semirreductoras, **CS**, de los coeficientes de homogeneidad, **CH**, y de la energía media, **E_m**, hallados de los datos de atenuación, se muestran en la Tabla 1. Los valores en paréntesis indican los errores porcentuales con respecto a los valores dados por el ANSI.

Las diferencias encontradas en los valores calculados se debieron principalmente a que se utilizó una distancia de irradiación menor que la recomendada, por no contar con el número apropiado de colimadores del haz. Esto se realizó para reducir la radiación dispersa que incidía en la cámara de ionización.

Se observó las distribuciones espectrales, calculadas en este trabajo y por la técnica de Montecarlo^[7]. Los valores de las resoluciones espectrales, **R_e**, y sus errores porcentuales con respecto a las resoluciones teóricas, se muestran en la última columna de la Tabla 1.

Las diferencias de los espectros se deben a las incertidumbres en la aplicación del método de atenuación empleando transformadas de Laplace, y a que el programa basado en el método de Montecarlo no considera situaciones reales de irradiación. Puede observarse que estas diferencias son más significativas para rayos X de energías bajas.

Tabla 1. Valores de CS, CH, E_m y R_e determinados en este estudio. Los valores en paréntesis indican los errores de CS, CH, E_m reportados en ANSI, y de R_e calculados por Montecarlo.

<i>Voltaje (kVp)</i>	<i>Filtración (mm)</i>	<i>CS (mm)</i>	<i>CH</i>	<i>E_m (keV)</i>	<i>R_e (%)</i>
30	0,5 Al	0,38 Al (-5,6)	0,48 (25,0)	19,14 (4,3)	58 (11,8)
50	1,0 Al	0,99 Al (2,9)	0,40 (39,4)	27,76 (4,3)	70 (14,6)
60	4,0 Al	2,70 Al (3,2)	0,36 (54,4)	37,71 (-4,8)	65 (1,5)
75	1,5 Al	1,85 Al (0,0)	0,42 (33,3)	38,61 (1,0)	88 (-7,3)
100	5,0 Al	4,86 Al (3,4)	0,46 (37,0)	50,65 (0,7)	76 (5,0)
150	5,0 Al + 0,25 Cu	0,70 Cu (6,4)	0,46 (59,6)	75,20 (-7,4)	72 (15,3)

4. CONCLUSIONES

En este trabajo se han determinado las capas semirreductoras y las energías medias, con diferencias relativas promedios del 5% en comparación con los valores reportados en el ANSI Nro.13. También se determinaron las distribuciones espectrales y las resoluciones, encontrándose diferencias relativas promedios del 16% y 9%, respectivamente, en comparación con los calculados por la técnica de Montecarlo. Los resultados de este estudio muestran la posibilidad de reproducir, aceptablemente, las calidades de los haces de radiación X en un laboratorio de calibraciones e implementar un método alternativo para realizar la calibración de dosímetros personales.

5. REFERENCIAS

- [1] International Commission on Radiological Protection, Publication 60, "Radiation Protection", Pergamon Press, 1990.
- [2] International Commission on Radiation Units and Measurements, Report 39, "Determination of Dose Equivalents Resulting from External Radiation Sources", 1985.
- [3] International Organization for standardization 4037, "Characteristic of the Radiations and their Methods of Production", 1995.
- [4] American National Standards Institute No 13, "American National Standard for Dosimetry - Personnel Dosimetry Performance - Criteria for Testing", 1983.
- [5] T. Benavente, "Determinación del Espectro Continuo de Rayos x por Método de Absorción y Transformada de Laplace", Tesis. Facultad de Ciencias Físicas, UNMSM, 1992.
- [6] M. H. Unsworth, and J. R. Greening, "Experimental Continuous and L-Characteristic X-Ray Spectra for Tungsten Target Tubes Operated at 15 to 30 kV", Phys. Med. Biol., 15/4:631-642(1970).
- [7] R. Nowotny, "Calculates x-ray bremsstrahlung spectra including characteristic K and L fluorescence radiation of tungsten anodes", Programm V.3.5, Institut für Biomed. Technik und Physik, 1994.

DETERMINACIÓN DE DOSIS ABSORBIDA EN CAMPOS DE FOTONES POR EL MÉTODO DE TANDEM

Benavente T.^(1,2) tbenavente@ipen.gob.pe; Márquez J.⁽²⁾; Santa Cruz J.⁽²⁾

(1) *Departamento de Radioprotección y Dosimetría – IPEN / Lima, Perú*

(2) *Universidad Nacional Mayor de San Marcos / Lima, Perú*

RESUMEN

Este trabajo tiene como objetivo desarrollar un método alternativo para la determinación de la dosis absorbida y la energía efectiva de fotones, con distribuciones espectrales desconocidas. Consiste de un sistema “tandem” formado por dos dosímetros termoluminiscentes de diferente dependencia energética.

Se utilizan dosímetros termoluminiscentes de LiF: Mg, Ti, CaF₂: Dy y un sistema lector Harshaw 3500. Los dosímetros son caracterizados con ⁹⁰Sr - ⁹⁰Y, calibrados a la energía de ⁶⁰Co e irradiados con siete calidades de haces de radiación X, sugeridas por el ANSI Nro. 13 y el ISO Nro. 4037.

Las respuestas determinadas para cada tipo de dosímetro son ajustadas a una función que depende de la energía efectiva de los fotones. El ajuste se realiza mediante el algoritmo de minimización de Rosenbrock. El modelo matemático utilizado para esta función tiene cinco parámetros de ajuste y está compuesto por una gaussiana y una recta.

Los resultados muestran que las funciones analíticas obtenidas reproducen los datos experimentales de las respuestas, con errores menores al 5 %. La razón de las respuestas del CaF₂: Dy y del LiF: Mg, Ti, en función de la energía de la radiación, permite determinar la energía efectiva de los fotones y la dosis absorbida, con errores inferiores al 10 % y 20%, respectivamente.

1. INTRODUCCIÓN

Debido al riesgo que involucra el uso de las radiaciones ionizantes es necesario realizar un control de vigilancia personal, empleando dispositivos y/o instrumentos que midan la cantidad total de radiación a la que esta expuesta una persona.

Uno de los dispositivos empleados para determinar la dosis absorbida, con mayor

facilidad y precisión, es el dosímetro termoluminiscente. En este caso, es necesario conocer la energía de la radiación, los coeficientes másicos de absorción de energía y la razón de los poderes de frenado del dosímetro con el medio que lo circunda. La respuesta del dosímetro termoluminiscente es función de la dosis absorbida y de la energía, siendo mayor la dependencia energética para fotones de baja energía^[1].

Los resultados experimentales han mostrado que la razón de las respuestas de dos dosímetros termoluminiscentes, de diferentes materiales, es independiente de la dosis absorbida. Por lo tanto, para la determinación de la dosis absorbida y la energía de la radiación se puede utilizar un sistema conformado por dos dosímetros termoluminiscentes (tandem)^[2].

El tandem empleado en este estudio está conformado por los dosímetros termoluminiscentes de LiF: Mg, Ti, CaF₂: Dy, los que fueron calibrados en condiciones idénticas, en campos de radiación de energías conocidas. La acentuada diferencia en sus respuestas cuando son irradiados con fotones de media y baja energía, permite determinar con mayor exactitud la energía efectiva de campos de radiación desconocidos^[2].

2. MEDIDAS

Para las medidas se utilizaron dosímetros termoluminiscentes de LiF: Mg, Ti (TLD-100) y de CaF₂: Dy (TLD-200), los que fueron caracterizados con ⁹⁰Sr - ⁹⁰Y, calibrados a la energía de ⁶⁰Co, y leídos en el lector termoluminiscente Harshaw 3500.

Las calidades de radiación X, sugeridas por el ANSI Nro. 13 y el ISO Nro. 4037^[3,4], fueron utilizadas en la irradiación de los tandem. En la Tabla 1 se indican las calidades empleadas y sus parámetros obtenidos por el método de atenuación^[5].

Tabla 1. Campos de radiación; donde CS es a capa semirreductora, CH es el coeficiente de homogeneidad y E_m la energía media^[4].

Alto voltaje (kV)	Filtración total (mm)	CS (mm)	CH	E_m (keV)
60	4,0 Al	2,66 Al	0,47	35,32
60	4,0 Al + 0,3 Cu	4,15 Al	0,49	41,95
80	4,0 Al + 0,5 Cu	0,32 Cu	0,43	56,45
100	5,0 Al	4,80 Al	0,48	52,94
110	6,0 Al	0,22 Cu	0,36	53,81
150	5,0 Al + 0,25 Cu	0,58 Cu	0,42	67,99
150	4,0 Al + 2,93 Cu	1,50 Cu	0,54	94,32

Los dosímetros TLD-100 y TLD-200 fueron irradiados con los diferentes haces de radiación X en las mismas condiciones. Sus respuestas fueron normalizadas a la energía del ^{60}Co , y

ajustadas a una función dependiente de la energía de la radiación, $R(E)$, compuesta por una gaussiana y una recta^[2], según

$$(1) \quad R(E) = a_1 \cdot \exp\left[-\frac{(\log E - a_2)^2}{a_3}\right] + a_4 \cdot \log E + a_5$$

donde los valores de a_i ($i = 1, \dots, 5$) son los parámetros de ajuste que se determinaron utilizando el algoritmo de minimización de Rosenbrock^[5]. El cociente de las funciones $R(E)$ para TLD-200 y TLD-100, se utilizó para estimar la energía efectiva de un campo de radiación desconocido.

donde $\langle w \rangle$ es la energía media para la formación de un par iónico y e es la carga del electrón. Una vez conocida la dosis absorbida en aire es posible estimar la dosis absorbida en otro material empleando las relaciones de la teoría de la cavidad^[6].

El factor de calibración de un dosímetro termoluminiscente está dado por

$$(2) \quad F(E) = \frac{r(\text{Co})}{r(E)} \cdot F(\text{Co})$$

donde $r(\text{Co})$ y $r(E)$ son las respuestas del dosímetro, para la energía del ^{60}Co y para la energía E , y $F(\text{Co})$ es el factor de calibración del dosímetro para la energía del ^{60}Co .

Para determinar la dosis absorbida en el aire, D_a , se calculó la exposición, X , multiplicando la respuesta del dosímetro, $r(E)$, por su factor de calibración, $F(E)$, según

$$(3) \quad D_a = \frac{\langle w \rangle}{e} \cdot X$$

3. RESULTADOS

Las curvas de dependencia energética para los dosímetros son mostradas en la figura 1, incluyendo sus parámetros de ajuste. Los puntos experimentales son medidos con incertidumbres menores al 6 y 5 % para los dosímetros en el rango de energías comprendidas entre 35 y 95 keV.

El factor de calibración para el dosímetro TLD-100 es determinado y mostrado en la fig. 2. En ella se muestra también la curva tandem dada por el cociente de las respuestas, normalizadas, de los dosímetros en el cual los puntos experimentales son obtenidos con incertidumbres menores al 4 %.

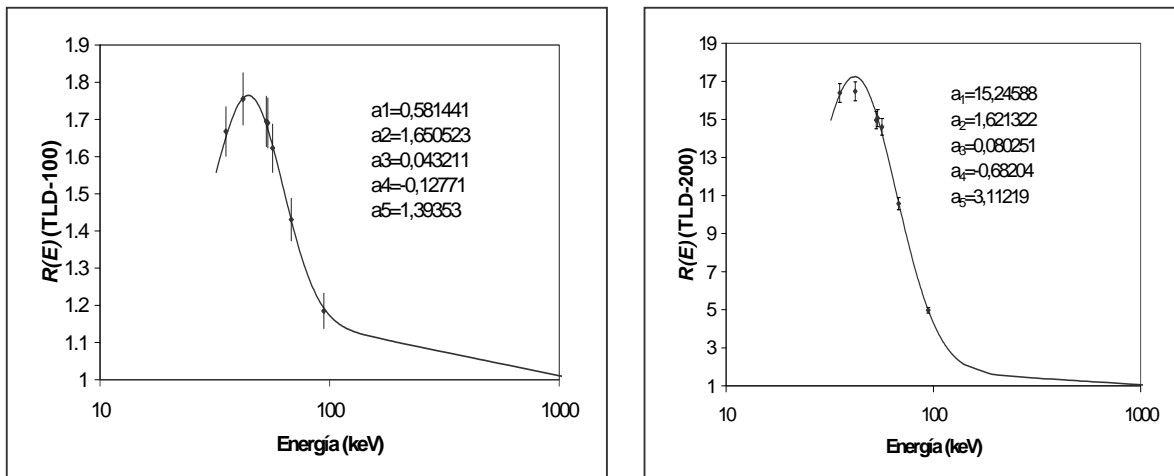


Figura 1. Curvas de dependencia energética. Las líneas verticales indican la incertidumbre en la medida experimental y la curva continua es la función ajustada, $Y(E)$, de los dosímetros TLD-100 y TLD-200.

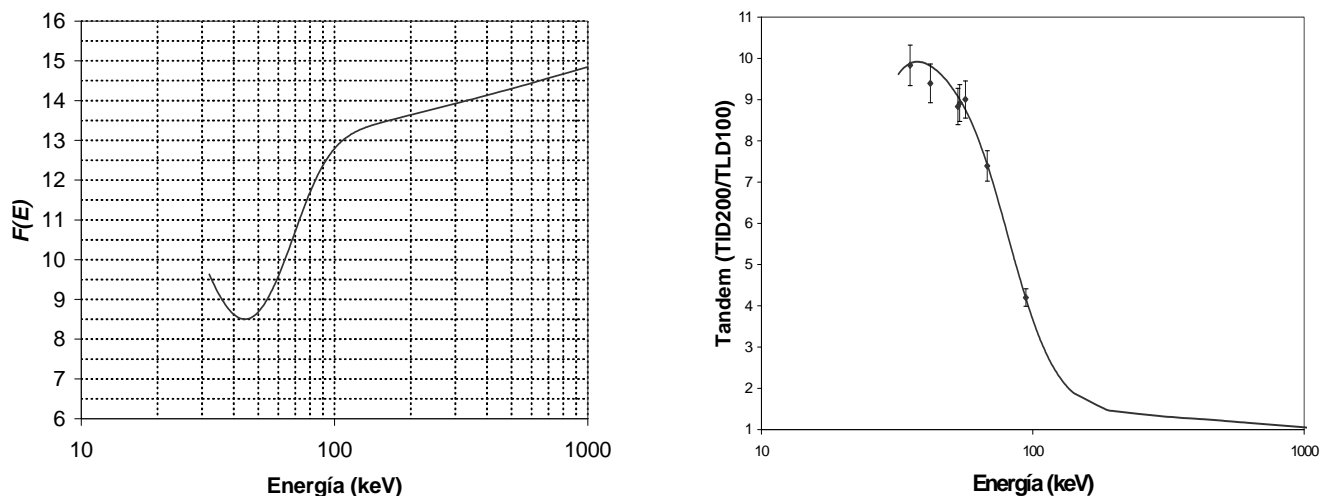


Figura 2. Curva Tandem. Las líneas verticales indican la incertidumbre en la medida experimental y la curva continua es determinada por la razón de las funciones ajustadas, $Y(E)$, de los dosímetros.

4. CONCLUSIONES

En este estudio se han obtenido funciones analíticas que reproducen los datos experimentales de las respuestas de los dosímetros con errores menores al 5%. La razón de las respuestas del $\text{CaF}_2: \text{Dy}$ y del $\text{LiF}: \text{Mg, Ti}$, en función de la energía de la radiación, es determinada con una incertidumbre máxima del 6%, que permite determinar la energía efectiva

de los fotones y la dosis absorbida con errores inferiores al 10% y 20%, respectivamente.

Los resultados muestran que mediante el procedimiento empleado es posible implementar un método alternativo para realizar la dosimetría personal.

5. REFERENCIAS

- (1) MCKINLAY, A., Thermoluminescence Dosimetry, Med. Phy. Handbook 5, Adam Hilger, Bristol, 1981.
- (2) RIBEIRO DA ROSA, L. A., Utilización de Dosímetros Termoluminiscentes para la Determinación de la Exposición y la Dosis Absorbida en Campos de Radiación X y Gamma con Distribución Espectral Desconocida, Brasil - 1981.
- (3) ANSI Nro. 13, For Dosimetry Personnel Performance Criteria for Testing, USA, 1983.
- (4) ISO Nro. 4037, Characteristic of the Radiations and their Methods of Production, 1995.
- (5) BENAVENTE, T., Determinación del Espectro Continuo de Rayos x por Método de Absorción y Transformada de Laplace, UNMSM, Lima, 1992.
- (6) JOHNS, H. E., and Cunningham, J. R., The Physics of Radiology, USA, 1983.

MEDICIÓN DE RADIACIÓN AMBIENTAL EN EL CENTRO NUCLEAR "RACSO" USANDO DOSIMETRÍA TERMOLUMINISCENTE

Benavente T.^(1,2) tbenavente@ipen.gob.pe; Celedonio E.⁽¹⁾ eceledonio@ipen.gob.pe

(1) Departamento de Radioprotección y Dosimetría – IPEN / Lima, Perú

(2) Universidad Nacional Mayor de San Marcos / Lima, Perú

RESUMEN

La dosimetría termoluminiscente ha sido utilizada para medir la radiación ambiental, debida a la radiación gamma en la vecindad del Centro Nuclear "RACSO". Los dosímetros termoluminiscentes de $\text{CaF}_2:\text{Dy}$ empleados en esta medición son ubicados en cuatro estaciones, denominadas G, F, A y AZ. Los resultados obtenidos de las tasas de exposición en las direcciones mencionadas, en el periodo comprendido entre los años 1998 y 2001 son: 10,4 $\mu\text{R/h}$ (10,8%); 8,4 $\mu\text{R/h}$ (6,2%); 8,9 $\mu\text{R/h}$ (3,2%), 8,2 $\mu\text{R/h}$ (4,3%), respectivamente.

1. INTRODUCCIÓN

En el presente estudio se considera que la radiación ambiental está compuesta de la radiación gamma terrestre y la radiación cósmica. Sólo las radiaciones penetrantes son consideradas, es decir, aquellas que contribuyen a la dosis en los dosímetros termoluminiscentes,

los cuales son cubiertos por aproximadamente 3 mm de plástico. La radiación alfa de radón y la radiación beta terrestre son así excluidas. [1]

La medición de la radiación ambiental en la vecindad de una instalación nuclear sirve para evaluar, en todo momento, que los dispositivos de seguridad de la instalación nuclear operan correctamente y garantizan la protección de la población en general y del medio ambiente, contra los riesgos radiológicos y posibles efectos dañinos producidos por las radiaciones ionizantes [2]. Estudios realizados [3], muestran que la dosis equivalente anual, que en término medio reciben las personas a cuerpo entero, es aproximadamente 1 mSv.

En los años 1980 y 1981, como parte del programa de vigilancia radiológica pre-operacional, se realizaron mediciones de radiación ambiental en el emplazamiento del Centro Nuclear "RACSO" en cuatro estaciones, cuya ubicación con respecto a la posición del Reactor de Potencia de 10 MW, se muestra en la Tabla 1: [4]

Tabla 1. Ubicación de las estaciones para medición de radiación ambiental.

ESTACIÓN	DISTANCIA (m)	DIRECCIÓN
G	550	S
F	475	SO
A	500	NE
AZ	750	E

Los valores obtenidos estuvieron en el rango de 9,9 $\mu\text{R/h}$ a 13,4 $\mu\text{R/h}$ que para ese periodo de estudio (14 meses) fue de 11,4 $\mu\text{R/h}$ en promedio. Estas mediciones se realizaron usando dosímetros termoluminiscentes de $\text{CaF}_2:\text{Dy}$.

El presente trabajo es un estudio de la exposición ambiental en el emplazamiento del Centro Nuclear "RACSO", que realiza el Departamento de Radioprotección y Dosimetría del Instituto Peruano de Energía Nuclear, con el propósito de realizar periódicamente mediciones de la radiación ambiental y evaluar sus variaciones.

2. PROCEDIMIENTO

Se utilizaron dosímetros termoluminiscentes de $\text{CaF}_2:\text{Dy}$, debido a su alta sensibilidad en el rango de $(10^{-5} - 10^6)$ R. Estos cristales tienen una masa de 20 mg y sus dimensiones son de 3,17 mm x 3,17 mm x 0,89 mm.

Para mejorar la confiabilidad en el resultado de las mediciones, los dosímetros fueron caracterizados con ^{90}Sr y calibrados con ^{137}Cs , del Laboratorio de Calibraciones del IPEN.

Los dosímetros fueron sometidos a un tratamiento térmico de 400 °C por 1 hora seguido de 100 °C por 2 horas antes de la irradiación, y de 100 °C por 15 minutos después de la irradiación. Las lecturas se realizaron con el Sistema Lector termoluminiscente Harshaw 3500. Finalmente, se determina el factor de calibración de los dosímetros cuyas respuestas tienen desviaciones menores al 10%.

3. MEDICIONES

En el gráfico 1, se muestran los valores medios anuales de las mediciones de las tasas de exposición, debido a radiación ambiental, de la referencia [4] y las realizadas por el Departamento de Radioprotección y Dosimetría.

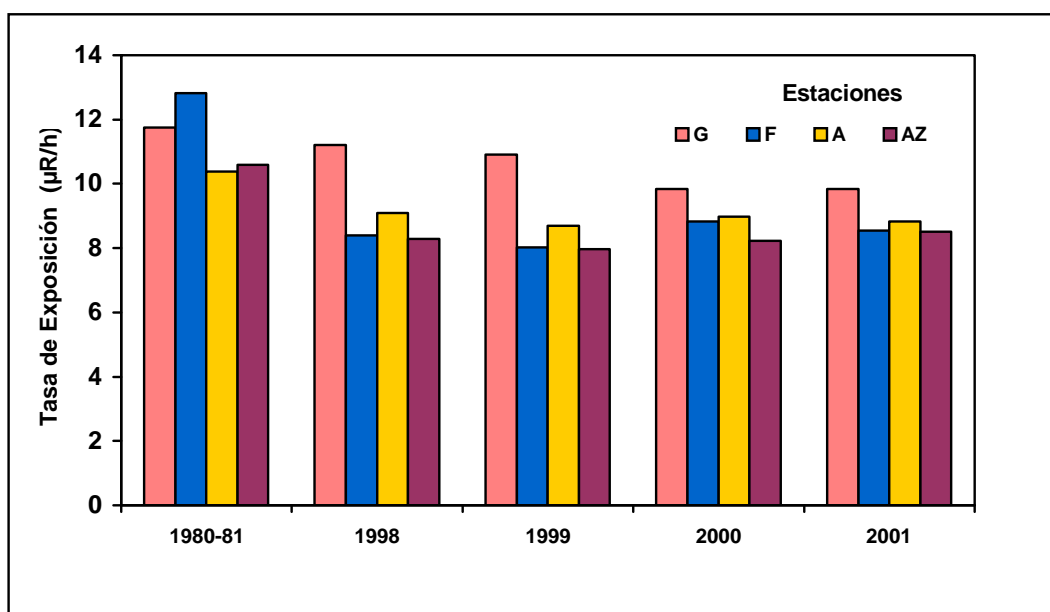


Figura 1. Resultados de las mediciones de tasa de exposición debido a radiación ambiental en la vecindad del Centro Nuclear "RACSO".

4. RESULTADOS Y CONCLUSIONES

Los resultados obtenidos de las tasas de exposición en las estaciones G, F, A y AZ, en el periodo comprendido entre 1998 y 2001, son: 10,4µR/h (10,8%); 8,4µR/h (6,2%); 8,9µR/h (3,2%), 8,2µR/h (4,3%), respectivamente. Los cuales fueron calculados con un nivel de confianza del 95%, considerando las correcciones por precisión, calibración y características del material dosimétrico.

A partir de los resultados se concluye que la variación de la exposición de radiación ambiental es menor que el 25,0%, con respecto a los resultados hallados en los estudios pre-operacionales.

El estudio realizado ha permitido desarrollar una técnica termoluminiscente para medir niveles de radiación ambiental. Asimismo, abre la posibilidad de desarrollar estudios similares en diferentes regiones del Perú, en las cuales existe

una elevada incidencia de enfermedades neoplásicas, probablemente debido a un elevado nivel de radiación ambiental.

5. REFERENCIAS

- [1] Wold, E. Energy dependence of thermoluminescence Dosimetry in environmental Monitoring. Argonne National Laboratory.
- [2] IPEN. Reglamento de Protección Radiológica. (1997).
- [3] Comisión Interministerial del Medio Ambiente. Medio Ambiente en España, (1978).
- [4] Comisión Nacional de Energía Atómica. Evaluación de la zona de emplazamiento y del área de influencia del Centro Nuclear de Investigaciones del Perú, (1981).
- [5] White, F.H. Analysis of error in Measuring the Environmental Radiation Background Using Thermoluminescence Dosimetry.

FACTORES DE RETRODISPERSIÓN PARA FOTONES DE BAJA ENERGÍA EN FANTOMAS DE AGUA Y ACRÍLICO

Benavente, T. ^(1,2) tbenavente@ipen.gob.pe; Márquez, J. ⁽²⁾; Santa Cruz, J. ⁽²⁾

(1) Departamento de Radioprotección y Dosimetría – IPEN / Lima, Perú

(2) Universidad Nacional Mayor de San Marcos / Lima, Perú

RESUMEN

El presente estudio se ha determinado los coeficientes de conversión de exposición en aire a dosis equivalente, para fotones de rayos X entre 20 y 75 keV, y para las energías de ¹³⁷Cs y ⁶⁰Co. Los resultados permitirán efectuar la calibración de los dosímetros de vigilancia individual y ambiental, de acuerdo con las recomendaciones de la ICRU 47.

Las mediciones fueron realizadas en el Laboratorio de Calibraciones del Instituto Peruano de Energía Nuclear, empleando cámaras de ionización tipo lapicero y fantomas de agua y acrílico. Los valores de los factores de retrodispersión han sido determinados con incertidumbres menores que 6% para ocho calidades de radiación sugeridas por el ANSI N° 13.

1. INTRODUCCIÓN

En la actualidad el ICRU 47 recomienda que, la dosis recibida por una persona sea expresada en términos de dosis equivalente personal, $H_p(d)$, definida como la dosis equivalente sobre tejido blando bajo un punto específico del cuerpo a una profundidad apropiada, d . Para radiación débilmente penetrante la profundidad es 0,07 mm y para radiación fuertemente penetrante es 10 mm. Comúnmente, éstas son denominadas, dosis equivalente personal superficial y dosis equivalente personal penetrante, respectivamente^[1].

Por tal motivo, los servicios de dosimetría personal deben calibrar sus sistemas en términos de estas magnitudes operacionales. Para cumplir con este objetivo, debe conocerse los coeficientes de conversión de exposición o kerma en aire a dosis equivalente personal. Una forma de obtener estos coeficientes es mediante el modelo propuesto por Will ^[2], para lo cual es necesario determinar primero los factores de retrodispersión de los fantomas empleados en la calibración.

2. MEDIDAS

Para simular la retrodispersión del cuerpo se utilizaron dos fantomas, uno de agua de 30x30x30 cm³ y otro de acrílico 20x20x15 cm³. Las medidas de exposición fueron realizadas con cámaras de ionización tipo lapicero, las cuales fueron caracterizadas con ²²⁶Ra y calibradas con la energía del ⁶⁰Co.

Los factores de calibración de las cámaras se muestran en la tabla 1, los valores entre paréntesis indican la incertidumbre en las lecturas.

Tabla 1. Calibración de los dosímetros con ⁶⁰Co a 160 mR.

Dosímetro	Lectura (u.a.)	f (mR/u.a.)
D1	157,333 ± 1,731 (1,10)	1,017
D2	156,333 ± 1,731 (1,11)	1,023

Las cámaras de ionización se irradiaron con haces de ¹³⁷Cs y ⁶⁰Co y seis calidades de haces de radiación x con voltajes de tubo entre 30 y 150 kVp, sugeridas por el ANSI N° 13^[3]. Las calidades de los haces de rayos x fueron caracterizadas por el método de atenuación^[4].

Se tomaron medidas de exposición en aire, X , y en la superficie frontal del fantoma, $X(0)$, para determinar el factor de retrodispersión, B , por la siguiente relación.

$$B = \frac{X(0)}{X}$$

Las tablas 2 y 3 muestran los valores de la exposición en aire libre y en la superficie frontal de los fantomas para las diferentes calidades de radiación.

Tabla 2. Valores medidos de exposición a 160 mR para ¹³⁷Cs y 59,73 mR para ⁶⁰Co.

Calidad de haz	Dosímetro	Exposición en aire, X, (mR)	Exposición en fantoma, X(0), (mR)	
			Agua	Acrílico
¹³⁷ Cs	D1	150,667 ± 2,121	154,500 ± 3,894	160,000 ± 1,836
¹³⁷ Cs	D2	150,000 ± 1,836	154,500 ± 3,894	160,500 ± 0,918
⁶⁰ Co	D1	56,667 ± 1,059	58,333 ± 1,059	57,667 ± 1,836
⁶⁰ Co	D2	57,667 ± 1,059	58,667 ± 1,059	59,333 ± 0,918

Tabla 3. Valores medidos de exposición para radiación X, a 0,5 mA.

Voltaje (kV)	Tiempo (s)	Dosímetro	Exposición en aire, X, (mR)	Exposición en fantoma, X(0), (mR)	
				Agua	Acrílico
30	30	D1	110,667 ± 2,805	119,000 ± 1,836	118,333 ± 2,121
		D2	110,667 ± 1,059	120,333 ± 1,059	120,000 ± 1,836
50	20	D1	58,330 ± 1,590	67,333 ± 2,121	66,880 ± 1,819
		D2	59,380 ± 1,682	70,000 ± 1,836	68,280 ± 0,896
60	30	D1	45,667 ± 3,822	55,333 ± 1,059	57,000 ± 3,180
		D2	46,667 ± 0,969	58,333 ± 1,059	58,333 ± 1,059
75	20	D1	81,333 ± 1,059	115,000 ± 1,836	108,333 ± 1,059
		D2	82,667 ± 3,822	119,000 ± 1,836	110,000 ± 1,836
100	20	D1	74,000 ± 2,249	100,333 ± 1,059	100,400 ± 2,093
		D2	77,800 ± 1,004	102,667 ± 2,121	102,000 ± 3,435
150	10	D1	51,600 ± 1,059	69,667 ± 1,059	68,400 ± 2,093
		D2	52,400 ± 1,006	70,667 ± 1,059	68,600 ± 1,641

3. RESULTADOS

En la tabla 4 se indican los valores de los factores de retrodispersión de los fantomas de agua y acrílico utilizados, para las diferentes calidades de radiación. Los valores entre paréntesis indican la incertidumbre en la determinación del factor B.

En la figura 1 se muestran los factores de valores de retrodispersión hallados en este trabajo y los calculados por W. Will empleando dosímetros termoluminiscentes.

Tabla 4. Valores de los factores de retrodispersión para fantasmas de agua y acrílico.

Alto Voltaje (kV)	Energía Media (keV)	B	
		Agua	Acrílico
30	19,14	1,0813 ±0,0174 (1,61)	1,0768 ±0,0193 (1,79)
50	27,76	1,1666 ±0,0331 (2,83)	1,1654 ±0,0287 (2,46)
60	27,71	1,2308 ±0,0548 (4,45)	1,2490 ±0,0651 (5,21)
75	38,61	1,4267 ±0,0380 (2,66)	1,3313 ±0,0345 (2,59)
100	50,65	1,3377 ±0,0271 (2,03)	1,3339 ±0,0344 (2,58)
150	75,2	1,3493 ±0,0238 (1,77)	1,3173 ±0,0316 (2,40)
¹³⁷ Cs	662	1,0277 ±0,0207 (2,01)	1,0659 ±0,0120 (1,13)
⁶⁰ Co	1250	1,0234 ±0,0187 (1,02)	1,0233 ±0,0225 (2,20)

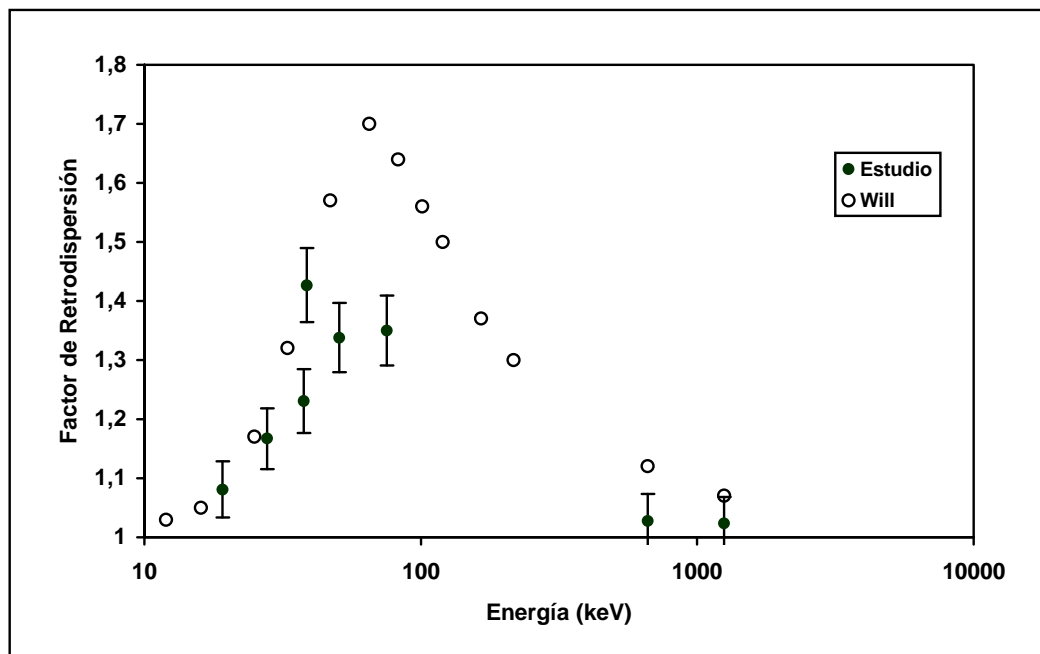


Figura 1. Factores de retrodispersión hallados con cámaras de ionización tipo lapicero (estudio) y con dosímetros termoluminiscentes (Will).

4. CONCLUSIONES

El estudio ha permitido determinar los factores de retrodispersión de los fantasmas de agua y acrílico con incertidumbres menores que 6% para haces de rayos X entre 30 y 150 kVp, y menores que 2% para fotones gamma del ¹³⁷Cs y ⁶⁰Co.

Debido a que las cámaras de ionización utilizadas absorben los fotones de baja energía, los valores de los factores de retrodispersión

hallados son menores a los hallados por W. Will mediante la técnica termoluminiscente.

La diferencia entre las exposiciones medidas en aire y en la superficie frontal de los fantasmas, que en promedio son del 7% para las energías del ¹³⁷Cs y ⁶⁰Co; del 25% para fotones X con energías entre 15 y 28 keV, y de 45% para fotones X con energías entre 38 y 80 keV, muestran que es importante conocer los coeficientes de conversión

de los fantasmas y las calidades de radiación empleadas en la calibración de los dosímetros.

5. REFERENCIAS

- [1]. ICRU 47, Measurement of Dose Equivalents from External Photon and Electron Radiations, ICRU Report N° 47, USA, 1992.
- [2]. WILL, W., Measurement of Conversion Coefficients for Estimating for a Cuboid Water Phantom, Nuclear Safety and Radiation Protection Board of the GDR DDR-1157, Berlín, 1989.
- [3]. American National Standards Institute N° 13, American National Standard for Dosimetry Personnel - Dosimetry Performance - Criteria for Testing, 1983.
- [4]. BENAVENTE, T. A., Determinación del Espectro Continuo de Rayos x por Método de Absorción y Transformada de Laplace, UNMSM, Lima, 1992.

USO DEL CÓDIGO MCNP EN LA DETERMINACIÓN DE DOSIS USANDO UN CAMPO DE RADIACIÓN GAMMA MONOENERGÉTICO EN UN TLD

Ticllacuri M. ⁽¹⁾ mticllacuri@ipen.gob.pe

(1) Departamento de Física – IPEN / Lima, Perú

RESUMEN

El presente reporte pone a disposición el uso del Código MCNP4B2 en la determinación de cantidades dosimétricas como son la Tasa de Exposición y la Dosis Absorbida. El código en si, ofrece estos resultados cuando el haz de radiaciones estudiado son gamma o neutrónico. En esta ocasión sólo se tuvo en cuenta un haz monoenergético de fotones como los que provienen de una fuente de ¹³⁷Cs.

1. INTRODUCCIÓN

La determinación de Tasa de Exposición y Dosis Absorbida de un haz de fotones es un cálculo que el Código MCNP4B2 también puede realizar. Las medidas que en algún momento se puedan efectuar en la experiencia, son tan simples que el uso de un monitor y el manejo de algunas ecuaciones son suficientes.

La proyección de este trabajo es determinar dosis cuando se usen TLD's como dosímetros.

Cuando se usa una fuente isotópica emisora de radiación gamma, la tasa de exposición queda determinada por la expresión

$$\dot{X} = \Gamma \frac{A}{d^2} \quad (1)$$

y la dosis absorbida

$$D = X \cdot w_r \quad (2)$$

siendo w_r un factor que caracteriza al haz de radiaciones.

El código MCNP dentro de sus múltiples aplicaciones puede efectuar cálculos para determinar dosis.

Para efectuar cálculo alguno, el código MCNP requiere en su archivo de ingreso la definición precisa de las siguientes cosas: geometría y materiales del problema y la fuente de radiaciones.

En este mismo archivo de entrada es necesario definir la rutina adecuada para que el código

efectúe el cálculo. Esta rutina está basada en los llamados "tallies"; existen diversos tallies y formas de uso que hacen que el código sea considerado como una herramienta fundamental en los laboratorios de los multidisciplinarios usuarios.

2. PROCESO EXPERIMENTAL

Se usó una fuente de ¹³⁷Cs que a la fecha tuvo 18 mCi de actividad. Esta fuente emite fotones gamma de 662 keV de energía.

Se efectuaron mediciones de tasa de exposición a 50 cm y 100 cm de la fuente haciendo uso de un monitor de radiación gamma FAG FH40F4 (1µR/h 999 mR/h) previamente calibrada.

A su vez, se efectuó la simulación de esta experiencia para las distancias consideradas líneas arriba y los resultados obtenidos se presentan en la Tabla 1. En la hoja de entrada para la simulación se consideró una fuente puntual y para la determinación de dosis en un TLD se considero el tally f4/fm4 y al TLD un cristal de LiF de 0,32 cm x 0,32 cm x 0,038 cm cuya densidad es de 2,6 g cm⁻³.

3. RESULTADOS

En la Tabla 1 se presenta los resultados obtenidos tanto para la simulación, teoría y experiencia.

Tabla 1. Cuadro comparativo de tasa la de exposición obtenido por tres vías.

Distancia fuente a monitor, cm	Tasa de exposición según (1), mR/h	Tasa de exposición experimental, mR/h	Tasa de exposición MCNP4B2, mR/h
50	23,04	21,40	23,00
100	5,76	5,60	5,75

En la simulación del TLD y con el uso del tally f4/fm4 del código MCNP4B2 fue posible encontrar que la dosis absorbida $2,814 \times 10^{-9}$ rads.

4. CONCLUSIONES

- De acuerdo a los resultados obtenidos en la tabla 1, es posible considerar al código MCNP4B2 como un instrumento de mucha utilidad para el mejoramiento de sistemas de blindaje tanto para radiaciones gamma como para neutrones.
- Es posible complementar el uso del código MCNP con las técnicas convencionales de medición de dosis, ya sean de película, termoluminiscentes, etc.

5. REFERENCIAS

- [1] J. Briesmeister, MCNP4B2 Monte Carlo N Particle Transport Code System, LANL, 1997.
- [2] F.M. Khan, The Physics of Radiation Therapy, 2nd Edition, Williams & Wilkins, 1984.
- [3] P.C. Butti, Fundamento de Dosimetría Teórica y Protección Radiológica, Vol 1, Ediciones de la UPA, 1990.
- [4] H. Cember, Introduction to Health Physics, Pergamon Press, 1980.

TRATAMIENTO QUÍMICO DE RESIDUOS RADIATIVOS LÍQUIDOS CONTAMINADOS CON CESIO-137

Guiop, L.⁽¹⁾; Mallaupoma, M.⁽²⁾ mmallaupoma@ipen.gob.pe

(1) *Universidad Nacional Federico Villarreal /Lima, Perú*

(2) *Planta de Gestión de Desechos Radiactivos – IPEN / Lima, Perú*

Se utilizó la precipitación química para el tratamiento químico de residuos radiactivos líquidos contaminados con cesio-137, la precipitación se realizó utilizando el proceso de hidróxido férrico. También se investigó el uso de hexacianoferrato de níquel como un material de intercambio iónico específico para la remoción del cesio, utilizando una concentración la más baja posible para obtener el mayor factor de descontaminación. Se agregó una pequeña cantidad de polielectrólito para permitir la aglomeración del precipitado y producir un flóculo lo cual facilita una separación más eficiente. En cada prueba experimental se utilizó 100 ml de un residuo acuoso conocido que contenía cesio-137 con una actividad aproximada de 170 – 180 Bq/ml.

Se adicionó diferentes concentraciones de ion férrico bajo la forma de cloruro férrico a un pH 2 con agitación vigorosa y luego se neutralizó a un pH 7 ya sea con solución de ácido nítrico o hidróxido de sodio para determinar la concentración óptima que se necesita en el proceso de precipitación de hidróxido férrico.

Después de determinarse la concentración óptima de ion férrico que se necesita en la solución, se adicionan una mezcla de ferrocianuro de potasio y nitrato de níquel, en

una relación 1:1, en cada prueba específica para determinar la concentración efectiva de la mezcla para remover el cesio-137 con una agitación lenta controlada. El pH se mantuvo entre 9 y 10 por la adición de pequeñas cantidades de hidróxido de sodio con el fin de obtener buenos niveles de remoción del cesio-137. Se agregó un polielectrólito aniónico para formar flóculos que fue separado por sedimentación y por filtración. Las corridas experimentales fueron realizadas ajustando el pH entre 9 y 10.

REFERENCIAS

- [1]. International Atomic Energy Agency, Handling and treatment of radioactive aqueous wastes. IAEA-TECDOC 654, IAEA, Vienna (1992).
- [2]. International Atomic Energy Agency, Treatment of low and intermediate level liquid radioactive wastes. Technical Report Series No. 236, IAEA, Vienna (1984).
- [3]. International Atomic Energy Agency, Chemical precipitation processes for the treatment of aqueous radioactive waste. Technical Report Series No. 337, IAEA, Vienna (1992).

DISEÑO DE UNA PLANTA DE TRATAMIENTO QUÍMICO PARA RESIDUOS RADIATIVOS DE BAJA Y MEDIANA ACTIVIDAD

Mallaupoma M.⁽¹⁾ mmallaupoma@ipen.gob.pe

(1) *Planta de Gestión de Desechos Radiactivos – IPEN / Lima, Perú*

Se diseña una Planta de Tratamiento Químico, a fin de realizar el tratamiento de líquidos radiactivos contaminados con radionucleidos de periodo de semidesintegración relativamente largos, así como de interés radiosanitario que se generan en la operación del reactor de 10 MW así como de la operación de la Planta de Procesamiento de radioisótopos.

En el Centro Nuclear RACSO, se tiene una planta de tratamiento químico donde se tratan los residuos radiactivos que contengan productos de fisión, con una capacidad de tratamiento de 100 m³ anuales y cuya concentración de actividad varía de 1E-5 a 1-E-03 mCi/ml. Los lodos formados son separados y colocados en cilindros de 200 litros donde se les cementa haciendo uso de una máquina mezcladora.

Esta Planta permite tratar los residuos radiactivos líquidos que tienen un interés radiosanitario. Su capacidad de tratamiento es de 100 m³ por año, de líquidos contaminados. Está compuesta de tanques de almacenamiento, tanque de alimentación, tanque de precipitación química, dosificadores de reactivos químicos y tanque de líquidos clarificados

Los residuos provenientes de las plantas de decaimiento del reactor y de la planta de producción de radioisótopos son enviados, cuando así sea necesario, a la planta de tratamiento químico. Los líquidos son recepcionados en dos tanques de almacenamiento con capacidad de 6 m³ cada uno. De allí los líquidos son alimentados, haciendo uso de una bomba, a otro tanque con capacidad de 4 m³ llamado tanque de alimentación y de material de PVC. Luego de caracterizar el residuo y homogeneizarlo se envían los residuos al tanque de precipitación y con capacidad aproximada de 1,5 m³. Este tanque es de vidrio a fin de facilitar la observación y separación de los precipitados, exteriormente. Los reactivos químicos así como los ácidos y bases que se agregan para ajustar el pH, son suministrados por la parte superior del tanque de precipitación. Cuenta con agitadores para homogeneizar la mezcla y lograr una mejor precipitación. Los lodos

producidos son alimentados directamente a tambores de 200 litros donde son mezclados con cemento, a fin de lograr, la retención de los contaminantes y una buena estabilidad. Los estudios a nivel de laboratorio permiten ajustar las condiciones más adecuadas para que el producto cementado, tenga una baja lixiviación y una buena resistencia mecánica.

Los líquidos sobrenadantes del tanque de precipitación, se envían a otro tanque de PVC, denominado tanque de clarificados, de aproximadamente 1 m³ de capacidad. Allí luego de analizar la actividad e identificar los contaminantes presentes, se tienen las opciones de retornarlos al tanque de precipitación, descargarlo a un lecho de infiltración o eliminarlo al desagüe común.

Como condiciones de diseño se ha considerado el principio de "la defensa en profundidad". Es decir, el empleo de varias barreras, para demorar o impedir la migración de radionucleidos, sin control alguno, en situaciones accidentales.

Considerando estos aspectos se han tenido en cuenta las siguientes consideraciones:

- Se ha previsto que en el caso de que por algún accidente o sismo se rompan los tanques o tuberías y se descarguen los líquidos al piso, éstos retornarán al tanque de almacenamiento. En este caso se tiene una pendiente en el suelo con cañerías.
- El piso está recubierto de un material que permita su fácil descontaminación.
- El sistema es flexible y permite el trasvase de los líquidos de un tanque a otro.
- El arranque de las bombas es manual desde un tablero, pero también se tiene la opción de operar bajo la forma semiautomática.

Los materiales que estarán en contacto con el residuo, son de material de PVC. De esta manera se evita el problema de corrosión que podría presentar al trabajar con ácidos. Los compuestos o sustancias residuales que pueden atacar al PVC, se almacenan en forma separadas para su posterior tratamiento.

En la tabla 1, se muestran las características de las bombas. En el caso de los dos tanques, uno estará destinado a la recepción y el otro, para alternarse, de forma tal que se tenga una mayor flexibilidad de operación y capacidad. La secuencia será que cualquiera de ellos está en la posibilidad de recibir los residuos. Desde

cualquiera de los tanques se podrá bombear los líquidos para su posterior tratamiento. Es decir, son de accionamiento independientes pero estarán conectados entre sí. Esto permitirá que en caso existiera fuga en algunos de ellos, no se paraliza la operación de la Planta.

Tabla 1. Características de los tanques.

No.	Descripción	Volumen (m³)	Nivel máximo (m)	Nivel mínimo (m)
1	Tanques de almacenamiento	6	1,3	0,3
2	Tanque de alimentación	4	1,6	0,2
3	Tanque de precipitación	1,5	1,5	0,2
4	Tanque de clarificado	1	0,9	0,2

La instalación cuenta con facilidades para el trasvase de líquidos entre ambos tanques. Las bombas están instaladas en paralelo y de a dos.

Todas las válvulas son de accionamiento manual, local y del tipo esférico o sea de cuarto de vuelta, lo cual evita el mantenimiento de instalaciones con comandos eléctricos y/o neumáticos.

Los tanques tienen un sistema de medición de nivel de líquido de funcionamiento sencillo y confiable, con indicación local y en el tablero de comando.

Como conclusión podemos señalar que el sistema de tratamiento químico para los residuos radiactivos líquidos resulta ser simple, confiable, económico y permite cumplir con las normas de Seguridad Radiológica.

REFERENCIAS

- [1]. Mallaupoma, M. Sistema alternativo de gestión de residuos radiactivos líquidos en el Centro Nuclear de Huarangal. Informe técnico (1989). Lima, Perú.
- [2]. Gompper, K. Treatment of Low and Intermediate Level Liquid Wastes by Chemical Precipitation. IAEA, Seminar on Management Options of Low and Intermediate Level Wastes in Latinamerica, Río de Janeiro, Brazil (1986).
- [3]. International Atomic Energy Agency. Chemical Precipitation Processes for the Treatment of Aqueous Radioactive Waste. Technical Report Series N1 337, IAEA, Vienna (1992).

CONSIDERACIONES DE SEGURIDAD RADIOLÓGICA EN LA GESTIÓN DE FUENTES DE COBALTOTERAPIA

Mallaupoma M. ⁽¹⁾ mmallaupoma@ipen.gob.pe

(1) *Planta de Gestión de Desechos Radiactivos – IPEN / Lima, Perú*

En el presente trabajo se muestra el retiro y recolección, como desecho radiactivo, de una fuente de cobalto-60 de un equipo Picker V4M/60 que fue utilizado en teleterapia en el Hospital Almanzor Aguinaga Azenjo de Chiclayo. La fuente de cobalto-60 tenía aproximadamente 800 Ci.

Se desarrollaron una serie de actividades de control operacional, a fin de cumplir con las normas de seguridad. Las actividades -en forma secuencial- que se realizaron fueron: retiro de cabezal del equipo de teleterapia, implementación y ejecución de programa de seguridad radiológica, embalaje y aseguramiento de cabezal conteniendo la fuente radiactiva, preparación de bulto radiactivo, transporte del bulto, por vía terrestre.

El programa de seguridad radiológica fue desarrollado y supervisado por personal de la Planta de Gestión de Residuos Radiactivos. En todas las actividades desarrolladas se tuvo en cuenta los principios de optimización y límites de dosis.

Para ejecutar en forma satisfactoria los correspondientes trabajos, sin poner en riesgo indebido al personal operador, se hicieron una serie de previsiones, las mismas que pueden resumirse en las siguientes actividades: Ejecución de procedimientos administrativos, coordinación y seguimiento para apoyo logístico, preparación de sala de trabajo, elaboración de procedimientos técnicos de seguridad radiológica específicos en concordancia a la secuencia de operaciones de retiro del cabezal, del equipo de teleterapia, preparación de materiales y equipos, preparación de formatos de trabajo y documentación complementaria, procedimientos técnicos de seguridad radiológica en relación a material de embalaje y transporte de bulto radiactivo, transporte desde Chiclayo a Lima, cumpliendo con las

indicaciones planteadas en la correspondiente autorización de transporte.

Como conclusión se puede decir que el programa de seguridad radiológica implementado en todas las operaciones realizadas, resultó ser efectiva, ya que permitió realizar un seguimiento permanente de las condiciones reales de trabajo y así evitar la ocurrencia de cualquier sobreexposición, la verificación de la tasa de dosis en los ambientes que forman parte del entorno del ambiente donde se encontraba el cabezal, permitió observar que no existía ningún riesgo radiológico para los trabajadores del hospital ni para el público en general, los niveles de dosis registrados y su evolución permitió observar que los niveles de dosis estuvieron muy por debajo de los límites de dosis establecidos en el Reglamento de Protección Radiológica, la fuente de estroncio que se ubicó en la zona controlada debería gestionarse como residuo radiactivo, si es que no se le va a dar un uso.

BIBLIOGRAFÍA

- [1]. Mallaupoma, M. Sistema alternativo de gestión de residuos radiactivos líquidos en el Centro Nuclear de Huarangal. Informe técnico (1989). Lima, Perú.
- [2]. Gompper, K. Treatment of Low and intermediate level liquid wastes by chemical precipitation. IAEA, Seminar on Management Options of Low and Intermediate Level Wastes in Latinamerica, Río de Janeiro, Brazil (1986).
- [3]. International Atomic Energy Agency. Chemical precipitation processes for the treatment of aqueous radioactive waste. Technical Report Series N1 337, IAEA, Vienna (1992).

LA GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS EN EL CENTRO NUCLEAR RACSO

Mallaupoma M. ⁽¹⁾ mmallaupoma@ipen.gob.pe

(1) *Planta de Gestión de Desechos Radiactivos – IPEN / Lima, Perú*

En el presente trabajo se describe la gestión de los diferentes residuos radiactivos que se generan en el C.N. RACSO y los producidos por instalaciones radiactivas existentes en el país. En el caso de los residuos líquidos se identifican dos tipos característicos, unos de corto período de semidesintegración y otros que corresponden a productos de fisión y cuyo período de semidesintegración son más largos, alrededor de 30 años. Considerando el informe de seguridad se espera procesar residuos que contengan una cantidad aproximada de 1,5 Ci de cesio-137. Este tipo de residuos serán sometidos a tratamiento químico, donde los lodos resultantes son solidificados con cemento, mientras que el sobrenadante considerando su nivel de concentración de actividad es eliminado a trincheras o al desagüe común.

En el caso de los residuos radiactivos sólidos, se realiza una segregación considerando su período de semidesintegración. Para los residuos que tienen corto período de semidesintegración son eliminados como desechos comunes una vez que han decaído radiactivamente.

Los residuos radiactivos sólidos se categorizar en dos grupos. Los de categoría 1 se ubican los residuos radiactivos que contienen radioisótopos de corto período de semidesintegración. Estos residuos son colectados en bolsas de plástico para posteriormente ser compactados.

En el caso de los residuos pertenecientes a la categoría 2 son segregados en el lugar de

origen en compactables y no compactables. Los desechos no compactables son colocados en cilindros de 200 litros para su acondicionamiento por cementación.

En el caso de Fuentes radiactivas selladas en desuso son acondicionadas en cilindros de 200 litros de capacidad para posteriormente realizar su acondicionamiento por cementación.

Se puede concluir que el concepto de Gestión de Residuos Radiactivos que se desarrolla en el C.N. RACSO está en concordancia al estado de arte actual.

BIBLIOGRAFÍA

- [1]. Mallaupoma, M. Sistema alternativo de gestión de residuos radiactivos líquidos en el Centro Nuclear de Huarangal. Informe técnico (1989). Lima, Perú.
- [2]. Gompper, K. Treatment of low and intermediate level liquid wastes by chemical precipitation. IAEA, Seminar on Management Options of Low and Intermediate Level Wastes in Latinamerica. Río de Janeiro, Brazil (1986).
- [3]. International Atomic Energy Agency. Chemical precipitation processes for the treatment of aqueous radioactive waste. Technical Report Series No. 337, IAEA, Vienna (1992).

AUTOMATIZACIÓN DE LA PLANTA DE TRATAMIENTO QUÍMICO DE RESIDUOS RADIATIVOS DEL C.N. RACSO

Ayala A.⁽¹⁾; Quevedo M.⁽¹⁾; Mallaupoma M.⁽²⁾ mmallaupoma@ipen.gob.pe

(1) Universidad Nacional de Ingeniería / Lima, Perú

(2) Planta de Gestión de Desechos Radiactivos – IPEN / Lima, Perú

El Centro Nuclear RACSO cuenta con una planta de tratamiento químico, el mismo que ha sido diseñado y construido para el tratamiento de residuos radiactivos líquidos de baja y mediana actividad. Considerando las normas de Seguridad Radiológica y el principio de optimización a fin de reducir dosis del personal operador, se realizó el desarrollo de la automatización de la Planta de Tratamiento Químico.

En la automatización de la planta de tratamiento químico se consideraron dos estrategias de control. En la estrategia de control No. 1 se considera la utilización de instrumentación de tipo convencional. El sistema consta de 23 entradas discretas, 28 salidas discretas, los cuales son controlados por un controlador programable (PLC). Esta de estrategia de control consta de 3 lazos de control. El primero comprende los subsistemas planta de decaimiento, almacenamiento, y alimentación. El segundo lazo comprende los subsistemas de precipitación y clarificado y el tercer lazo, los subsistemas de clarificador y evacuación. Se utilizó el software Lookout como sistema SCADA.

En la estrategia de control No. 2, se considera la utilización de sensores de actividad de líneas de sistemas redundantes, los cuales proporcionan mayor confiabilidad y seguridad en el tratamiento de residuos radiactivos líquidos.

El sistema es controlado por un programable (PLC) tipo modular con entradas y salidas I/O digitadas y entradas y salidas I/O analógicas, y supervisadas por el software lookout. En esta

estrategia se identifican dos lazos de control automáticos. El primer lazo comprende los subsistemas plantas de decaimiento, almacenamiento y alimentación. El segundo lazo comprende los subsistemas de precipitación, clarificado y evacuación.

Como conclusión se puede indicar que la estrategia de control No.1 no considera un sistema de medición de actividad de línea, por lo que resulta ser la más viable económica y técnicamente, por que los niveles de actividad de los residuos no requiere un control sofisticado. En la estrategia de control No. 2 se considera un sistema de medición de actividad en línea, lo cual permite un control más fino pero su costo de implementación es mayor.

El software que es un sistema SCADA permite trabajar tanto en procesos continuos como en Batch.

REFERENCIAS

- [1]. National Instruments. Lookout Basics Course Manual, 1996, Parta Number 321422^a-01
- [2]. Porras, A.; Molina, M. Autómatas programables: Fundamentos, Manejo e Instalación. Edit. Mc Graw Hill, España.
- [3]. TECSUP. Automatización Industrial, Selección e Integración de equipos, Lima, Perú (1993)

CARACTERIZACIÓN DE RESIDUOS LÍQUIDOS RADIATIVOS DEL C.N. RACSO

Quevedo M. ⁽¹⁾; Ayala A. ⁽¹⁾; Mallaupoma M. ⁽²⁾ mmallaupoma@ipen.gob.pe

(1) Universidad Nacional de Ingeniería / Lima, Perú

(2) Planta de Gestión de Desechos Radiactivos – IPEN / Lima, Perú

En el tratamiento químico de los residuos radiactivos líquidos, un aspecto básico a considerar es su caracterización, lo cual involucra analizar una serie de parámetros fisicoquímicos de los residuos radiactivos líquidos así como de los contaminantes. Se realizó una evaluación periódica de las características de los residuos radiactivos que se encontraban en las plantas de decaimiento del RP-10 y de la Planta de Producción de Radioisótopos.

Se concluye que el pH es muy variable conteniendo un pH alcalino en el caso del RP-10 y un pH ácido en el caso de la Planta de Producción de Radioisótopos. También se observó una significativa cantidad de sulfato y la dureza total resultó ser mayor en el caso de los líquidos contaminados provenientes de la Planta de Producción de Radioisótopos con respecto al reactor RP-10.

REFERENCIAS

- [1]. Mallaupoma, M. Sistema alternativo de gestión de residuos radiactivos líquidos en el Centro Nuclear de Huarangal. Informe técnico (1989). Lima, Perú.
- [2]. Gompper, K. Treatment of low and intermediate level liquid wastes by chemical precipitation. IAEA . Seminar on Management Options of Low and Intermediate Level Wastes in Latinamerica, Río de Janeiro, Brazil (1986).
- [3]. International Atomic Energy Agency. Chemical precipitation processes for the treatment of aqueous radioactive waste. Technical Report Series No. 337 , IAEA, Vienna (1992).

DISEÑO DE CONTENEDORES PARA RESIDUOS RADIATIVOS

Chávez P.⁽¹⁾; Mallaupoma M.⁽²⁾ mmallaupoma@ipen.gob.pe

(1) *Universidad Nacional Faustino Sánchez Carrión /Huacho, Perú*
(2) *Planta de Gestión de Desechos Radiactivos – IPEN / Lima, Perú*

Los diferentes residuos radiactivos producidos durante las múltiples aplicaciones de la tecnología nuclear, presentan diferentes características y deben ser acondicionados en forma segura. Los desechos radiactivos deben ser embalados para su transporte, acondicionamiento, aprovisionamiento provisional o definitivo. En todos los casos se requiere contar con contenedores que satisfagan una serie de exigencias técnicas de forma tal que se atenúe la radiación y se mantenga la integridad del bulto radiactivo frente a los efectos mecánicos y al fuego.

En la investigación realizada se identificaron y diseñaron diferentes tipos de contenedores que cumplieran con las exigentes técnicas correspondientes, como que los contenedores cuenten con un cierre seguro que permanezca cerrado durante su transporte. La máxima tasa de dosis en su superficie no debe exceder los 2 mSv/h.

Las dimensiones de los contenedores varían habiéndose aplicado el concepto de defensa en profundidad. Este concepto es aplicado y desarrollado con mayor énfasis en los contenedores utilizados para su disposición final. Los blindajes que se utilizan para atenuar la radiación son el concreto y el plomo.

En el diseño de los contenedores se ha tenido en cuenta las características químicas de los desechos, resistencia a la corrosión, análisis de compatibilidad, contenedor - desecho radiactivo, características mecánicas, resistencia térmica y conductividad técnica.

Se concluye en el caso del cilindro de acero inoxidable estandarizado de 200 litros debe contar con tapa y suncho, fabricado en plancha de 1,2 mm. De espesor, con recubrimiento interior de barniz epóxico fenólico y pintado exterior de color amarillo, con esmalte horneable.

REFERENCIAS

- [1]. Fernández, G. Nociones para el Cálculo de blindajes para radiación gamma. 1994, Buenos Aires, Argentina.
- [2]. Mallaupoma, M. Gestión de residuos radiactivos en el C.N. RACSO. Lima, Perú, 1999.
- [3]. International Atomic Energy Agency. Handling, Conditioning and Storage of Spent Sealed Radioactive Sources. TECDOC 1145, 2000, Vienna.

7. Aplicaciones Nucleares

ELABORACIÓN DE UN RADIOFÁRMACO (PARTE II): FORMULACIÓN, MARCACIÓN Y DISTRIBUCIÓN BIOLÓGICA DEL EC

Robles A.⁽¹⁾ arobles@ipen.gob.pe; López J.⁽²⁾

(1) *Planta de Producción de Radioisótopos – IPEN / Lima, Perú*

(2) *Universidad Nacional Mayor de San Marcos. Facultad de Química e Ingeniería Química / Lima, Perú*

ABSTRACT

In radiopharmacy the use of complexes as radiopharmaceutical requires that the procedure of labelling (complexing) achieves a radiochemical purity of the complex ligand-Tc 99m greater than 98%. A study to find the chemical and physical parameters which permit the EC ligand complexing with Tc-99m and the biological distribution is presented.

Key words: radiopharmaceutical, formulation, labelling, biotracers, technetium 99m.

RESUMEN

En radiofarmacia, el uso de un complejo como radiofármaco requiere que el procedimiento de marcación (complejamiento) logre una pureza radioquímica del complejo ligando-Tc 99m mayor al 98%. Se presenta un estudio para encontrar los parámetros químicos y físicos óptimos que permitan el complejamiento del ligando EC con el Tc 99m y luego evalúa la distribución biológica del complejo obtenido en ratones de laboratorio.

Palabras clave: radiofármaco, formulación, marcación, biotrazadores, tecnecio 99m

RADIOISÓTOPOS EN MEDICINA

La aplicación de la energía nuclear en medicina se debe a las diversas propiedades de los tipos de energías emitidas por los radioisótopos. Estas propiedades no los hacen químicamente diferentes de los isótopos estables del mismo elemento y, por lo tanto, los sistemas biológicos son incapaces de establecer diferencias entre los diversos isótopos de un elemento, y por esta razón, siguen las mismas rutas metabólicas y de difusión en el organismo. A lo largo de todo este recorrido metabólico pueden ser

detectados desde el exterior gracias a su propiedad de emitir radiación, lo cual permite su utilidad como trazadores biológicos¹.

Todos los usos terapéuticos de los radioisótopos dependen de la capacidad de las radiaciones de ionizar los átomos de las sustancias que atraviesan; esta ionización, a su vez, conduce a cambios químicos y biológicos. Los usos en diagnóstico médico se deben a que las radiaciones pueden detectarse con facilidad y medirse cuantitativamente.

Los métodos modernos de diagnóstico con radioisótopos consisten en introducir una fuente de emisores gamma en el organismo, localizar y medir en el exterior la radiación electromagnética emitida en equipos capaces de expresarla en términos cuantitativos. Las técnicas que se basan en estos fundamentos, se conocen como técnicas de diagnóstico centellográficos, con los cuales se obtiene la representación bidimensional de los órganos o tejidos en estudio y la información funcional de dichos órganos (ensayos dinámicos y cinéticos). También las sustancias radiactivas se emplean en algunas investigaciones de tipo fisiológico o químico-biológico. La medicina nuclear se ha desarrollado siguiendo el tratamiento y el diagnóstico de las enfermedades¹.

Los radioisótopos más utilizados en medicina nuclear son el Iodo 131 y el Tecnecio 99m. El I-131 se desintegra por emisión de radiaciones gamma de 364 KeV y también por emisiones beta de 606 KeV, al utilizarlo, incorporamos al organismo radiaciones beta innecesarias. Presenta además un período de semidesintegración de 8,04 días. Se utiliza para marcar compuestos a los cuales el Tecnecio no se incorpora fácilmente.

El Tc 99m presenta varias ventajas para ser utilizado en medicina nuclear; posee un período de semidesintegración corto, radiaciones gamma monoenergéticas de 140 KeV,

(energía ideal para los equipos de detección actuales). Asimismo, posee la propiedad química de formar complejos con moléculas que posean en su estructura átomos de N, O y S².

Es necesario conocer el método utilizado en el país para obtener la solución Tecnecio, ya que tenemos como objetivo producir el EC de acuerdo a las características de esta solución.

PRODUCCIÓN DEL TECNECIO 99m

Se obtiene a partir del óxido de molibdeno 98 natural o enriquecido irradiado con neutrones o también como subproducto de fisión del óxido de uranio 235 irradiado con neutrones en un reactor de alto flujo. De estos procesos se obtiene Mo-99 el cual al desintegrarse espontáneamente, por emisión de radiaciones beta negativa, origina los diferentes isótopos del Tc 99.

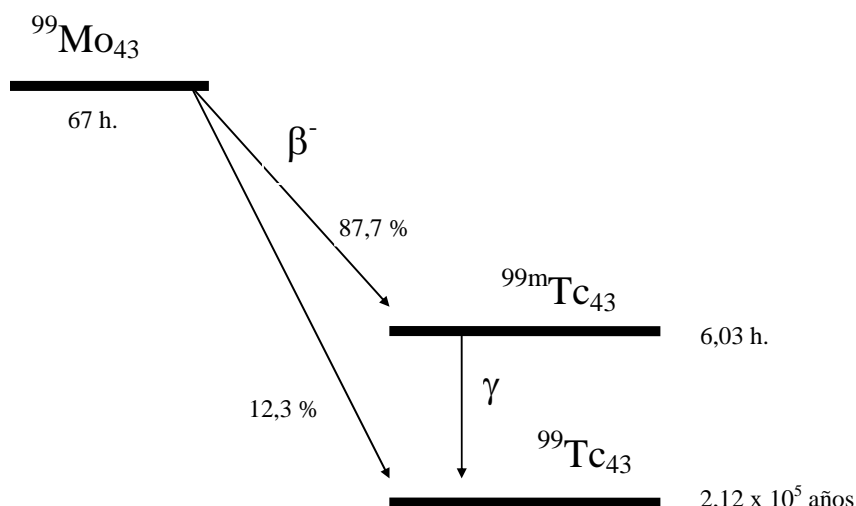


Gráfico 1. Decaimiento del Mo 99 y del Tc 99m.

El Tc 99m puede ser separado de su "padre" Mo 99, por uso de generadores basados en columnas cromatográficas o por técnicas de extracción con solventes.

RADIOFÁRMACOS

Se conocen como drogas radiactivas o formulaciones químico-medicinales que contienen uno o más radionucleídos como parte integral de su composición, sea orgánica o inorgánica. Se caracterizan por emitir radiación β o γ con una determinada energía de emisión, dependiendo de la cantidad y calidad de esta energía emitida el radiofármaco será usado para terapia o diagnóstico¹.

Un radiofármaco a diferencia de un fármaco no implica efecto farmacológico en el sentido estricto de la palabra; se ha aconsejado llamarle "trazador radiactivo" pero, debido a que en su uso se aplican los principios básicos de la farmacocinética y los procesos de control

de calidad de los fármacos son denominados radiofármacos².

Los radiofármacos pueden ser clasificados en dos tipos: terapéuticos y de diagnóstico. En Medicina Nuclear casi el 95% de los radiofármacos son usados para el diagnóstico y de todos ellos el 85% son radiofármacos del Tc - 99m³.

Se administra en general por vía intravenosa por lo que deben ser estériles y libres de pirógenos cumpliendo con el control de calidad de una droga comercial (inyectable) y una vez localizado en un órgano determinado del cuerpo se detecta con el equipo adecuado.

FUNCIÓN DE LOS RADIOFÁRMACOS

Son verdaderos trazadores radiactivos y se administran con el fin de visualizar la anatomía de un órgano o sistema, evaluar el comportamiento fisiopatológico a nivel de los tejidos, analizar a través de su metabolismo el

comportamiento bioquímico o determinar cuantitativamente sus parámetros farmacocinéticos; comparando estos resultados con los obtenidos en una población de seres humanos normales^{2,3}.

Tratamiento de enfermedades

Para cumplir su acción terapéutica, el radiofármaco administrado en cantidades suficientes (mCi) debe acumularse selectivamente en el tejido u órgano alterado permitiendo de esta manera que las radiaciones emitidas destruyan total o parcialmente el tejido circundante. Su aplicación se da en el tratamiento de enfermedades mortales tales como la leucemia y el cáncer principalmente, también como paliativos sintomáticos en algunas otras enfermedades⁴.

Diagnóstico de enfermedades

Los métodos de diagnóstico que actualmente se emplean son¹:

- a. Método de análisis de muestras y Radioinmunoanálisis
En estos métodos, se administra al paciente una dosis trazadora (mCi) de un compuesto radiactivo y luego se determina su concentración en muestras de sangre, orina o heces, según corresponda.
- b. Métodos de detección externa
Estos métodos se basan en el estudio de la variación a nivel de un determinado órgano o tejido de la actividad de un compuesto radiactivo administrado al paciente en función del tiempo. La radiactividad en el órgano o tejido se mide externamente mediante un detector, conectado a un sistema analizador capaz de cuantificar y registrar variaciones de actividad producidas durante cierto tiempo.
- c. Métodos de localización visual
Basados en la localización dentro del organismo del radiofármaco emisor gamma administrado. La radiación es captada exteriormente por un sistema detector convenientemente colimado unido a un equipo analizador y registrador capaz de dar una imagen bidimensional de la distribución de la radiactividad en el organismo. Esta técnica es conocida como centellografía y exige en general radioisótopos de alta actividad pero al mismo tiempo de corto período de semidesintegración, para disminuir la irradiación en los pacientes.

La biodistribución de los radiofármacos utilizados con fines de diagnóstico y los mecanismos de localización en los órganos o tejidos blandos dependen principalmente de sus propiedades físico-químicas, farmacológicas y farmacocinéticas. El transporte in vivo de los compuestos marcados se ve condicionado por las características de la molécula portadora del radionucleído. Así la absorción, transporte, captación, excreción y biodisponibilidad variarán en función de las propiedades de esa molécula. El objetivo es aplicar a la molécula una función específica, por tanto los mecanismos de localización de cada molécula, son los que van a permitir un estudio orgánico morfológico y/o funcional⁵.

FORMULACIÓN Y MARCACIÓN DEL EC

El objetivo de un estudio de formulación es evaluar los parámetros químicos y físicos para obtener un protocolo de producción de un kit del agente de radiodiagnóstico. Un kit o juego de reactivos se presentan en un frasco estéril que contiene los compuestos químicos no radiactivos que se requieren para producir un determinado radiofármaco, luego de reaccionar con el pertecnetato de sodio. Las sustancias presentes en el juego de reactivos son principalmente el agente complejante (ligando) y el agente reductor; usualmente cloruro estannoso.

Para la preparación se agrega a la solución del agente complejante, a un pH definido, el cloruro estannoso en solución ácida. El preparado se divide en alícuotas que se colocan en frascos pre-esterilizados (viales) de 5 mL de capacidad. El producto puede almacenarse en forma liofilizada o congelada hasta el momento de su uso. En ambos casos conviene guardarlo bajo presión de nitrógeno. Un juego de reactivos en solución dura sólo uno o dos días pero liofilizado dura varios meses.

En la preparación de los radiofármacos de Tc 99m están presentes tres especies:

1. TcO_4^- libre que no ha sido reducido por el Sn(II).
2. Tc 99m reducido e hidrolizado (TcO_2).
3. El complejo de Tc 99m deseado (EC – Tc 99m).

El EC es un ligando tetradentado que forma con el ion oxotecnecio un complejo estable y para obtenerlo debe reducirse el ion pertecnetato (VII) a oxotecnecio (V), donde el agente reductor utilizado es el cloruro de

estaño dihidratado: $\text{SnCl}_2 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$. La formación de este complejo es favorecida por la hidrólisis de los grupos carboxílicos del EC; por lo que, el proceso de complejamiento debe realizarse en un sistema de pH básico que se mantiene preferiblemente con un buffer fosfato. Posteriormente a la formación del complejo el pH del sistema debe neutralizarse para ser inyectado en pacientes.

El procedimiento de formulación y marcación del EC se basa en el trabajo publicado por Verbruggen⁶ en 1992, el cual es el siguiente:

En un vial de 10 mL se adiciona sucesivamente 1 mL de solución acuosa de L,L-EC (0,1-5 mg/mL) a pH 6-13, 5 - 100 μg $\text{SnCl}_2 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$ disuelto en 25 μL HCl 0,05 N y 2,8 mL del eluido de un generador comercial de Mo 99/Tc 99m conteniendo 370 MBq - 3700 MBq de pertecnetato. Después de un período de incubación de 10 s - 10 m el pH se ajustó a $7 \pm 0,5$ por adición del volumen requerido de una solución buffer fosfato 0,5 M de pH 5.

Para la marcación del EC, Blondeau⁷ utiliza una solución de Tecnecio obtenida a partir de un generador. Sin embargo, la solución de Tecnecio obtenida en el país presenta características particulares; lo cual hace necesario realizar un estudio completo de los parámetros que determinan el rendimiento de marcación, lo que comúnmente se conoce como Pureza Radioquímica (PRQ).

PARTE EXPERIMENTAL

FORMULACIÓN Y MARCACIÓN DEL EC CON Tc 99m

El kit de marcación estará compuesto por 2 viales, el primero contendrá el EC y el estaño disueltos en una solución buffer fosfato de pH básico y el segundo vial contendrá una solución buffer fosfato de bajo pH que se utilizará para neutralizar el primer vial luego de marcado.

Las variables químicas a evaluar en el caso del EC son la cantidad de ligando, el pH de formulación, la cantidad de Sn(II), el tiempo de incubación post-marcación luego del cual el sistema puede ser neutralizado y la estabilidad del complejo formado a través del tiempo.

Las pruebas de formulación se realizan para obtener 20 ó 30 mL de solución de EC que contiene el agente reductor. Esta solución es luego dispensada en viales de 5 mL a razón

de 1 mL por vial y sellados bajo ambiente de nitrógeno gaseoso para evitar la oxidación del estaño. Antes de empezar, todas las soluciones utilizadas durante el proceso de formulación deben saturarse con nitrógeno gaseoso, por lo menos durante 15 minutos, para eliminar el oxígeno disuelto en ellas.

Marcación es la reacción que brinda como resultado el complejo de EC-Tc 99m. En este proceso se inyecta a un vial formulado; 1 mL de solución salina que contiene el pertecnetato de sodio; el cual es reducido por el estaño y forma el complejo de EC-Tc 99m. Este proceso de marcación del ligando EC ocurre a temperatura ambiente y luego de un tiempo de incubación post-marcación el vial es neutralizado.

Se realizaron pruebas de formulación evaluando la influencia de los factores de pH, cantidad de ligando, cantidad de $\text{SnCl}_2 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$ y el tiempo de incubación post-marcación.

PROCEDIMIENTO GENERAL

Para 30 mL de solución formulada.

- En un vaso beaker de 100 mL provisto de un baño de hielo y un agitador magnético se coloca el peso calculado de EC en 25 mL de buffer fosfato de pH básico (pH de formulación). La disolución es lenta, el EC se disuelve totalmente y la solución debe ser transparente y limpia, se mantiene en nitrogenación constante y se anota el pH de esta solución.
- Preparación de la solución de estaño: pesar 0,1 g de $\text{SnCl}_2 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$ y disolver en 0,1 mL de HCl concentrado, enrasar a 5 mL. Luego, adicionar muy lentamente la cantidad necesaria de la solución de estaño preparada al momento; evitando que la solución se vuelva turbia, el pH bajará levemente. La solución debe ser limpia y transparente. Anotar el pH.
- Llevar el pH de la solución con hidróxido de sodio 3N hasta su valor de formulación.
- Enrasar con buffer fosfato hasta 30 mL. Anotar el pH final de formulación.
- Pasar la solución por un filtro de 0,22 μm ; fraccionar 1 mL por vial y sellar en atmósfera de nitrógeno.

EVALUACIÓN DEL pH DE MARCACIÓN

Se realizaron pruebas de formulación evaluando la influencia del pH de marcación sobre

el rendimiento de la pureza radioquímica (PRQ). El rango de los valores de pH evaluados fue entre 7 y 13.

En todas las pruebas de formulación se mantuvieron constantes los siguientes factores por mL de solución formulada :

Ligando EC	=	3 mg.
SnCl ₂ .2H ₂ O	=	100 µg.
Tiempo de incubación post-marcación	=	20 minutos.
Actividad de marcación	=	2 mCi.
pH final de marcación	=	7,0

OBSERVACIONES EXPERIMENTALES

Durante el proceso de formulación se observó dificultad para disolver el EC a valores de pH entre 7 y 9, quedando en algunos casos una ligera turbidez debida al ligando no solubilizado. A valores de pH entre 10 y 13 la solubilidad del EC mejora notablemente; llegando a ser casi inmediata a pH de 12,5 y 13.

La adición de la alícuota de solución ácida de SnCl₂.H₂O forma mayor cantidad del coloide Sn(OH)₂ a medida que aumenta el valor de pH de formulación. Este coloide enturbia notablemente la solución pero se observa su disolución hasta quedar una solución casi transparente a valores de pH mayores a 11,5.

EVALUACIÓN DE LA CANTIDAD DEL LIGANDO EC

La cantidad de ligando que es recomendable utilizar es de 1 a 5 mg por mL de solución formulada. Las pruebas de formulación se iniciaron con 3 mg de EC por ser un valor intermedio.

Se evaluó el porcentaje de PRQ con cantidades de ligando de 1 y 5 mg por mL. Los factores constantes en estas pruebas fueron:

pH de formulación	=	12,0
SnCl ₂ .2H ₂ O	=	100 µg.
Tiempo de incubación post-marcación	=	20 minutos.
Actividad de marcación	=	2 mCi.
pH final de marcación	=	7,0

OBSERVACIONES EXPERIMENTALES

El pH de formulación permite una disolución rápida del ligando aún considerando el incremento de la cantidad empleada. La adición de la alícuota de la solución ácida de

SnCl₂.2H₂O se hace lentamente a este pH para evitar la formación de una gran cantidad del coloide Sn(OH)₂.

EVALUACIÓN DE LA CANTIDAD DEL AGENTE REDUCTOR

La cantidad de pertecnetato de sodio añadido durante las pruebas preliminares de marcación (2mCi), justifica menos de 100 µg por mL de solución formulada. Sin embargo, considerando los siguientes factores:

- Aún no se ha obtenido un porcentaje de pureza radioquímica reproducible mayor al 90%.
- Que en el futuro se utilizará mayor cantidad de actividad para la marcación.
- Las pérdidas del agente reductor en el proceso de preparación de la solución de estaño.
- El cambio brusco de pH que ocurre al adicionar la alícuota de esta solución en el proceso de formulación.

Se decidió realizar pruebas con cantidades mayores a 100 µg de SnCl₂.2H₂O. Los factores tomados como constantes en estas pruebas fueron:

pH de formulación	=	12,00
Ligando EC	=	1 mg
Tiempo de incubación post-marcación	=	20 minutos
Actividad de marcación	=	2 mCi
pH final de marcación	=	7,0

OBSERVACIONES EXPERIMENTALES

Se observó la tendencia a la formación de mayor cantidad del coloide Sn(OH)₂ al utilizar cantidades de estaño mayores a 100 µg. Una adición lenta de la alícuota de estaño y una constante y eficiente agitación permite una redisolución de este coloide, quedando una solución ligeramente turbia o totalmente transparente. El coloide no redisoluelto se elimina al pasar la solución por el filtro de 0,22 µm y también forma parte de la pérdida del agente reductor.

EVALUACIÓN DEL TIEMPO DE INCUBACIÓN POST-MARCACIÓN

La evaluación se realizó buscando el menor tiempo de incubación post-marcación necesario para que se forme el total de las moléculas marcadas. Los tiempos evaluados estuvieron entre 5 y 30 minutos, luego de los

cuales se neutralizó el contenido de cada vial con la cantidad necesaria de solución de Buffer fosfato 0,5 M de pH 5,0. Los factores considerados como constantes en estas pruebas fueron:

pH de formulación	=	12,00
Ligando EC	=	1 mg.
SnCl ₂ .2H ₂ O	=	500 µg.
Actividad de marcación	=	2 mCi.
pH final de marcación	=	7,0

OBSERVACIONES EXPERIMENTALES

No se notaron mayores diferencias a las ya descritas en las pruebas anteriores.

MARCACIÓN DEL EC CON Tc 99m

Cada una de las pruebas de formulación fue marcada con 2 mCi siguiendo el siguiente procedimiento:

- Primeramente, todo trabajo que implique el uso de soluciones radiactivas se realiza considerando las medidas de seguridad necesarias. Para este caso, se utiliza guantes de plástico descartables y todo el proceso se realiza en el interior de un castillo de plomo armado en una campana radioquímica.
- Se toma el vial de solución madre de pertecnetato de sodio y se mide la actividad que presenta en una cámara de ionización (contador gamma).
- Se extrae con una jeringa limpia la cantidad de solución madre que contenga la actividad a utilizar y se coloca en un vial limpio.
- Se lleva a 1 mL con solución de suero fisiológico (NaCl 0,9 %).
- Se inyecta esta solución de pertecnetato al vial formulado y se mantiene en un blindaje de plomo.
- Pasado del tiempo de incubación se inyecta al vial la cantidad necesaria de buffer fosfato 0,5 M de pH 5,0 para llevarlo

a pH 7,0 sin sacarlo del blindaje en el que se encuentra.

- Luego de este proceso se realiza en el vial las pruebas de marcación (porcentaje de pureza radioquímica, pH).

DISTRIBUCIÓN BIOLÓGICA

El kit de formulación propuesto debe tener las características biológicas de biodistribución; es decir, el complejo debe ser absorbido eficientemente por los riñones y excretado en la orina. Antes de iniciar el ensayo de biodistribución, se requiere comprobar la atoxicidad del ligando EC preparado.

Para determinar la toxicidad aguda del ligando, se inyecta 0,1 ml de solución de EC (1 mg de EC se disuelve en buffer fosfato 0,05 M de pH 12 y luego se lleva a pH 7) a cada uno de cinco ratones CFW la dosis inyectada equivale a 500 veces más que la dosis a utilizar en humanos, en proporción al peso del animal. Los ratones fueron puestos en observación durante una semana, se considera no tóxico si ningún animal presenta reacciones adversas o muere. Ningún ratón murió y tampoco presentaron cambios en su comportamiento normal; por lo que, el ligando se considera atóxico.

En el ensayo de biodistribución se inyecta a un par de ratones CFW 0,1 mL del complejo trazador obtenido según el reciente estudio. Los ratones fueron sacrificados entre los 5 y 60 minutos y luego se realiza la disección extrayendo los principales órganos vitales, se pesan y se mide la radiactividad que presentan.

RESULTADOS

FORMULACIÓN Y MARCACIÓN DEL N.N-BIS-L-(1-CARBOXI-2-MERCAPTOETIL) ETILENDIAMINA (EC) CON Tc 99m.

Se obtuvieron los siguientes resultados en la evaluación de los parámetros de formulación:

Tabla 1. Efecto del pH de marcación sobre la pureza radioquímica (PRQ).

FORMULACIÓN	COMPOSICIÓN POR VIAL		pH de MARCACIÓN	pH FINAL DE MARCACIÓN	PRQ
	EC (mg)	SnCl ₂ .2H ₂ O(ug)			
1	3	100	7,8	7	31 %
2	3	100	8,4	7	56 %
3	3	100	9,4	7	72 %
4	3	100	11,6	7	76 %
5	3	100	12,0	7	76 %
6	3	100	12,0	7	78 %
7	3	100	12,6	7	74 %

Tabla 2. Efecto de la cantidad de ligando sobre la PRQ.

FORMULACIÓN	COMPOSICIÓN POR VIAL		pH de	pH FINAL DE	PRQ
	EC (mg)	SnCl ₂ .2H ₂ O(ug)	MARCACIÓN	MARCACIÓN	
6	3	100	12	7	78 %
8	1	100	12	7	93,4 %
9	1	100	12	7	91,4 %

Tabla 3. Efecto de la cantidad de agente reductor sobre la PRQ.

FORMULACIÓN	COMPOSICIÓN POR VIAL		pH de	pH FINAL DE	PRQ
	EC (mg)	SnCl ₂ .2H ₂ O(ug)	MARCACIÓN	MARCACIÓN	
9	1	100	12	7	91,4 %
10	1	200	12	7	94,4 %
11	1	400	12	7	98,4 %
12	1	500	12	7	99,6 %
13	1	600	12	7	93,8 %

Tabla 4. Efecto del tiempo de incubación post-marcación sobre la PRQ.

FORMULACIÓN	TIEMPO DE		PRQ
	INCUBACIÓN (*)		
12	10		97,8 %
14	15		99,3 %
15	20		99,2 %
16	25		99,6 %
17	30		99,1 %

(*) Tiempo en minutos.

Tabla 5. Estabilidad del complejo EC - Tc 99m.(*)

FORMA	SOLUCIÓN INICIAL		SOLUCIÓN DILUIDA (**)	
	0 HORAS	4 HORAS	0 HORAS	4 HORAS
QUÍMICA				
EC - Tc 99m	99,70 %	99,29 %	99,38 %	99,0 %
TcO ₄ ⁻	0,17 %	0,60 %	0,26 %	0,12 %
TcO ₂	0,11 %	0,11 %	0,36 %	0,87 %

(*) Composición : 1mg EC, 500 ug SnCl₂.2H₂O, 2mCi de NaTcO₄, 15 minutos de incubación, pH final 7.

(**) Dilución [1:5] en Buffer fosfato 0,05 M de pH 7,0.

DISTRIBUCIÓN BIOLÓGICA

1) Tiempo : 5 minutos
 Hora Marc. : 11:00 am.
 Actividad : 5 mCi
 Volumen : 5,3 mL.

Peso (g) : 31,52
 Vol. Iny. : 0.1 mL.
 Hora de Iny. : 1:40 pm.
 Hora de Sacr. : 1:46 pm.

Prom. Est. : 621.00
 1% Est. : 578.12

Prom. Fondo : 26.00

ORGANO	PESO (g)	CUENTAS (c/10s)	CUENTAS Netas	% D.I./ORG.	% D.I./g.
Sangre	0,27	433,00	3325,94	5,75	2,23
Hígado	1,66	4794,00	4768,00	8,25	3,20
Bazo	0,14	52,00	26,00	0,04	0,02
Pulmones	0,17	183,00	157,00	0,27	0,11
Riñones	0,50	26268,00	26242,00	45,39	17,59
Estómago	0,35	212,00	186,00	0,32	0,12
Int. Delgado	1,93	1837,00	1811,00	3,13	1,21
Int. Grueso	2,60	1419,00	1393,00	2,41	0,93
Vejiga + Orina	0,19	109543,00	109517,00	189,44	73,41
Corazón	0,18	95,00	69,00	0,12	0,05
Cola	0,80	1715,00	1689,00	2,92	1,13

Observaciones: Solución Inicial con PRQ 99,60 %. Se usó una solución Diluida [1:5] Buffer Fosfato de pH 7.00 con PRQ 99,18 %.

2) Tiempo: 60 minutos

Hora Marc. : 11:00 am.
Actividad : 5 mCi
Volumen : 5,3 mL.

Prom. Est. : 670,00
1% Est. : 643,12

Peso (g) : 33,32
Vol. Iny. : 0,1 mL.
Hora de Iny. : 12,05 m.
Hora de Sacr. : 1:10 pm.

Prom. Fondo : 26,00

ORGANO	PESO (g)	CUENTAS (c/10s)	CUENTAS Netas	% D.I./ORG.	% D.I./g.
Sangre	0,12	38,00	233,24	0,36	0,16
Hígado	1,91	429,00	403,00	0,63	0,33
Bazo	0,11	28,00	2,00	0,00	0,03
Pulmones	0,34	40,00	14,00	0,02	0,06
Riñones	0,57	170,00	144,00	0,22	0,39
Estómago	0,34	56,00	30,00	0,05	0,14
Int. Delgado	1,91	1691,00	1665,00	2,59	1,36
Int. Grueso	1,96	54,00	28,00	0,04	0,02
Vejiga + Orina	0,23	1670,00	1644,00	2,56	11,11
Corazón	0,19	28,00	2,00	0,00	0,02
Cola	0,95	114,00	88,00	0,14	

Observaciones: Solución Inicial con PRQ 99,60 %. Se usó una solución diluída [1:5] buffer fosfato de pH 7.00 con PRQ 99,38 %.

DISCUSIÓN DE RESULTADOS

FORMULACIÓN Y MARCACIÓN DEL EC CON Tc 99m

Para obtener un protocolo de producción de un agente de radiodiagnóstico es de suma importancia evaluar su PRQ en función de distintos parámetros. En el caso del EC éstos parámetros son: pH, cantidad de ligando, cantidad del agente reductor y el tiempo de incubación post-marcación.

Por otro lado, la cantidad de agente reductor tiene relación directa con las características de la solución de tecnecio que se obtiene en el Perú. Los resultados obtenidos (Tablas 1, 2, 3, 4) nos indican que es preferible trabajar con 500 mg de $\text{SnCl}_2 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$ por mililitro de solución formulada asegurando de esta manera una pureza radioquímica superior al 98 %.

Purezas radioquímicas mayores al 97 % se obtienen al adoptar un tiempo de incubación de 15 minutos, el cual es suficiente para la formación total del complejo, Tabla 4.

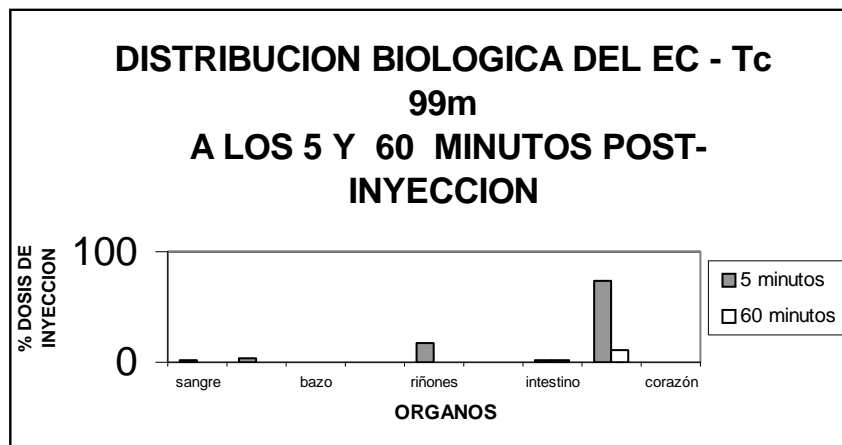
Los resultados mostrados en la tabla 5 indican una PRQ mayor al 99 % hasta 4 horas post-marcación, comprobándose la estabilidad del complejo obtenido.

PARAMETROS FINALES DE FORMULACIÓN

Contenido por vial:
EC = 1 mg
 $\text{SnCl}_2 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$ = 500 μg
pH de Formulación = 12
Tiempo de Incubación = 15 minutos
Actividad de marcación = 2 mCi
pH final de Marcación = 7
Pureza Radioquímica > 98%

DISTRIBUCIÓN BIOLÓGICA

De los resultados se obtiene el siguiente gráfico.



De la gráfica se puede observar que a los 5 minutos post-inyección se tiene menos del 2,5 % de la dosis inyectada en la sangre, menos del 3,5 % en el hígado y menos del 1,25 % en el intestino. Se observa además 17,6 % de absorción en el riñón y 73,41 % de absorción en la vejiga y orina. En los demás órganos se tiene menos del 1 % de la dosis inyectada.

A los 60 minutos post-inyección se tiene 1,36 % en el intestino y 11,11 % en la vejiga y orina. En los demás órganos se tiene menos del 0,4 % de la dosis inyectada. Todos estos resultados son comparables con los que se obtienen con el MAG_3 .

Todos estos resultados indican que el producto obtenido cumple con las características de biodistribución deseadas y que es factible de utilizar para realizar estudios de la función renal.

Las ventajas que presenta respecto al Hipurán son principalmente el utilizar como radioisótopo de marcación el Tecnecio y no el Iodo; además, de no requerir un probable proceso de purificación post-marcación que necesariamente incluye contaminación de materiales y equipos e irradiación del personal.

Con respecto al MAG_3 , la principal ventaja se tiene en el proceso de preparación del ligando, pues no incluye utilizar reactivos demasiado tóxicos y peligrosos como sí lo requiere el MAG_3 . Además, otra ventaja es el rendimiento que, en el caso del EC es mucho mayor y la facilidad de su preparación permite obtenerlo

en gran cantidad; esto permite asegurar suficiente cantidad de EC para utilizarse en los siguientes años, sin la necesidad de volverlo a preparar.

Por todos estos resultados proponemos al EC como una excelente alternativa para el estudio de la función renal.

CONCLUSIONES

1. Se obtiene la siguiente composición óptima por vial:

EC	: 1 mg
$SnCl_2 \cdot 2H_2O$: 500 μg
pH de formulación	: 12,0

2. Se obtienen los siguientes parámetros de marcación:

Tiempo de incubación	: 15 minutos
pH final de marcación	: 7,0
Pureza radioquímica	: > 98 %

3. La marcación efectiva con solución de Tecnecio obtenido por extracción con solventes requiere mayor cantidad de estaño debido principalmente a la pérdida de actividad específica.

4. La biodistribución del EC-Tc 99m en ratones reporta a los 5 minutos una buena absorción en los riñones y a los 60 minutos una elevada depuración renal.

El presente trabajo fue realizado en los laboratorios de Desarrollo del Área de Control de Calidad de la Planta de Producción de Radioisótopos del Centro Nuclear de Huarangal del IPEN en Puente Piedra.

BIBLIOGRAFÍA

- [1]. Doménech-Torné, F. M.; Setogin, J.; Galofré, P. y otros. Medicina Nuclear y Aplicaciones Diagnósticas de los Isótopos Radiactivos. Editorial Científico Médica. (1980).
- [2]. Arteaga de Murphi, Consuelo. El Tecnecio en la Medicina Nuclear. Sociedad Mexicana de Medicina Nuclear. Mexico D.F. Setiembre (1989).
- [3]. Belcher, E. H. and Vetter, H. Radioisotopes in Medical Diagnostic. Bulterwort4hs. (1971).
- [4]. Mallol, J. Radiofarmacia: Trazadores Radiactivos de uso Clínico. Edit. Interamericana. 1º Edición. (1989).
- [5]. Pérez Piqueras J. L.; Labanda Tejedor J.P.; Sánchez Mayorca A. Medicina Nuclear Clínica. Editorial Marban, S.L. 1º Edición. (1994).
- [6]. Verbruggen, A. M.; Nosco, D.L.; Van Nerom, C.G.; Bormans, G.M.; Adriaens, P.j.; De Roo, M.J. Technetium-99m-L,L-Ethylendicisteine: A Renal Imaging Agent. I. Labeling and Evaluation in Animals. J. Nucl. Med. 33, 551 - 557 (1992).
- [7]. Blondeau P. Berse C, Gracel D. Dimerization of an Intermediate during the Sodium in Liquid Ammonia Reduction of L-Thiazolidine-4-Carboxylic Acid. Can. J. Chem, 45, 49-52 (1967).

PURIFICACIÓN DEL BENZOIL- MERCAPTOACETILTRIGLICINA, COMPLEMENTADO CON EVALUACIONES BIOLÓGICAS

Robles A. ⁽¹⁾ arobles@ipen.gob.pe; Ramos B. ⁽¹⁾ bramos@ipen.gob.pe;
Herrera J. ⁽¹⁾ jherrera@ipen.gob.pe; Caballero J. ⁽¹⁾ jcaballero@ipen.gob.pe;
Otero M. ⁽¹⁾ motero@ipen.gob.pe

(1) Planta de Producción de Radioisótopos – IPEN / Lima, Perú

RESUMEN

La purificación se realizó por cristalización fraccionada en metanol: agua (80:20), monitoreada por HPLC. Se obtienen varios precipitados, con los cuales se preparan minilotes de prueba que se marcan con Tc 99m y se realizan los controles radioquímicos y las evaluaciones biológicas. Los resultados obtenidos son los siguientes: la pureza química del Bz-MAG₃ se incrementa de 70% a 98,12% del compuesto activo, con un rendimiento del 25% aproximadamente; la pureza radioquímica de los precipitados puros es mayor al 98% y el porcentaje de dosis de inyección en riñones se incrementa de 8% a 20% a los 5 minutos post-inyección en ratones sanos. El porcentaje de excreción renal promedio a los 60 minutos es mayor al 90%, porcentaje que garantizará una buena calidad de imágenes gammagráficas renales.

1. INTRODUCCIÓN

El mercaptoacetiltriglicina, es un ligando N₃S o triamida monomercapto que al ser marcado con el Tc 99m, presenta una pureza radioquímica mayor al 90%; sin embargo, muestra una baja captación en riñones, entre el 6 al 8% de la dosis inyectada (D.I.) en sus primeros 5 minutos, debido a que el precursor tiene una pureza química baja (<90%). En la literatura se ha reportado la síntesis del benzoil-mercaptoacetiltriglicina (Bz-MAG₃), pero no se describe la etapa de purificación; el producto final sintetizado presenta varias impurezas motivo por el cual es necesario purificarlo para lograr obtener una pureza química superior al 95%, este compuesto es un precursor del radiofármaco MAG₃-^{99m}Tc, utilizado en gammagrafías renales para estudios dinámicos (1).

2. MATERIALES Y MÉTODOS

• Síntesis

Se realiza mediante la técnica de W. Brandau (2), quién presentó un método

alternativo al de Fritzberg para su preparación, el que comprende tres etapas: en la primera se obtiene el ácido S-benzoil-tioglicólico (intermediario I), por la reacción equimolar del ácido tioglicólico y el cloruro de benzoilo en medio alcalino; en la segunda se obtiene el succinimidil-S-benzoil-tioglicolato (intermediario II), por la reacción equimolar del intermediario I y la N-hidroxisuccinimida en presencia de dicitohexilcarbodiimida (DCC) y en la tercera la preparación del S-benzoil-mercaptoacetiltriglicina (MAG₃), se lleva a cabo por la reacción del intermediario II con un exceso de glicilglicilglicina en medio alcalino (Esquema 1). Los intermediarios y el producto final han sido identificados por puntos de fusión y por espectrometría infrarroja.

• Purificación

Se realiza por cristalización fraccionada, se determinó la concentración óptima para solubilizar el Bz-MAG₃, es de 33 mg por mL de metanol-agua (80:20). El proceso de purificación es monitoreado con un esquema que muestra la marcha sistemática de la purificación del Bz-MAG₃. Se seleccionaron los siguientes precipitados: 4, 5, 6 y 7, cada uno de ellos fue analizados en un sistema HPLC para determinar la pureza química.

• Formulación y marcación con ^{99m}Tc

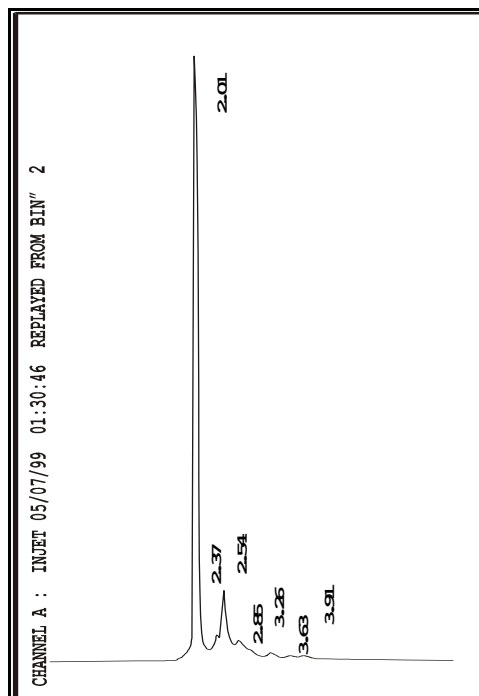
Con cada uno de los precipitados (ligandos) seleccionados, se formularon minilotes, disolviendo 25 mg del ligando con calentamiento en una solución de 0,5 g de lactosa y 1 g de tartrato de sodio, luego bajo nitrógeno se añade cloruro estañoso dihidratado; una vez disuelta se lleva a pH 5,5; luego se completa a 25 mL. Se dispensa 1 mL a cada vial y se liofiliza. El kit liofilizado es marcado con Tc 99m, con 1 a 3 mL de pertecnetato de sodio (37MBq a 3700 Bq), se lleva a baño de ebullición por 10 minutos, para acelerar la reacción de complejación (1).

- **Análisis cromatográficos del ^{99m}Tc-MAG3**

La pureza química se determina por cromatografía líquida de alta performance (HPLC), con un detector ultravioleta ($\lambda=230\text{nm}$), una columna μ -bondapack C18, elución isocrática, fase móvil metanol:agua (80:20) a un flujo de 1mL/min. La pureza radioquímica se determina por cromatografía en papel ascendente (CP), en el siguiente sistema cromatográfico: papel filtro N°1/acetoniitrilo 60% y por HPLC asociado a un detector radiométrico y a una tarjeta de adquisición Canberra modelo S100.

- **Biodistribución del ^{99m}Tc-MAG3**

Los estudios de biodistribución, se realizaron en ratones sanos, los cuales fueron sacrificados a los 5 y 60 minutos post-inyección, se extrajo los órganos de interés y se midió la actividad en un detector de ²³²Nal(Tl), tipo pozo. Los porcentajes de dosis de inyección fueron calculados con el método del estándar externo.



Cromatograma N°1: precipitado N° 4

3. RESULTADOS

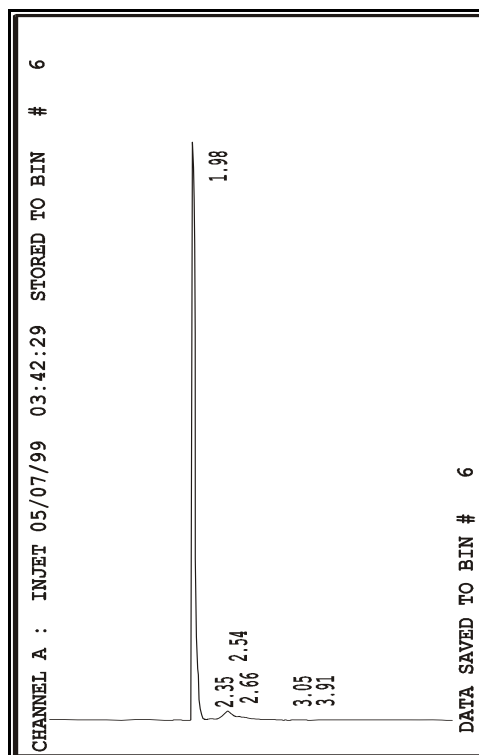
El espectro infrarrojo del Bz- MAG₃ purificado, muestra picos característicos de la molécula, a 3300 cm⁻¹ el grupo >NH, 3100 cm⁻¹ del grupo -OH y a 2850 cm⁻¹ del grupo -N-CH₂. El punto de fusión de los precipitados seleccionados se encuentra entre 194 a 199 °C.

La tabla N°1, presentan los puntos de fusión y porcentajes de pureza química del Bz-MAG₃ en los diferentes precipitados obtenidos secuencialmente, como se aprecia el producto va siendo más puro, conforme precipitan las impurezas, los dos últimos precipitados tienen una pureza química mayor del 99%, determinada por HPLC.

Tabla 1.

N° Ppdo.	Masa (g)	P.Fusión (°C)	% Pureza Química
4	0,40	197,6 - 198,5	69,92
5	0,25	196,4 - 198,5	80,29
6	0,23	194,5 - 196,2	99,35
7	0,10	194,2 - 196,0	99,12

Los cromatogramas obtenidos por HPLC de los precipitados N° 4 y N° 7, son mostrados a continuación:



Cromatograma N°1: precipitado N° 7

La tabla 2, muestra el porcentaje de pureza radioquímica (PRQ) determinada por HPLC que representa el porcentaje real de producto marcado, MAG₃-^{99m}Tc y determinada por

cromatografía en papel (CP), en donde no se la presencia de impurezas.

Tabla 2.

Nº Ppdo.	PH	PRQ – CP (%)	PRQ – HPLC (%)
4	5,5	93,12 ± 0,78	71,22 ± 2,14
5	5,5	96,29 ± 1,25	86,88 ± 2,78
6	5,5	99,79 ± 0,98	95,15 ± 1,72
7	5,5	98,02 ± 0,71	94,07 ± 1,88

La tabla 3, muestra la biodistribución de los diferentes precipitados marcados con Tc 99m. El porcentaje de dosis de inyección está distribuido en los diferentes órganos, con baja captación en riñones en los precipitados 4 y 5, con presencia de tecnecio libre en estómago y una alta captación en hígado (>5%D.I.), debido al bajo porcentaje de pureza química (Bz-MAG3) y radioquímica (^{99m}Tc-MAG3). La distribución biológica mejora en los precipitados 6 y 7, donde se logra una captación en riñones mayor al 20% de la dosis de inyección.

Tabla 3.

Nº Ppdo	Pureza Química (%)	PRQ (*)	% D.I / órgano (5 min. post-inyección)		
			Híg	Riñ	Est
4	69,92	71,22	12,93	2,83	11,99
5	80,29	86,88	8,24	8,83	2,10
6	99,35	95,15	4,24	23,62	0,29
7	99,12	95,07	4,14	31,20	0,12

(*)pureza radioquímica por HPLC, detector radiométrico de ³ NaI (TI)

La tabla 4, presenta los resultados de las distribuciones biológicas en ratones del ^{99m}Tc-MAG3, a los 5 y 60 minutos post-inyección, donde se aprecia que el precipitado 7, con alta pureza química, presenta una buena absorción en riñones a los 5 minutos y una excreción renal superior al 90% a los 60 minutos, además presenta una rápida limpieza plasmática y en hígado la captación es menor al 5% de la D.I, siendo la pureza radioquímica mayor al 98%. El precipitado 4, con baja pureza química no es eliminado tan fácilmente del organismo vivo y es visible la presencia de tecnecio libre en estómago, debido a la baja pureza radioquímica, ver tabla 3.

Tabla 4.

Órganos	Precipitado 4		Precipitado 7	
	5 min.	60 min.	5 min.	60 min.
San	20,45	12,78	2,07	0,04
Híg	12,93	15,55	4,14	0,71
Riñ	2,83	2,50	31,20	1,17
Est.	11,99	20,63	0,12	0,03
Intes.	7,50	11,98	1,85	1,78
E.R *	--	36,56	--	97,44

*ER=excreción renal

4. CONCLUSIONES

- El Bz-MAG3 purificado por recristalización fraccionada alcanzó una pureza química superior al 95%, en los últimos precipitados; lo cual demuestra que las impurezas son menos solubles en metanol:agua (80:20).
- Los rendimientos del Bz-MAG3 son inferiores al reportado en la literatura, sin embargo, se obtienen precursores de alta pureza química, radioquímica y tiene un comportamiento excelente en las distribuciones biológicas.
- Este precursor unido al agente reductor y al Tc 99m, forman un radiofármaco estable con una pureza radioquímica mayor al 98% y una excreción renal mayor al 90% de la dosis de inyección a los 60 minutos, lo cual garantizará la obtención de buenas imágenes gammagráficas en estudios renales en pacientes de los servicios de medicina nuclear.

REFERENCIAS

- [1]. IAEA-TECDOC-805: Production of ^{99m}Tc radiopharmaceuticals for brain, heart and kidney imaging. Final report of a coordinated research programme 1991-1994. IAEA, July (1995).
- [2]. BRANDAU, W., BUBECK, B., et al. Technetium-99m labelled renal function and imaging agents: Synthesis of and ^{99m}Tc-MAG3 and biodistribucio of by products. Appl. Radiat. Isot. 39 (1988) 121-129.

OPERACIÓN Y USOS DEL REACTOR RP-10

Anaya, O.⁽¹⁾ [oanaya@ipen.gob.pe](mailto: oanaya@ipen.gob.pe); Arrieta, R.⁽¹⁾ [rarieta@ipen.gob.pe](mailto: rarieta@ipen.gob.pe);
Castillo, W.⁽¹⁾ [wcastillo@ipen.gob.pe](mailto: wcastillo@ipen.gob.pe); Villanueva, J.⁽¹⁾ [jvillanueva@ipen.gob.pe](mailto: jvillanueva@ipen.gob.pe);
Urcia, A.⁽¹⁾ [aurcia@ipen.gob.pe](mailto: aurcia@ipen.gob.pe)

(1) Dirección General de Instalaciones, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Lima (Perú)

RESUMEN

El Reactor Peruano de Potencia 10 (RP-10), es un reactor nuclear de investigación y productor de radioisótopos, tipo piscina, de 10 MW de potencia térmica, con elementos combustibles MTR de U_3O_8 enriquecido al 20% en U^{235} . La función principal de estos reactores, es generar neutrones mediante la fisión del U-235, para ser utilizados en la generación de materiales radiactivos (exposición de un material al haz de neutrones), en las diversas facilidades internas y/o externas que cuenta el reactor. Durante los últimos años, el reactor RP-10 ha operado a un régimen entre 7 a 10 MW de potencia durante 10 - 16 horas semanales para: producir radioisótopos como el Tc^{99m} , I^{131} , Ir^{192} y Sm^{153} , que en el año 2001 se alcanzó una actividad total de 1642,30 Ci en 383 muestras, irradiándose 810,09 horas. Para experiencias de análisis por activación neutrónica se irradiaron 616 muestras, durante 183,93 horas; para experiencias de evaluación del núcleo del reactor se irradiaron 501 horas y para las experiencias de neutrografía, gamas

instantáneos y difracción se irradiaron 47 muestras durante 114,5 horas. Todas estas experiencias se llevaron a cabo en forma paralela a las operaciones de producción de radioisótopos, con la finalidad de optimizar la utilización del combustible y el ahorro de energía eléctrica.

OPERACIÓN DEL REACTOR RP-10

La operación de un reactor nuclear consiste en un conjunto de tareas a ejecutarse a fin de cumplir con los límites y condiciones de seguridad establecidos, aprobados por Autoridad Nacional, para garantizar la máxima disponibilidad de las instalaciones y prestar un óptimo, oportuno y eficiente servicio de irradiación. La operación segura también implica realizar el control radiológico del personal que trabaja en las instalaciones, el control ambiental para evitar que los efluentes radiactivos lleguen al público y cumplir con los requerimientos de la Autoridad Nacional Regulatoria.

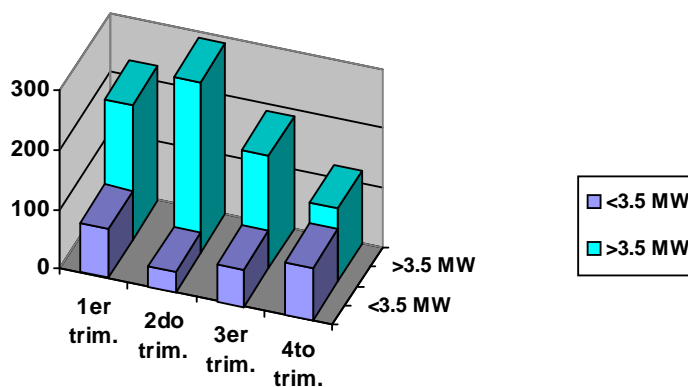


Figura 1. Horas de operación del RP-10 durante el 2001.

Tabla 1. Número de operaciones y horas de operación del RP-10.

1998		1999		2000		2001	
Nº de Oper.	Horas	Nº de Oper.	Horas	Nº de Oper.	Horas	Nº de Oper.	Horas
155	839	151	825.91	153	1123.28	152	1095.6

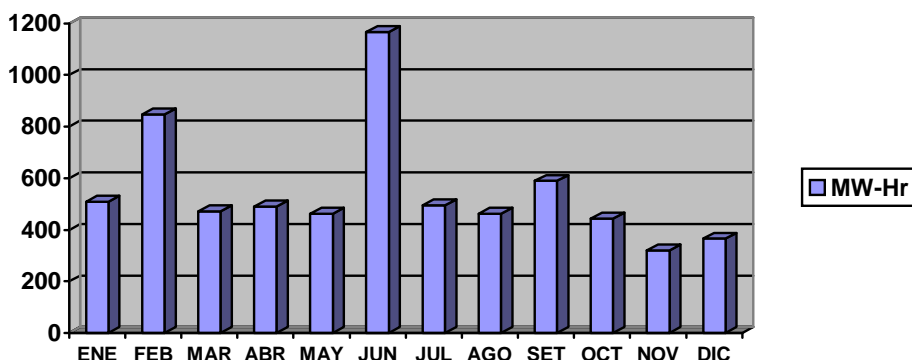


Figura 2. Energía generada en el núcleo del RP-10 durante el 2001.

La Seguridad Radiológica cumple una función importante durante la explotación de los reactores nucleares, que consiste en tomar las acciones necesarias para prevenir y controlar la disipación de la contaminación y la sobre exposición radiactiva, a fin de minimizar las consecuencias del personal, público y medio ambiente.

Durante la operación se realizan controles y análisis radiológico del agua y aire dentro de las instalaciones del reactor, con la finalidad de

poder detectar en forma temprana la disipación de efluentes radiactivos. Para ellos se cuenta con instrumentos adecuados como detectores de radiación gamma fijos y que son verificados periódicamente durante la operación, contrastándolos con valores de equipos portátiles. Los equipos portátiles son calibrados por lo menos una vez al año al igual que los monitores fijos. Por otro lado, se lleva un control del personal que accede al área controlada y los objetos que ingresan (como herramientas, equipos etc).

Tabla 2. Seguridad radiológica operacional.

ACTIVIDAD	UNIDAD	1999	2000	2001
Monitoraje de área (radiación externa)	Interven.	180	158	177
Medición de efluentes gaseosos	Interven.	119	108	205
Medición de efluentes líquidos	Interven.	26	160	168
Monitoraje individual	Interven.	147	106	113
Actualización Doc.	%	100	80	80
Calibración de monitores	Interven.	10	15	45

Como resultado del control realizado por Seguridad Radiológica del Reactor durante la operación del reactor en el 2001, al realizar el análisis del agua del reactor, se encontraron disueltos los materiales radiactivos Mg-27, Ar-41, Na-24 y Al-28, que son los que comúnmente están presentes durante una operación del reactor.

De la dosimetría personal se obtuvo que la dosis colectiva anual para el personal de operación y radioprotección fue de 29,9 mSv.h; para el personal de mantenimiento fue de 11,05 mSv.h y para el personal experimental fue de 4,8 mSv.h;

los cuales se encuentran por debajo de los límites establecidos por la Autoridad Nacional.

De las mediciones realizadas a los efluentes líquidos del reactor, se encontraron solo fondo natural por lo se descargaron como desecho convencional, un volumen de 305 m³.

Durante la explotación de un reactor nuclear es necesario coordinar e implementar un Plan de Emergencias Radiológicas y realizar periódicamente difusión del Plan y simulacros con la finalidad de mantener al personal

siempre capacitado y en condiciones de actuar para el caso de accidente.

La Autoridad Nacional es el ente que controla y supervisa el funcionamiento seguro de los reactores y que la operación se lleve a cabo en forma segura y dentro de las normas y especificaciones técnicas establecidas y que el uso de los materiales nucleares (combustibles) sea para fines pacíficos.

Debido a que el reactor es una instalación de características muy especiales por la tecnología de avanzada que se maneja, el personal que opere esta instalación deberá poseer una Licencia que la otorga la Autoridad Nacional a través de la Oficina Técnica de la Autoridad Nacional (OTAN), previo requisito de aprobación de una serie de exámenes como el de conocimiento, psicofísico y el médico. Para renovar las licencias es necesario que el personal se reentrene ya sea en forma personal o a través de charlas o cursos de capacitación.

La Autoridad Nacional, realiza periódicamente una serie de inspección a las instalaciones del reactor, para verificar el cumplimiento de las normas de seguridad y de las especificaciones de operación. Durante el 2001 la OTAN ha realizado 24 inspecciones. Adicionalmente a

esto, la misma OTAN realiza al Reactor las inspecciones de salvaguardia para verificar el adecuado uso de los materiales fisibles y fisionables, el adecuado almacenamiento y control de movimiento.

USOS DEL REACTOR RP-10

Producción de Radioisótopos

En el reactor RP-10 se producen los radioisótopos utilizados en medicina, como el I-131, Tc-99m, Sm-153 e Ir-192 en alambre y para aplicaciones en la industria, el Ir-192 principalmente para el mercado nacional. El ciclo de producción de los radioisótopos se inicia con la preparación de muestras, colocación de éstas en las posiciones de irradiación dentro del núcleo en las facilidades de irradiación del reactor, la irradiación (exposición al haz de neutrones) de estas muestras o blancos (materiales a ser activados). Este material radiactivo es enviado a la Planta de Producción de Radioisótopos (PPR) quienes se encargarán de procesar y dosificar los radioisótopos para ser distribuirlos de acuerdo a los requerimientos de los usuarios.

Tabla 3. Muestras irradiadas para producir radioisótopos.

REACTOR RP10	1997	1998	1999	2000	2001
Potencia de operación	10 MW	10 MW	10 MW – 6,5 MW	6,5 – 10 MW	7 – 10 Mw
Horas de Irradiación	781,28	631,27	721,24	801,61	810,09
Nº Muestras de TeO ₂	57	63	103	65	81
Nº Muestras de Sm ₂ O ₃	40	39	48	25	23
Nº Muestras de MoO ₃	304	271	306	271	265
Nº Muestras de Ir			10	12	12
Total Muestras Irradiad.	401	373	467	373	381

Tabla 4. Producción de radioisótopos en el reactor RP-10 en el 2001.

MES	ENE	FEB	MAR	ABR	MAY	JUN	JUL	AGO	SET	OCT	NOV	DIC
I-131	7,935	9,581	10,324	7,284	8,937	9,884	9,704	7,889	10,951	12,445	8,615	6,884
Tc-99m	60,541	59,61	63,715	53,972	62,209	58,798	59,738	61,073	60,030	67,307	61,519	68,755
Sm-153	0,86	1,03		0,3	0,34	0,4	0,710	0,205	0,54	0,95	0,19	0,47
Ir-192		34	25	29	116,150	0,45	64	177	112	127	82	22
TOTAL	69,336	104,221	99,039	90,556	187,636	69,532	134,152	246,167	183,521	207,702	152,324	98,109

Medición de los parámetros nucleares del reactor

Las experiencias de medición de parámetros de un reactor nuclear son importantes, porque nos permite conocer y cuantificar en todo momento la calidad de los flujos

neutrónicos y la cantidad de material combustible quemado y el material combustible restante.

En el RP-10, se realizan estas experiencias en forma periódica a diversas potencias, para verificar el quemado de los combustibles, la distribución del flujo neutrónico en el núcleo, el flujo neutrónico en las posiciones de

irradiación y las otras facilidades de irradiación, las mediciones de los parámetros de seguridad y la calibración termohidráulica del reactor.

En la tabla 5 se muestran las horas utilizadas para experiencias de medición de parámetros en el reactor:

Tabla 5. Tiempo utilizado en experiencias en los Reactores.

REACTOR	1997	1998	1999	2000	2001
RP-10	80,8	121	208	200	501,4

Investigación de análisis por activación neutrónica

La investigación teórica y aplicada es una de las principales actividades para el cual fue diseñado el RP10 y que coadyuvan a solucionar problemas en algunos sectores importantes del país. La técnica de Análisis por Activación Neutrónica permite realizar el

análisis multielemental de muestras y pueden ser aplicados en diversas actividades del quehacer nacional (minería, arqueología, industria, ambientales, etc.).

Las irradiaciones de las muestras para realizar el Análisis por Activación Neutrónica se llevan a cabo principalmente en los sistemas neumáticos de envío de muestra del reactor RP10.

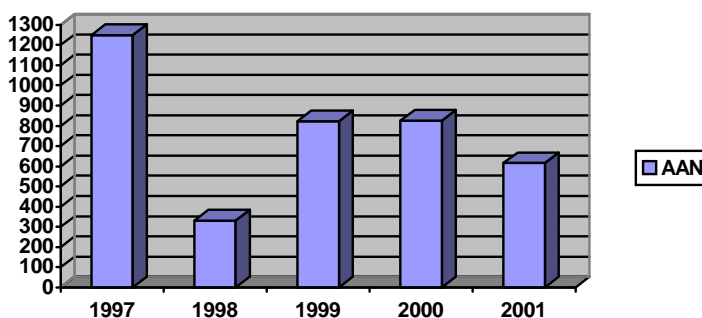


Figura 3. Número muestras irradiadas en el reactor RP-10.

CONCLUSIONES

Con este esquema de operación del reactor, se cubren las necesidades de material radiactivo que requiere el país y alcanza para algunas exportaciones de radioisótopos que solicitan algunos países. Por otro lado, se han venido realizando esfuerzos para lograr el máximo de ahorro de consumo de energía eléctrica, mejorando los modos de operación del reactor. Adicionalmente se ha trabajado en la optimización la actividad de los radioisótopos y el consumo del combustible nuclear, programando los turnos de operación los fines de semana, principalmente los sábados.

REFERENCIAS

- [1]. Libro de Actividades del Reactor RP-10 (1997,1998, 1999, 2000, 2001).
- [2]. File de Experiencias en el RP-10 (1997 – 2001).
- [3]. File de Producción de Radioisótopos (2001).

PRUEBAS PILOTO PARA OPTIMIZAR EL PROCESO DE LIOFILIZACIÓN DE AGENTES DE RADIODIAGNÓSTICO

Ramos B.⁽¹⁾ bramos@ipen.gob.pe; Condor M.⁽¹⁾
Herrera J.⁽¹⁾ jherrera@ipen.gob.pe

(1) Planta de Producción de Radioisótopos – IPEN / Lima, Perú

RESUMEN

El presente trabajo tiene como objetivo determinar los parámetros de temperatura y tiempo que permitan optimizar los procesos de liofilización de los radiofármacos que se elaboran en la Planta de Producción de Radioisótopos (PPR), a través de ensayos piloto, con la finalidad de obtener radiofármacos de alta calidad. El liofilizador, es un equipo programable, marca HETO, modelo CD-8, estufa de convección al vacío, que utiliza nitrógeno líquido, viales tipo I, tapones de isobutilo y que se emplea para liofilizar formulaciones líquidas de agentes de radiodiagnóstico (ARD). El estudio se realiza en tres etapas: primero, recopilación de resultados previos; segundo, ensayos pilotos con las formulaciones establecidas y tercero, emplea soportes y coadyuvantes para el mejoramiento del producto. Se inician con los ensayos pilotos para cada uno de los ARD: MEDRONATO, PENTETATE, MERTIATIDE, GLUCEPTATE, DISOFENIN, RED BLOOD CELL, SUCCIMER, PYROPHOSPHATE y SESTAMIBI, mediante programas que presentan secuencias de temperatura, tiempo y presión. Se realizaron 8 ensayos para cada uno y se determinaron por el sistema “ensayo – error”, las secuencias de programa y se obtuvieron 9 programas de liofilización, una para cada ARD en particular. El tiempo y la temperatura del proceso, varía para cada ARD, pues cada uno tiene diferentes composiciones. Los ARD liofilizados mediante los programas desarrollados, presentan alta estabilidad química, porcentajes de humedad menor al 5% buena capacidad de rehidratación. La concentración de soluto en una formulación influye en la presentación final del producto liofilizado, se sugiere trabajar con formulaciones que tengan un contenido de masa mayor a 20 mg /mL por vial y volumen mayor a 0,8 mL, se debería usar manitol para completar el requerimiento de masa ya que este demostró experimentalmente ser el mejor soporte para estos productos liofilizados.

1. INTRODUCCIÓN

La liofilización es un proceso que implica la remoción de agua de otros solventes de un

producto congelado, mediante la sublimación, esta ocurre cuando un líquido, coloide, o suspensión, pasa directamente a la fase gaseosa, sin pasar a través de la fase líquida. Es esta característica la que permite la elaboración de productos cuyas propiedades se alterarían, si se sometiesen a otros procesos de secado convencional. En la PPR, la liofilización es utilizada en la producción de Agentes de Radiodiagnóstico (ARD). Las temperaturas bajas a las que se somete el proceso, inhiben las reacciones bioquímicas, bacterianas y enzimáticas, con esta finalidad se optimizaron los procesos para obtener productos de alta calidad.

2. OBJETIVO

El presente trabajo tiene como objetivo, determinar los parámetros de temperatura y tiempo que permitan optimizar los procesos de liofilización de los ARD que se elaboran en la Planta de Producción de Radioisótopos (P.P.R), a través de ensayos piloto, con la finalidad de obtener ARD que presenten porcentajes de humedad menores al 5%, matriz de forma homogénea, buena estabilidad y fácil reconstitución.

3. MATERIALES Y MÉTODOS

Materiales y equipos. El equipo utilizado es un liofilizador programable, marca HETO, modelo CD-8, estufa de convección al vacío, campana de flujo laminar, nitrógeno líquido, planchas de acero inoxidable, viales tipo I, tapones de isobutilo tipo I con aletas, formulaciones líquidas de los ARD, manitol, glucosa, cloruro de sodio y sacarosa.

Metodología. Primero, recopilación de resultados previos; segundo, ensayos pilotos con las formulaciones establecidas; tercero, empleo de soportes y coadyuvantes para el

mejoramiento del producto. Se inicia con los ensayos pilotos, para cada uno de los ARD, teniendo como base los resultados, de ensayos experimentales y controles fisicoquímicos, recopilados desde 1994 en adelante, mediante programas que presentan secuencias de temperatura, tiempo y presión, para cada uno de los siguientes ARD: MEDRONATO, PENTETATE, MERTIATIDE, GLUCEPTATE, DISOFENIN, RED BLOOD CELL, SUCCIMER, PYROPHOSPHATE y SESTAMIBI. Se realizaron 8 ensayos diferentes para cada producto y se determina por el sistema "ensayo-error", las secuencias de temperatura, presión y tiempo. En todos los programas, se empleó la temperatura más baja de congelamiento (-32°C) que ofrece el equipo de liofilización utilizado, con este criterio, se obvia la determinación de temperaturas eutécticas. Se realiza un precongelamiento con nitrógeno líquido, posteriormente, se evalúan los siguientes parámetros para cada producto liofilizado: porcentaje de humedad, estabilidad química, forma de la matriz y facilidad de reconstitución. Finalmente, sobre la base de los resultados obtenidos, se construyeron gráficos de los procesos, para definir los programas de liofilización. Adicionalmente se realizaron ensayos para la determinación de las concentraciones y volúmenes óptimos para el proceso. Se ensayó con cloruro de sodio, manitol y sacarosa a concentraciones de 40, 30, 20, 10, 5 y 2 mg/ mL y volúmenes de 0,2; 0,4; 0,8; 1,0; 1,5; y 2,0 mL respectivamente

4. RESULTADOS

Se obtuvieron 9 programas de liofilización, una para cada ARD. Las gráficas N° 1 y N° 2 nos muestran los procesos respectivos. El tiempo y la temperatura del proceso, varía para cada ARD, pues cada uno tiene composiciones diferentes. El tiempo total del proceso es en promedio de 25 horas, la temperatura de pre-congelamiento es de -32 °C se hace en promedio de 4 horas, el secado primario en 15 horas y el secado secundario en 6 horas.

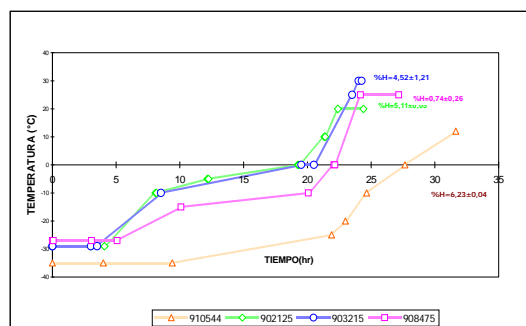


Gráfico 1. Proceso de liofilización de etate.

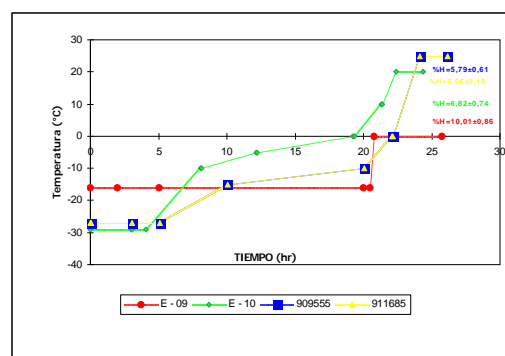


Gráfico 2. Proceso de liofilización de mertiatide.

5. CONCLUSIÓN

Los Radiofármacos liofilizados mediante los programas establecidos, presentan alta estabilidad química, porcentaje de humedad menor al 5 %, forma compacta y buena capacidad de rehidratación. La concentración de soluto en una formulación influye en la presentación final del producto liofilizado, para obtener productos compactos y de fácil rehidratación, se sugiere trabajar con formulaciones que tengan un contenido de masa mayor a 20 mg /mL por vial y volumen mayor a 0,8 mL, de ser necesario, usar manitol para completar el requerimiento de masa ya que este demostró experimentalmente ser el mejor soporte para estos productos liofilizados.

6. REFERENCIAS

- [1] AMOIGNON, J.; LE FLOC'H,L.; Principios generales de la Liofilización de Productos biológicos y Farmacéuticos USIFROID.
- [2] B. LÜCKEL, D. BODMER. Strategy for Optimizing the Lyophilization of Biotechnological Products, 1995.

SÍNTESIS DEL CLORHIDRATO DE LA 2- METILALILAMINA Y SU APLICACIÓN EN LA PREPARACIÓN DEL 2-METOXI-ISOBUTIL-ISONITRILLO (MIBI)*

Baquerizo E.⁽¹⁾; López J.⁽¹⁾; Robles A.⁽²⁾ arobles@ipen.gob.pe;
Ramos B.⁽²⁾ bramos@ipen.gob.pe

(1) Universidad Nacional Mayor de San Marcos / Lima, Perú
(2) Planta de Producción de Radioisótopos – IPEN / Lima, Perú

RESUMEN

Se ha desarrollado un nuevo método de síntesis para la obtención del clorhidrato de la 2-metilalilamina, precursor del compuesto $\text{Cu}(\text{MIBI})_4\text{BF}_4$, el cual constituye el componente de formulación del A.R.D. MIOTEC. El MIBI - Tc 99m, es un agente de ayuda diagnóstica para la obtención de imágenes cardiacas.

El MIOTEC es un agente de radiodiagnóstico (A.R.D.), utilizado para estudios de perfusión del miocardio, el mismo que contiene como componente de su formulación al compuesto de coordinación $\text{Cu}(\text{MIBI})_4\text{BF}_4$.

La preparación de este compuesto se realizó en cinco etapas, a partir del clorhidrato de la 2-metilalilamina; debido a la carencia de ésta materia prima se tuvo que plantear diversos métodos de síntesis para su obtención. Una vez obtenida una cantidad suficiente de éste precursor se procedió con las cuatro etapas siguientes para la preparación del $\text{Cu}(\text{MIBI})_4\text{BF}_4$ de acuerdo al procedimiento de Chiotellis [2].

Las cinco etapas desarrolladas para la síntesis del $\text{Cu}(\text{MIBI})_4\text{BF}_4$ fueron:

ETAPA 1. Síntesis del clorhidrato de la 2-metilalilamina.

ETAPA 2. Preparación de la N-(2 – metilalil) – formamida.

ETAPA 3. Preparación del N - (2 – metoxi – isobutil) – formamida.

ETAPA 4. Preparación del 2-metoxi-isobutil-isonitrilo (MIBI).

ETAPA 5. Preparación del Tetra-fluoroborato tetra (2-metoxi-isobutil-Isonitrilo) – Cobre (I), $[\text{Cu}(\text{MIBI})_4]\text{BF}_4$.

La caracterización química del clorhidrato de la 2-metilalilamina y del $[\text{Cu}(\text{MIBI})_4]\text{BF}_4$ se realizó mediante la técnica de cromatografía

de gases con detección de masas (GC-MS) y espectroscopia infrarroja.

Comparando los espectros IR, los espectros de masas y los cromatogramas del clorhidrato de la 2-metilalilamina (Figura 1) sintetizado en el IPEN con respecto al estándar comercial observamos que los espectros y cromatogramas son correspondientes; y el espectro IR del $[\text{Cu}(\text{MIBI})_4]\text{BF}_4$ sintetizado en el IPEN (Figura 2), presenta los grupos funcionales característicos de este compuesto y es además correspondiente al estándar de Polonia.

Dada la correspondencia de los puntos de fusión, espectros IR, espectros de masas y cromatogramas de los productos obtenidos con respecto a los estándares, podemos decir que se encontró un nuevo método de síntesis para la obtención del clorhidrato de la 2-metilalilamina; y a partir de ella preparar el $[\text{Cu}(\text{MIBI})_4]\text{BF}_4$; asegurando así la continuidad de la producción del A.R.D. MIOTEC, para estudios de perfusión del miocardio en Medicina Nuclear.

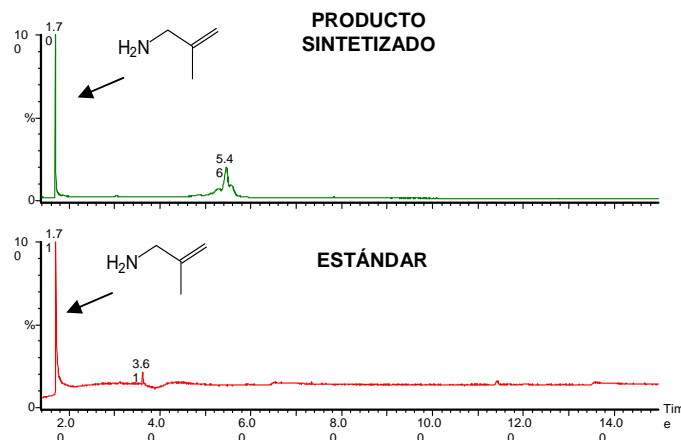


Figura 1. Cromatogramas de la 2-metilalilamina: Producto sintetizado en el IPEN y estándar.

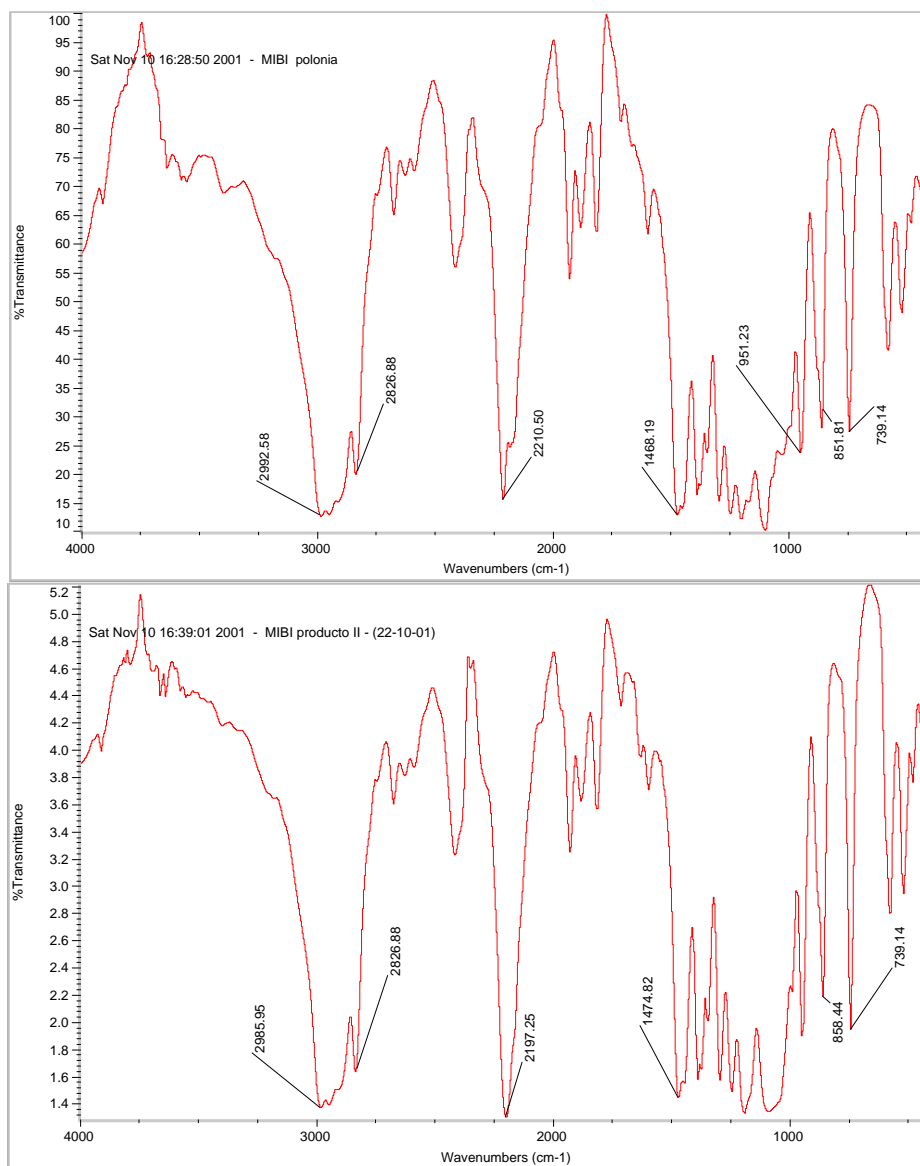


Figura 2. Espectros IR del MIBI: Estándar de Polonia y producto sintetizado.

BIBLIOGRAFÍA

- [1]. E. Smolin, L. Rapoport. The chemistry of heterocyclic compounds. New York, (1959).
- [2]. E. Chiotellis. Synthesis of 2- methoxy-isobutyl-isocyanide (MIBI) and its Cuprous Chelate. Greece.

* El trabajo corresponde a la tesis por sustentar de la Srta. E. Baquerizo UNMSM 20.

ESTABLECIMIENTO DE LOS PARÁMETROS RUTINARIOS DE CONTROL PARA LA IRRADIACIÓN DE SUPLEMENTOS ALIMENTICIOS DESHIDRATADOS Y DE MATERIAL MÉDICO DESCARTABLE EN LA PLANTA DE IRRADIACIÓN MULTIUSO DEL PERÚ

Del Valle C.⁽¹⁾ carlosdelvalleo@starmedia.com, Vargas J.⁽¹⁾ jvargas@ipen.gob.pe;
Linares M.⁽¹⁾ mlinares@ipen.gob.pe

(1) *Planta de Irradiación Multiuso – IPEN / Lima, Perú*

RESUMEN

Mediante la realización de pruebas de irradiación a productos simulados “Dummy”, de densidades similares a los suplementos alimenticios como la maca, uña de gato, hercampuri, entre otros y a productos de uso médico como los apósitos quirúrgicos, se ha logrado determinar el tiempo de exposición necesario para obtener la dosis mínima y máxima requerida dentro del control rutinario para su irradiación a gran escala en la Planta de Irradiación Multiuso del Perú, con el propósito de su descontaminación microbiana y esterilización, dotándolos de calidad y de un alto valor agregado, que posibilite a los usuarios de esta tecnología acceder a su comercialización tanto en el mercado local como en el internacional.

La tecnología de irradiación mejora la inocuidad y la calidad de los suplementos alimenticios tales como la maca, uña de gato, hercampuri, camucamu, huamanpinta, pasuchaca, entre otros, proporcionándoles un alto valor agregado al reducirles la población microbiana. Con esta tecnología también se consigue la radioesterilización de los productos de uso médico tales como los apósitos quirúrgicos.

Debido a la creciente demanda de usuarios por alcanzar estos beneficios en sus productos es que en la Planta de irradiación se determinaron los parámetros de control para su tratamiento a gran escala.

Existen investigaciones a nivel internacional y local acerca de la propuesta de dosis que se debe suministrar para conseguir los beneficios tecnológicos mencionados. Al irradiar muestras se puede establecer en definitiva la dosis óptima requerida y deseable por el usuario sin

ninguna alteración de sus características físicas. Para obtener la dosis óptima en planta y establecer los tiempos de permanencia del producto frente a la fuente se tuvo que conjugar algunas variables acerca del producto a irradiar con los parámetros de la propia instalación.

El diseño de esta planta de Irradiación Multiuso (PIMU) está comprendido dentro de la categoría IV de irradiadores la cual prevee el almacenamiento de su irradiador dentro de una piscina llena con agua desionizada. En ella se utiliza el Cobalto-60 como elemento radioactivo, siendo la actividad máxima permisible de 500000 Curies. Los productos a irradiar son cargados en cajas de 40cm x 50cm x 40cm, pudiendo ingresar hasta cinco de ellas en cada una de las 45 jaulas colgantes que contiene el sistema, las que son trasladadas hacia la cámara de irradiación mediante el accionamiento de una cadena transportadora.

Las variables acerca del producto son la densidad específica (g/cc), la densidad aparente global (g/cc), la dosis mínima requerida (K Gy), la dosis máxima permisible (K Gy).

Los parámetros acerca de la instalación son la configuración de las jaulas colgantes frente a la fuente. La distancia total del recorrido de las jaulas colgantes en el sistema (m) la velocidad de la cadena transportadora (m/min). El ratio de uniformidad de dosis. La eficiencia del irradiador (%). La actividad de la fuente (Ci).

Los datos a establecer son el tiempo de exposición – dwell time (min). La dosis mínima y máxima a absorber el producto (K Gy) en la irradiación de un lote determinado.

Por las presentaciones de los productos se estableció como dato de entrada una densidad

aparente de 0,250 g/cc para el caso de los suplementos alimenticios deshidratados y de 0,100 g/cc para el material de uso médico.

Al realizar el análisis de los tiempos operativos y dosimétricos, se determinó que el tiempo dosimétrico es el tiempo total necesario para que el producto frente al irradiador absorba la dosis mínima correspondiente en tanto que el tiempo operativo es el tiempo total en que el sistema está funcionando. De ahí que el tiempo ciclo sea igual al tiempo en que las jaulas colgantes con el producto están estacionadas frente a la fuente adicionadas al tiempo en que las jaulas colgantes con el producto están en movimiento (Cycle time = Dwell time + Shuffle time). Entonces el tiempo total de permanencia del producto por cada posición frente a la fuente es denominado "Dwell time" y cuya sumatoria es el tiempo dosimétrico necesario para que el producto reciba la dosis mínima requerida.

En la práctica la dosis absorbida se midió por intermedio de dosímetros de rutina ECB que se colocaron en la caja junto con el producto según disposiciones de mínima y máxima pre-establecidas por mapeo dosimétrico elaborado.

La dosis promedio total absorbida (D) para el producto irradiado se puede determinar en forma teórica mediante la expresión:

$$(D) = 1/M \int \int \int p(x,y,z) d(x,y,z) dV$$

donde :

- M = Masa total del producto
- P = Densidad local en el punto (x,y,z)
- D = Dosis absorbida local en el punto (x,y,z)
- dV = dx dy dz = Elemento de volumen infinitesimal, el cual en casos reales está representado por fracciones del volumen.

Siendo la intensidad de dosis al atravesar el producto de:

$$D_{Co-60} = \frac{A Q K e^{-u_{ij}x} B_{ij}}{r_{ij}^2} \text{ [kGy./h]}$$

i = punto, j = fuente. (Para todas las posiciones tanto del producto como de la distribución de los lapiceros de Cobalto-60 dentro del irradiador).

donde:

- D = Tasa de dosis absorbida en kGy./h.
- A = Actividad de la fuente.
- B_i = Factor de acumulación de dosis dependiente de la energía E_{gamma}.
- r = Distancia de la fuente.
- x = Espesor del producto atravesado.
- Q_i = Valor que está en función de la probabilidad de emisión del fotón, de la energía E_{gamma}, y del coeficiente de absorción másico del producto.
- K = Constante de dosis gamma.
- u_i = Coeficiente de absorción másico.

El parámetro de control tiempo de exposición se ve incrementado de acuerdo a la pérdida de actividad de la fuente. El Cobalto-60 tiene una vida media de 5 261 años y se ve representada por la formula de decaimiento logarítmico.

Las pruebas se hicieron con productos simulados "dummy" para llegar a establecer la densidad requerida en cada una de las cajas de 40cmx50cmx40cm, en el caso de los suplementos alimenticios deshidratados se empleó aserrín embolsado y para el caso del material de uso médico descartable se empleó papel y cartón embolsado.

Para el establecimiento de los parámetros de control se obtuvieron los siguientes resultados en base al tratamiento de un lote de 28 + 20min/Dwelltime jaulas colgantes mínimas para el sistema, con 4 filas de 7 jaulas cada una dispuestas dentro de la Cámara de irradiación y para una actividad de fuente de 50 000 Ci:

Producto: Suplemento alimenticio deshidratado.

Densidad	Dwell time	Dosis mín (KGy)
0,250 g/cc	11 min	8,5

Uniformidad de dosis: dosis Máx / dosis Mín
1,30

Producto: Material de uso médico descartable (Apósito quirúrgico).

Densidad	Dwell time	Dosis mín (KGy)
0,100 g/cc	16 min	15,7
0,100 g/cc	26 min	25,5

Uniformidad de dosis: dosis Máx / dosis Mín
1,15
1,14

Para ambas densidades de 0,250 g/cc y de 0,100 g/cc la dosis máxima estuvo determinada sobre el plano frontal (frente de la caja) y la dosis mínima fue determinada en el punto medio del plano central de la caja paralelo al portafuente.

REFERENCIAS

1. IAEA. Training manual on operation of food irradiation facilities. ICGFI Document No. 14. Vienna, 1992.
2. AAMI/ISO 11137. Sterilization of health care products-requirements for validation and routine control-radiation sterilization. February 1994.
3. AAMI. Guidelines for industrial radiation sterilization. Association for the Advancement of medical Instrumentation, (AAMI), Arlington. VA, 1992.

ESTUDIOS DE DISPERSIÓN DE CONTAMINANTES VERTIDOS EN EL MAR DE CHIMBOTE

Sebastián C.⁽¹⁾ csebastian@ipen.gob.pe, Maghella G.⁽¹⁾ gmaghella@ipen.gob.pe,
Mamani E.⁽¹⁾ emamani@ipen.gob.pe, Maguiña J.⁽¹⁾ jmaguiña@ipen.gob.pe

(1) Dirección de Aplicaciones – IPEN / Lima - Perú

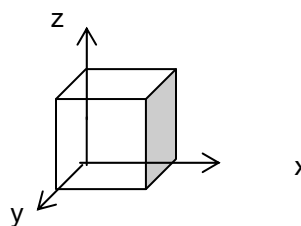
RESUMEN

El reporte incluye los estudios de los fenómenos de dispersión de contaminantes en el radio de influencia del futuro emisario submarino para la ciudad de Chimbote (a 5 km de la Bahía), en tres diferentes condiciones de marea (alta, media y baja), utilizando dos tipos de trazadores; un trazador colorante fluorescente (Rodamina B) y un trazador radiactivo (I-131), mezclados homogéneamente a fin de determinar las características de la pluma trazadora durante su desplazamiento luego de ser inyectada en un punto predeterminado, teniendo en cuenta la descarga propuesta para el futuro emisario. Se determinaron las formas y características de las curvas de dispersión del trazador, así como la rapidez de disminución de los picos de concentración del trazador inyectado. Toda esta información sirvió para calcular los coeficientes de dispersión que predeterminan la dispersión de los contaminantes vertidos a través del emisario, en las tres condiciones de marea establecidas.

1. CONTENIDO

La determinación experimental in-situ de los coeficientes de dispersión longitudinal (D_x), transversal (D_y) y vertical (D_z), en aguas superficiales es generalmente realizada a través del empleo de trazadores radiactivos y fluorescentes. La gran dilución experimentada por el trazador en este tipo de aplicación unida a la alta sensibilidad de detección y al relativo bajo “background” (concentración natural del trazador), son los factores determinantes en el empleo casi exclusivo de trazadores artificiales, tanto colorantes fluorescentes como radioisotópicos, en los países desarrollados. Tal premisa se basa en la distribución espacial que

se origina a partir de un cubo elemental como en el mostrado en la figura 1.



Cuando las aguas residuales se descargan en aguas superficiales, estuarios o en el mar y se alcanza el equilibrio de densidad, la mezcla efluente-agua empieza a dispersarse bajo la influencia de la difusión a medida que la “nube” es transportada por las corrientes. Este proceso resulta en un alargamiento del campo de agua residual y un incremento en la dilución del efluente denominada dilución progresiva.

Para llevar a cabo los estudios de dispersión, se establece una ecuación diferencial parcial para dicha dispersión:

$$-D_x \left[\frac{\partial C}{\partial x} \right]_{x=0} dy \cdot dz \cdot dt$$

y soluciones generales para el caso de 1, 2 y 3 dimensiones

$$\frac{\partial C}{\partial t} = D_x \frac{\partial^2 C}{\partial x^2} + D_y \frac{\partial^2 C}{\partial y^2} + D_z \frac{\partial^2 C}{\partial z^2}$$

Las determinaciones prácticas de los coeficientes de dispersión se pueden hacer por un análisis de varianza de la concentración, $\sigma_i = \sqrt{2D_i t}$, en cada una de las correspondientes direcciones. Asimismo, considerando que la concentración máxima en el caso

tridimensional está en el centro de la masa de trazador se tiene:

$$C_{\text{máx}} = \frac{M}{(2\pi)^{3/2}(\sigma_x\sigma_y\sigma_z)}$$

Los datos para la difusión lateral, longitudinal, y transversal desde el centro de masa del trazador se deben obtener simultáneamente. La dirección de los ejes del volumen elipsoidal debe ser compatible con líneas de isoconcentración. Teniendo en cuenta el elipsoide de isoconcentración con ejes a, b, c:

$$\frac{x'^2}{a^2} + \frac{y'^2}{b^2} + \frac{z'^2}{c^2} = 1$$

se obtiene:

$$V = \frac{2}{3}\pi abc = \frac{2\pi}{3}\sigma_x\sigma_y\sigma_z \left[\ln\left(\frac{C_{\text{máx}}}{C}\right)^2 \right]^{3/2}$$

Con estas ecuaciones, se determinan las formas y características de las curvas de dispersión del trazador así como la rapidez de disminución de los picos de concentración del trazador inyectado.

Los trabajos de campo, realizados en tres campañas, involucraron la inyección de una cantidad trazadora (mezcla de un colorante y un radioisótopo) en la zona propuesta para la descarga del futuro emisario, el monitoreo de la pluma creciente del trazador hasta unos 2,5 km contados a partir del punto de inyección (a través de contajes de radiación o concentración radiactiva, que son proporcionales a la concentración del colorante mezclado con el radioisótopo) y el procesamiento de la información obtenida con las ecuaciones derivadas de la aplicación del modelo que explica la dilución progresiva.

En todas las campañas se utilizó un bote de 13 pies y 3 toneladas, el cual sirvió para la inyección de trazador y transporte de algunos equipos y materiales empleados. Cada medición se inició con la inyección de 5 kg de colorante mezclados y homogenizados con aproximadamente 600 mCi de Iodo - 131 como radiotrazador y con agua de mar hasta completar un volumen de 40 litros en un recipiente adecuado. La inyección del trazador se realizó regando una franja de aproximadamente 5 m, en el lugar determinado

(próximo al punto de descarga del emisario propuesto), en las tres condiciones de medición.

El monitoreo del trazador se realizó en forma continua y según los sentidos longitudinal, transversal* y vertical de la pluma o nube dispersa de trazador, utilizando tres sondas de detección de radiación gamma. Se obtuvieron registros de contaje de radiación en cuentas por segundo (cps), las mismas que guardan relación con la concentración radiactiva detectada. Para cada sonda de detección se obtienen registros y se identifican los valores máximos de dichos registros, los que sirvieron para determinar los coeficientes de dispersión. Estos valores y los datos restantes del monitoreo sirvieron para perfilar las curvas isorradadas o de isoconcentración.* El barrido transversal se efectuó realizando hasta 6 pasadas perpendiculares al eje longitudinal de la nube trazadora, a fin de encontrar puntos que permitiesen construir mejor las curvas de isoradiactividad o de isoconcentración de colorante.

Las curvas de isoconcentración obtenidos por monitoreo de la nube trazadora para las tres campañas de medición de la dispersión, se ilustran en los mapas de desplazamiento.

Para la primera campaña, se observó que la nube se orientó, como la primera, hacia el noroeste. Después de casi dos horas la nube se partió y fue dividiéndose en porciones más difíciles de identificar.

En la segunda campaña, la nube se orientó hacia el noroeste avanzando más o menos paralelamente a la costa. Después de una hora, fue ampliándose, con una buena dispersión transversal y longitudinal.

Para la tercera campaña, se observó que la nube avanzó hacia la costa, al punto denominado Isla Blanca, predominando la dispersión longitudinal.

En lo que respecta a la determinación de los Coeficientes de Dispersión, se observa que en los tres casos de marea estudiada predomina la dispersión longitudinal y esta sobre la vertical. La dispersión longitudinal tiende a disminuir ligeramente a medida que aumenta la marea, mientras que la dispersión transversal aumenta un poco más. En todos los casos la dispersión vertical es muy baja, por lo que el estudio se podría ajustar también en un modelo bidimensional.

Los valores de los coeficientes de dispersión tienden a disminuir con el tiempo en todos los casos.

En cuanto a los Factores de Dilución debido a la acción del futuro difusor, se observan valores confiables, aspecto que contribuirá a lograr una dispersión más efectiva cuando entre en operación el emisario submarino.

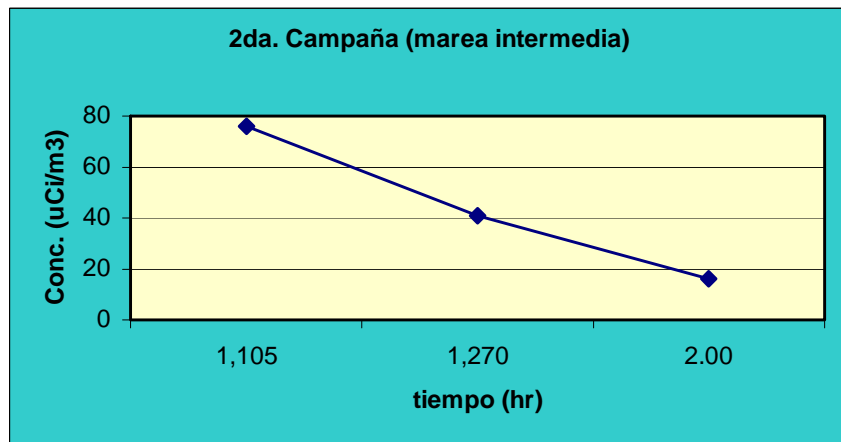
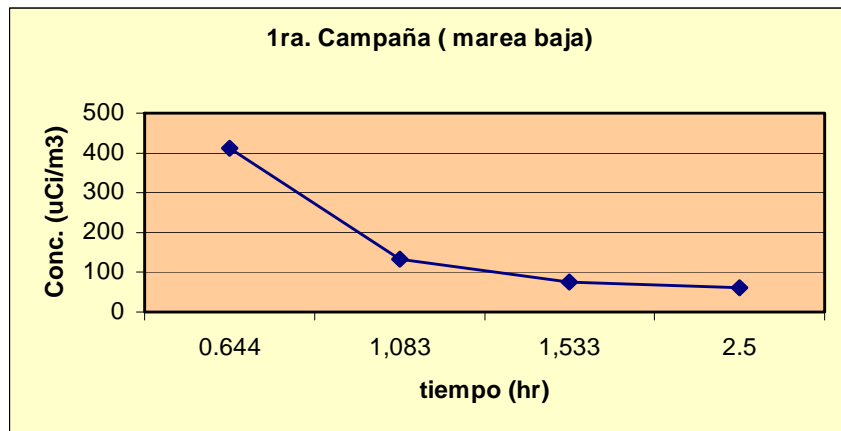
La utilidad de las derivaciones matemáticas utilizadas en este estudio, ha quedado demostrada con resultados lógicos y confiables, tanto para los coeficientes de dispersión como para las curvas de isoconcentración del desplazamiento de la nube trazadora, en las tres condiciones de marea estudiadas.

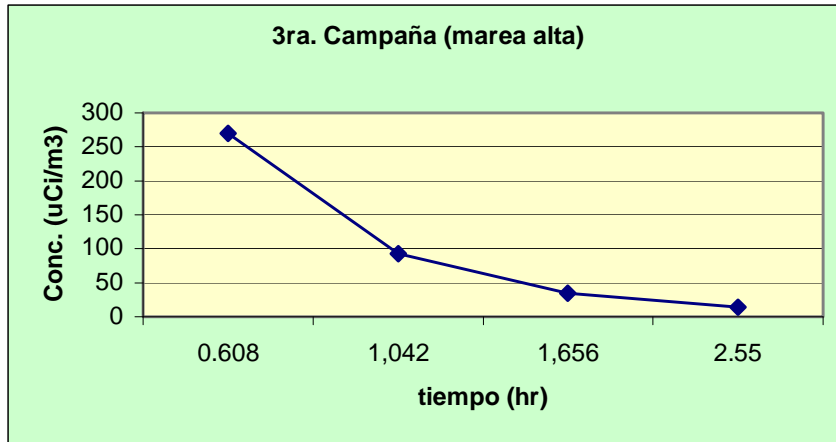
En las tres condiciones de marea estudiadas, la nube de trazador no se acerca a la zona de captura de mariscos sino por el contrario se desplaza hacia el noroeste en los casos de marea intermedia y de marea baja. En el caso

de marea alta, la nube de trazador tiene un desplazamiento diferente ya que se orienta hacia la costa de la bahía, encontrándose con la "Isla Blanca" donde se estanca y presenta una dilución progresiva.

Teniendo en cuenta el punto de descarga propuesto para el futuro emisario, no hay riesgo de contaminación de la zona de captura de mariscos en las tres condiciones de marea estudiadas.

Los resultados obtenidos como respuesta al seguimiento de la "nube trazadora" permitieron obtener los coeficientes de dispersión D_x , D_y y D_z , que establecieron las correlaciones de dispersión y difusión de los contaminantes que serían vertidos a través de un emisario, en tres condiciones de marea establecidas, resaltándose el hecho que ante la eventual operación de dicho emisario, la "nube" contaminante no afectaría al ecosistema.





2. REFERENCIAS

- [1] Roldao, Joao S.F.; Goretkin, Guilherme. "Calibracao de Modelos matematicos Aplicaveis ao Simulacro do Transporte e Dispersao em Aguas Costeiras. Uso de Tracadores Fluorescentes".
- [2] Menegassi, J. et al. "Previsao da Poluicao devida ao Futuro emisorio Cloacal da Cidade de Porto Alegre". – Departamento Energia Nuclear – UFRJ - 1973
- [3] Salas, H. "Emisarios Submarinos, Enfoque General, Conceptos Básicos de Diseño",- Centro Panamericano de Ingeniería Sanitaria y Ciencias del Medio Ambiente (CEPIS), Lima - 1994
- [4] Diachisin, Alex. "Dye Dispersion Studies" – Journal of the sanitary Engineering Division.- Proceedings of the American Society of Civil Engineers.
- [5] Brown and Caldwell Consulting Engineers. "Preliminary design and marine Survey". Journal of Marine Environment.

APLICACIÓN DE RADIOTRAZADORES EN LA INDUSTRIA AZUCARERA

Maghella G.⁽¹⁾ gmaghella@ipen.gob.pe, Mamani E.⁽¹⁾ emamani@ipen.gob.pe,
Maguiña J.⁽¹⁾ jmaguiña@ipen.gob.pe

(1) Dirección de Aplicaciones – IPEN / Lima - Perú

RESUMEN

El trabajo consistió en la determinación de la distribución del tiempo de residencia en los precalentadores y en el clarificador, para conocer la dinámica del proceso de fabricación de azúcar y diagnosticar el funcionamiento de los equipos.

1. CONTENIDO

Uno de los principales problemas que afrontan varios Ingenios azucareros en el país, es la antigüedad de su maquinaria, algunas de las cuales datan de principios del siglo XX y que afectan la productividad de la misma. A fin de demostrar que las técnicas de trazadores se presentan como una herramienta de estudio en la evaluación y optimización de las unidades de procesamiento en esta industria, se realizó una demostración de las bondades de estas técnicas en algunas de las unidades de procesamiento de la caña de azúcar en las instalaciones de la Empresa Casagrande S.A., en Trujillo, para lo cual se inyectó una concentración baja de trazador radiactivo (I-131), en el tanque paila que alimenta al set de precalentadores, se colocó una serie de detectores a la entrada y salida del primero, segundo y cuarto precalentadores que lo conformaban. Asimismo, se colocó un detector a la entrada y salida del

clarificador del licor de melaza, paso subsiguiente en el proceso de obtención del azúcar.

A través del análisis de las curvas de respuesta de radiotrazadores se determinó un tiempo de residencia muy bajo en los precalentadores, del orden de segundos, lo cual implicaba un corto tiempo para efectos de transferencia de calor entre el licor de melaza y el haz de tubos dentro de los mismos, probablemente debido a la presencia de tubos rotos en el interior del precalentador, facilitando los cortocircuitos; así como diferentes tiempos de residencia en las dos salidas del clarificador, del orden de horas, debido principalmente a la baja velocidad del agitador y a la no homogeneidad de la distribución del licor a lo largo del clarificador lo que determina que se encuentren varias zonas de estudio dentro de éste. Entre las principales conclusiones se podría decir que para facilitar la transferencia de calor entre el licor de melaza y el banco de tubos en los precalentadores, se requiere de tiempos de residencia mayores, y que se presentan diversas zonas dentro del clarificador que influyen en la distribución y tiempo de residencia de parte del licor clarificado.

Pre-Calentadores	Entrada			Salida			
	tiempo inferior (seg)	tiempo superior (seg.)	Incentro (seg.)	Limite inferior gráfica	Limite superior gráfica	Incentro	Tiempo residencia
1	1078	1317	1115	1082	1339	1145	30
2	1083	1344	1152	1085	1346	1169	17
Sistema Pre - Calentadores 1-4	1078	1317	1115	1112	1524	1331	216
Sistema Pre - Calentadores 2-4	-----	-----	1169	-----	-----	1331	162

Datos obtenidos en el Precaentador

3. REFERENCIAS

- [1] Griffith, J. Crystallization process optimization by radiotracer techniques. OIEA Radiotracer Technology for Engineering Unit Operation Studies and Unit Processes Optimization, Poland, 1999.
- [2] Hugot, E. Manual para Ingeniería Azucarera. La Habana, Ed. Revolucionaria, 1967.

INSPECCIÓN RADIOGRÁFICA DE JUNTAS SOLDADAS EN LA HIDROELÉCTRICA YANANGO, SAN RAMÓN – JUNÍN, PERÚ (GRAÑA Y MONTERO S. A. - HAUG S. A.)

Visurraga R.⁽¹⁾ rvisurraga@ipen.gob.pe; Maguiña J.⁽¹⁾ jmaguiña@ipen.gob.pe

(1) Dirección de Aplicaciones – IPEN / Lima, Perú

1. RESUMEN

Se realizó una inspección de las juntas soldadas de las tuberías de impulsión de la hidroeléctrica de Yanango, ubicado en la localidad de San Ramón – Chanchamayo, Departamento de Junín-Perú.

2. CONTENIDO

Debido a los problemas originados por el accidente radiológico en la construcción de la hidroeléctrica de Yanango, se solicitó el servicio de toma de placas radiográficas por gammagrafía industrial.

El método utilizado fue el de exposición, doble pared, pared simple y exposición panorámica, con espesores variables en tuberías de acero, con una fuente de Ir-192 de 20 Ci. Se tomaron placas en los talleres de la empresa HAUG y en obra, haciendo un total de 800 placas radiográficas.

El resultado de la evaluación por medio de API 1104, fue que el nivel de rechazos fue pequeño, encontrándose principalmente los defectos, como falta de penetración, porosidades, escorias, los mismos que fueron reparados tomando en cuenta la Norma utilizada para tal efecto.

El nivel de aceptación, casi con un 90% de las placas radiográficas, se debe a que los soldadores fueron calificados y certificados, asimismo el procedimiento de soldadura fue cumplido acertadamente, garantizando la calidad del trabajo a pesar de las condiciones difíciles de trabajo, por lo accidentado de la geografía de la zona y la lluvia permanente.

3. REFERENCIAS

[1] Norma API 1104 – American Welding Society.

INSPECCIÓN RADIOGRÁFICA DE CORDONES Y JUNTAS SOLDADAS DE TOLVAS METÁLICAS EN VOLQUETES CATERPILLAR MODELO CAT 793C- CIA. MINERA ANTAMINA S. A.

Visurraga R.⁽¹⁾ rvisurraga@ipen.gob.pe, Maguiña J.⁽¹⁾ jmaguiña@ipen.gob.pe

(1) Dirección de Aplicaciones – IPEN / Lima, Perú

1. RESUMEN

Se realizó la Inspección de cordones y juntas soldadas de tolvas metálicas en volquetes Caterpillar, modelo CAT 793C por medio de radiografía gamma.

2. CONTENIDO

La Cía. Minera Antamina en la etapa del proyecto de construcción de su centro de operaciones, ensambló muchas de sus maquinarias, entre ellos los volquetes Caterpillar de 50 t. Las tolvas fueron soldadas manualmente en condiciones meteorológicas difíciles, presentando problemas posteriormente, los cuales fueron inspeccionados por gammagrafía, utilizando la Norma AWS D1.1-96 (AMERICAN WELDING SOCIETY). Se utilizó una fuente de Ir-192 de 20 Ci. El método de exposición utilizado fue: doble pared.- pared simple. El material inspeccionado, soldadura de tolvas metálicas en volquetes Caterpillar modelo CAT 793C.

Los espesores de los materiales estuvieron comprendidos entre 10, 15 y 20 mm soldados por arco manual y arco sumergido. Se inspeccionaron un total de 21 tolvas, correspondiendo un total de 20 películas radiográficas por cada una. Entre los resultados obtenidos se tiene:

El número de placas tomadas:	420
Número de placas aceptadas:	209
Número de placas rechazadas:	211

Los defectos presentados en los cordones y juntas soldadas visibles en las placas radiográficas corresponden a porosidades, escorias, falta de penetración, socavaduras, fisuras, deficiente acabado de juntas, fisuras visibles. La Norma AWS, para el caso de estructuras, indica los criterios de aceptación a tomarse en cuenta para la calificación de las placas radiográficas. La calificación de las placas nos dio un alto número de placas rechazadas: 50,74%.

Se encontraron deficiencias en la utilización del procedimiento de soldadura por arco sumergido., debido a la falta de control de los parámetros de soldadura. Otro problema fue la falta de acabado de las juntas, responsabilidad del supervisor. Se recomendó recalificar el procedimiento de soldadura. Calificar a los soldadores para efectuar las reparaciones. El supervisor se soldadura deberá tener mayor control sobre el personal y sobre el trabajo de preparación de juntas, pase de raíz, acabado y precalentamiento y post-enfriamiento.

3. REFERENCIAS

[1] Norma AWS D1.1-96 (AMERICAN WELDING SOCIETY).

DETERMINACIÓN DE LA DECLINACIÓN BACTERIANA (T-90) EN LA BAHÍA DE CHIMBOTE

Sebastián C. ⁽¹⁾ csebastian@ipen.gob.pe, Maghella G. ⁽¹⁾ gmaghella@ipen.gob.pe,
Mamani E. ⁽¹⁾ emamani@ipen.gob.pe, Maguiña J. ⁽¹⁾ jmaguiña@ipen.gob.pe

(1) Dirección de Aplicaciones – IPEN / Lima, Perú

1. RESUMEN

El trabajo consistió en calibrar un modelo teórico de inactivación para determinación de T-90, mediante la utilización de trazadores Rodamina B y Iodo-131, inyectados conjuntamente de manera continua en un punto cercano a las descargas actuales de aguas residuales. Así, la influencia de los principales factores ecológicos implicados en la declinación bacteriana (muerte o inactivación), se pueden chequear para la determinación de T-90, siguiendo igualmente la nube de trazador y determinando los picos de máxima concentración o actividad para la toma de muestras para análisis bacteriológico.

2. CONTENIDO

En la costa peruana hay una serie de industrias que normalmente arrojan sus residuos al mar a través de colectores, (siderúrgicas, harineras, pesqueras, etc.), aparte de los efluentes municipales propios de toda ciudad. Como consecuencia de estos colectores, toda una gama de microorganismos se desarrollan y contaminan el mar, perjudicando tanto a la fauna como floras marinas y haciendo imposibles e inseguras tanto las actividades de recreo como la pesca. En el caso que nos concierne, en la Bahía de Chimbote los colectores principales de la ciudad desembocan justamente en esta bahía. La concentración de microorganismos presentes, tanto coliformes totales como fecales, determinan, entre otros, lo que se llama la carga microbiana, que repercute en la calidad de las aguas. En este estudio, se determinó, el grado de declinación bacteriana (T-90), que ocurre cuando la población de microorganismos presentes en un sistema se reduce al 90%.

Un modelo simple logarítmico de mortalidad bacterial provee la predicción adecuada de la desaparición de coliformes con el fin de diseñar emisarios submarinos. El modelo es el siguiente:

$$S_b = 10^{\frac{t}{T_{90}}}$$

En donde:

- S_b = Desaparición de coliformes
- t = tiempo de traslado del campo de aguas residuales en condiciones de movimiento y dilución progresiva.
- T_{90} = tiempo necesario para la desaparición del 90% de los coliformes, en horas.

La dilución total obtenida es simplemente el producto de las diluciones individuales. Esto es para bacteria:

$$S_T = S_i \cdot S_h \cdot S_b = \frac{C_0}{C_t}$$

En donde:

- S_T = Dilución total
- S_i = Dilución inicial
- S_h = Dilución horizontal
- S_b = Desaparición de coliformes
- C_0 = Concentración inicial de coliformes en aguas residuales
- C_t = Concentración de coliformes después de T horas (en las playas)

Los parámetros más importantes en el diseño de emisarios submarinos son el perfil de la densidad de las aguas receptoras, el régimen de corrientes y el T-90. Por lo tanto, las campañas de recolección de datos deben concentrarse en obtener mediciones buenas de estos fenómenos.

Para conocer la tasa de mortandad bacteriana, es necesario descontar el efecto de la dilución. Así, la declinación bacteriana obedece a la Ley de Chick, representada por la ecuación:

$$C_t = C_0 \cdot 10^{-t/T_{90}}$$

donde:

- C_t = Población de coliformes remanentes, después de transcurrido el tiempo t .
 C_0 = Población inicial.
 T_{90} = Tiempo transcurrido requerido para la desaparición del 90% de la población bacteriana.

La ecuación anterior también se puede expresar como:

$$C_t = C_0 e^{-kt}$$

en el cual:

- C_t = Concentración de bacterias en el tiempo t .
 C_0 = Concentración de microorganismos después de la dilución inicial.
 k = Constante de declinación.

de donde:

$$T_{90} = \frac{2.303}{k}$$

que es la Ec. que nos permite calcular el T-90 de las aguas estudiadas.

La medición de T-90 se puede realizar de varias formas, entre las cuales se puede considerar la conveniencia de transportar un volumen grande de desechos al área de descarga y luego se mezcla con éste un trazador conservativo apropiado como Rodamina B o una sustancia radiactiva. Esta mezcla se descarga en forma instantánea o continua al medio marino y se toman varias muestras en el centro de la nube. Es conveniente, medir la concentración inicial tanto del trazador como de los organismos indicadores (por ejemplo, coliformes totales y/o fecales). Para tal efecto, un fluorómetro a bordo brinda mediciones rápidas para definir concentraciones pico de tinte; esto es, la ubicación en donde deberían tomarse las muestras para realizar análisis subsiguientes de laboratorio para organismos indicadores.

En nuestro caso de determinación de T-90, no fue conveniente transportar aguas residuales, ya que la inyección de trazadores se realizó en un punto relativamente cercano a la zona de descarga actual de aguas negras, en donde existe la certeza de tener una gran concentración bacteriana que puede ser

considerada como concentración inicial para las mediciones de T-90. Se vio la conveniencia de asociar los trazadores Rodamina B y Iodo-131 para identificar el cuerpo de agua. Estos se inyectaron en forma continua durante media hora, en el lugar donde se colectó la primera muestra. A partir de ese momento se inició la toma de muestras hasta completar casi 4 horas de trabajo. Para ello fue necesario realizar monitoreos de la actividad a diversos intervalos de tiempo, cruzando la nube en forma transversal a fin de observar los picos de máximas concentración y actividad, para proceder luego al muestreo en dichos puntos.

El procedimiento se llevó a cabo a bordo de dos botes de 8 y 4 toneladas de capacidad, los mismos que permanecían en las inmediaciones de la zona; uno de ellos para permitir recargar Rodamina en el centro de la nube cuando disminuía el límite de detección visual debido a la dilución. La dilución física se realizó in - situ, midiéndose la concentración de Iodo - 131 por medio de un detector de centelleo, sumergido a 20 cm de profundidad, con ayuda de un flotador lastreado construido con boyas.

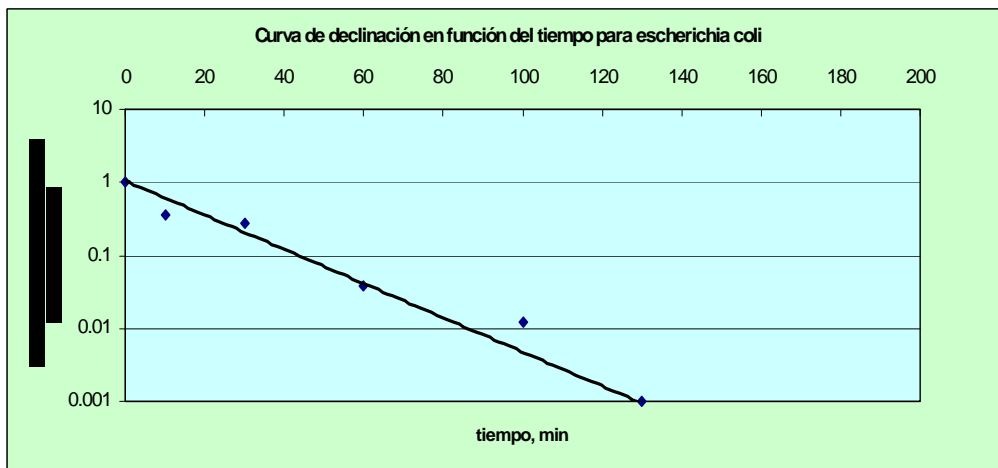
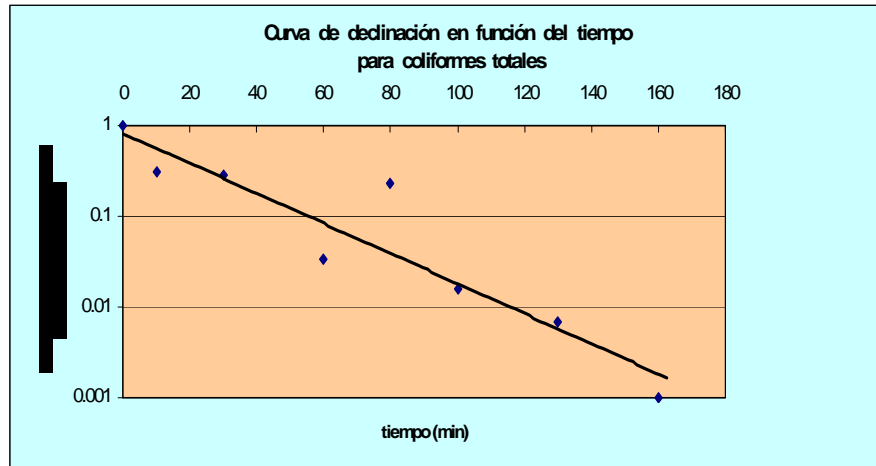
Nota: Las mediciones se iniciaron con la inyección continua, durante 30 minutos, de 5 kg de colorante mezclados y homogenizados con aproximadamente 600 mCi de I-131 como radiotrazador y con agua, hasta completar un volumen de 220 litros en un recipiente adecuado.

Entre dos muestreos sucesivos, el bote mayor aguardaba fuera de la mancha de colorante para evitar la perturbación del cuerpo de agua marcado. Al momento del muestreo, este se aproximaba con una velocidad mínima en dirección perpendicular al eje mayor del elipsoide formado y con el detector sumergido. A medida que el bote ingresaba al cuerpo de agua marcado, la concentración de I-131 aumentaba hasta alcanzar un valor máximo. En el punto de máximo conteo se tomaba la muestra para colimetría, registrándose además el valor de la actividad.

Los valores del T-90 obtenidos son de aproximadamente 55 y 45 minutos para coliformes totales y *Escherichia coli* respectivamente. Esto significa que al cabo de este tiempo solamente sobreviven el 10% de los microorganismos que inicialmente se encontraban presentes. Dado que se trata de un sistema dinámico debido a la

alimentación permanente de estos agentes microbianos por efecto de los colectores y a las características propias del agua de mar, mientras mueren unos, nacen otros, de modo que la carga microbiana siempre está presente en las proximidades del colector. Es muy importante el tiempo entre la toma de muestra y el análisis, dado que si no se realiza con

prontitud, se presenta la posibilidad de no obtener buenos resultados al hacer los cultivos correspondientes de los agentes microbianos, es por esto que se mantienen las muestras a temperatura baja. Es necesario realizar nuevas campañas para afinar la metodología para determinación del T – 90, evitando en lo posible muestras anómalas.



3. REFERENCIAS

- [1] Salas, H. Emisarios Submarinos, Enfoque General, Conceptos Básicos de Diseño. Centro Panamericano de Ingeniería Sanitaria y Ciencias del Medio Ambiente – Lima, 1994.
- [2] Salas, H. Historia y Aplicación de Normas Microbiológicas de Calidad de Agua en el Medio Marino. Centro Panamericano de Ingeniería Sanitaria y Ciencias del Medio Ambiente (CEPIS), Lima, 1994.

CERTIFICACIÓN DE PLACAS RADIOGRÁFICAS SIMAC-ENDECOT S. A. PROYECTO SVOT (ENAPU-CALLAO)

Visurraga R.⁽¹⁾ rvisurraga@ipen.gob.pe, Maguiña J.⁽¹⁾ jmaguiña@ipen.gob.pe

(1) Dirección de Aplicaciones – IPEN / Lima, Perú

1. RESUMEN

Se realizó la certificación de placas radiográficas tomadas en las tuberías de transporte de petróleo de ENAPU, por parte de la empresa SIMAC-ENDECOT.

2. CONTENIDO

El cambio de tuberías de transporte de petróleo hacia la zona del puerto del Callao, hizo necesario la inspección de las juntas soldadas por parte del SIMAC-ENDECOT S.A. La necesidad de certificación del trabajo por parte de la empresa aseguradora, justificó la participación del IPEN-END, en la etapa de supervisión de las placas. Para tal fin, la Norma para la calificación fue la API 1104. Fueron radiografiadas tuberías de acero 9.5 y 12.7 de espesor, los diámetros considerados de 12, 16, 22 pulgadas, soldadas por arco manual y arco sumergido con una fuente de Ir-192 de 20 Ci.

La técnica utilizada fue exposición panorámica, con indicador de calidad de imagen tipo DIN. El total de placas supervisadas fue 1000. Las placas presentan los defectos como, socavaduras, porosidades, inclusiones de escoria aislada y defectos de película; estos defectos fueron evaluados de acuerdo a la norma API 1104, la cual se refiere a tuberías que transportan petróleo. Los defectos encontrados en el procedimiento de revelado de las placas radiografías, corresponden a los producidos en el trabajo de campo, no ameritaron ser rechazados de acuerdo a la norma. Los defectos encontrados, presentan longitudes que están dentro de las especificaciones de API 1104.

3. REFERENCIAS

[1] Norma API 1104. (AMERICAN ELDTING SOCIETY).

INSPECCIÓN RADIOGRÁFICA DEL BLOQUE DE BOMBAS TREN X EMPRESA TEXTFINA S. A.

Visurraga R.⁽¹⁾ rvisurraga@ipen.gob.pe, Maguiña J.⁽¹⁾ jmaguiña@ipen.gob.pe

(1) Dirección de Aplicaciones – IPEN / Lima, Perú

1. RESUMEN

El objetivo del presente trabajo fue determinar la distribución geométrica interna del bloque de bombas tren X, mediante el uso de radiografía gamma.

La técnica usada para radiografiar fue la de pared simple y vista simple, para lo cual se empleó una fuente de Ir-192 de 20 Ci. Se tomaron 30 placas, cubriendo distintos espesores entre 3.75" y 4.75"; con tiempos variables de 35 segundos a 5 minutos de exposición, para una distancia de 7".

2. CONTENIDO

La Empresa Textfina S.A. solicitó el servicio para determinar la configuración geométrica interna de un bloque de bombas de acero, el cual fue comprado por esta empresa. Se consideró que la única forma de establecer la distribución interna era a través de la toma de placas radiográficas. Para esto, se evaluó el bloque sólido de acero ubicando las placas radiográficas, de un modo que cubra la totalidad del bloque.

La estructura que se observa en las radiografías es homogénea. En las vistas se observa la distribución de los canales de refrigeración, los cuales permitirán usarlos en el proceso de fabricación de las fibras textiles.

3. REFERENCIA

[1] Norma AWS D1.1-96 (AMERICAN WELDING SOCIETY).

DETERMINACIÓN DE VELOCIDAD Y DIRECCIÓN DE FLUJO DE AGUAS SUBTERRÁNEAS UTILIZANDO Au-198 COMO RADIOTRAZADOR

Rojas R.⁽¹⁾ rrojas@ipen.gob.pe, Valencia J.⁽¹⁾ jvalencia@ipen.gob.pe

(1) Dirección de Aplicaciones – IPEN / Lima, Perú

1. RESUMEN

El objetivo principal fue difundir el uso de las técnicas nucleares en estudios de hidrología para determinar velocidades y direcciones de flujo en pozos de agua subterránea.

2. CONTENIDO

La Empresa SEDAPAL desarrolla diversos proyectos de explotación de recursos hídricos; entre ellos las aguas subterráneas del Acuífero de Lima, por lo cual difundir el uso de técnicas nucleares en esta empresa consideramos importante y ventajoso para el IPEN con miras a potenciales servicios. Como resultado de las coordinaciones efectuadas con funcionarios de la Gerencia de Proyectos Especiales, se llevó a cabo la experiencia en una zona aledaña a las instalaciones de la Planta de Tratamiento de La Atarjea, en la cual participaron profesionales y técnicos del área de hidrogeología de la Empresa SEDAPAL y de otras entidades de

Lima. La metodología consistió en fijar el isótopo Au-198 en una malla metálica sumergida en un pozo, previamente orientada y señalizada hacia algún punto cardinal, siguiendo la dirección preferencial del flujo de aguas subterráneas y su desarrollo para después monitorear dicha malla con un detector gamma para determinar en qué punto de la malla se registra mayor actividad y por consecuencia la dirección de flujo. Como resultado de la experiencia se demostró claramente la dirección del flujo de aguas subterráneas en el área donde se encuentra el pozo en referencia, lo que determina que dentro de los pozos se presentan direcciones preferenciales de flujo que son fácilmente definidos mediante la actividad del isótopo que se encuentra en los diferentes puntos de la malla.

3. REFERENCIAS

- [1] IAEA. Guidebook on Nuclear Techniques in Hydrology. IAEA.

DETERMINACIÓN DE TIEMPOS DE TRÁNSITO EN EL SISTEMA HIDRÁULICO DE LA CENTRAL HIDROELÉCTRICA SAN GABÁN II

Sebastián C.⁽¹⁾ csebastian@ipen.gob.pe, Maghella G.⁽¹⁾ gmaghella@ipen.gob.pe,
Maguiña J.⁽¹⁾ jmaguiña@ipen.gob.pe

(1) Dirección de Aplicaciones – IPEN / Lima, Perú

1. RESUMEN

El presente trabajo consistió en determinar el comportamiento hidráulico de las aguas de las diferentes lagunas (Pauchinta, Parinajota y Suytococho), que alimentan con la Central Hidroeléctrica San Gabán II, a través de los ríos Corani y Macusani, mediante el tiempo de tránsito hacia la Presa Derivadora.

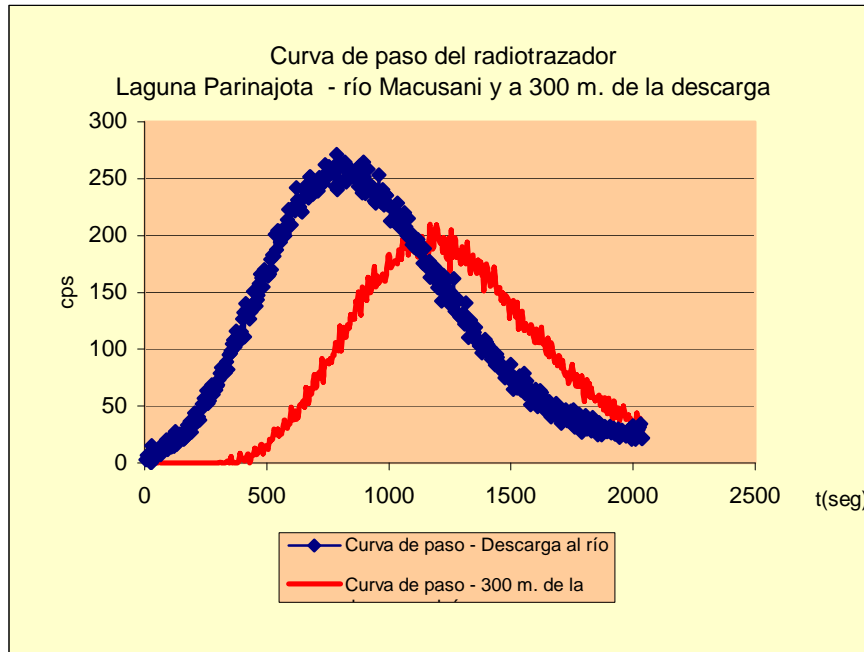
2. CONTENIDO

Es conocida la necesidad de optimizar el uso de las aguas provenientes de las lagunas con las que alimentan a las turbinas de una central hidroeléctrica, a fin de racionar y prevenir la eventual falta del agua en épocas de estiaje y que conlleven por lo tanto a racionamientos de energía eléctrica. Debido a esto es que en la empresa de Generación Eléctrica San Gabán II se realizó un estudio del tiempo de tránsito desde sus lagunas hasta la Presa Derivadora, mediante la técnica de radiotrazadores. Para tal fin, el método aplicado fue el de inyección instantánea de radiotrazador (I-131), en las propias lagunas, y las mediciones del paso de trazador se hicieron en los puntos de descarga de las aguas de las lagunas al río Macusani (en el caso de la Laguna Parinajota) y, al río Corani (Laguna Suytococho), asimismo, en los puntos establecidos en el tramo entre dichas lagunas y la confluencia de los dos ríos, así como también desde esta confluencia hasta la Presa Derivadora. De los datos obtenidos a partir de las curvas de Distribución del Tiempo de Residencia (DTR) del radiotrazador, se determinaron los tiempos de tránsito desde cada una de las lagunas hasta la Presa Derivadora, (17,46 h; 30,00 h; para las lagunas Suytococho

y Parinajota, respectivamente). Cabe resaltar que estos valores se refieren al caso en que solamente estén aportando dichas lagunas individualmente, sin el aporte de las otras. También se realizaron los cálculos considerando el aporte de las otras lagunas simultáneamente, con resultados satisfactorios. Cabe señalar que la concentración de radiotrazador añadido, del orden de los mCi, fue suficiente para obtener una curva representativa del comportamiento del fluido. Asimismo, debe rescatarse el hecho de que la presencia de remansos a lo largo del cauce de los ríos influye en los tiempos de tránsito de las aguas hasta la Presa Derivadora. El empleo de un trazador radiactivo apropiado, en este caso I-131, se justifica dado que los tiempos de tránsito que se manejan en estos estudios son del orden de decenas de horas debido a las grandes distancias que se recorren desde las lagunas hasta la Presa. Asimismo, el mayor aporte de caudal viene dado por las aguas de la laguna Suytococho, a través del río Corani.

El decaimiento natural de la actividad de los radiotrazadores con el tiempo, obliga a cumplir la programación de mediciones en el menor plazo posible, por lo que resulta nuevamente conveniente asociar 2 o más trazadores, siendo uno de ellos, por ejemplo, un colorante (en baja concentración), además del radiactivo. Además, por consideraciones de seguridad y protección radiológica se debe transportar y utilizar la menor actividad posible de radiotrazador.

Asimismo, se debe chequear el caudal de los diferentes aportes de lagunas y tramos de los ríos utilizando técnicas diferentes, las mismas que podrían considerar también el uso de trazadores artificiales.



3. REFERENCIAS

[1] International Atomic Energy Agency. Guidebook on nuclear techniques in hydrology. Technical Reports N° 91, IAEA, Vienna, 1968.

[2] Chow, V. Hidráulica de los canales abiertos. Mc Graw Hill, 2da. Edición, México, 1983.

[3] International Atomic Energy Agency. Radiotracer technology for engineering unit operation studies and unit processes optimization. Poland, 1999.

INSPECCIÓN RADIOGRÁFICA DE LAS ESTACIONES DE BOMBEO Y VÁLVULAS DE MONITOREO DE PRESIÓN MINERADUCTO – “CIA MINERA ANTAMINA S.A.”

Visurraga R.⁽¹⁾ rvisurraga@ipen.gob.pe, Maguiña J.⁽¹⁾ jmaguiña@ipen.gob.pe

(1) Dirección de Aplicaciones – IPEN / Lima, Perú

1. RESUMEN

En el presente artículo se resume la inspección de cordones y juntas soldadas en bombas y válvulas de monitoreo de presión, por medio de radiografía industrial gamma.

2. CONTENIDO

La Cía. Minera Antamina, frente a los problemas originados por fallas de materiales en la estación de bombeo ubicada en la planta concentradora, solicitó los servicios para la inspección gammagráfica, de las estaciones de bombeo, ubicadas entre la zona de Yanacancha hasta el Puerto de Huarmey.

Para la inspección radiográfica se utilizó una fuente de Ir-192 de 20 Ci y se empleó la Norma API Standard 1104-18. De acuerdo con ella, el método de exposición utilizado fue el de doble pared. El material inspeccionado correspondió a la soldadura por arco manual de bombas y válvulas de monitoreo. Se inspeccionaron un

total de 57 juntas que unen tubos de 12” con una de 2” a lo largo del mineroducto.

El número de placas tomadas:	117
Número de placas aceptadas:	110
Número de placas rechazadas:	07

Los defectos presentados en los cordones y juntas soldadas visibles en las placas radiográficas corresponden a porosidades y escorias. La Norma API 1104, indica los criterios de evaluación a tomarse en cuenta para la calificación de las placas radiográficas. La calidad de las juntas soldadas fue buena, pues la cantidad de reparaciones 07, estuvo dentro de un buen promedio, considerando las condiciones difíciles de soldadura. Las fallas de las juntas soldadas se originaron debido a problemas del diseño de juntas.

3. REFERENCIAS

- [1] Norma API Standard 1104-18, edición 1994 (AMERICAN WELDING SOCIETY).

EVALUACIÓN DE LAS UNIDADES DE TRATAMIENTO DE AGUA DEL RESERVORIO LA ATARJEA, UTILIZANDO TÉCNICAS DE TRAZADORES

Sebastian C.⁽¹⁾ csebastian@ipen.gob.pe, Maghella G.⁽¹⁾ gmaghella@ipen.gob.pe,
Mamani E.⁽¹⁾ emamani@ipen.gob.pe, Maguiña J.⁽¹⁾ jmaguiña@ipen.gob.pe

(1) Dirección de Aplicaciones – IPEN / Lima, Perú

1. RESUMEN

En este trabajo se evaluó el comportamiento hidráulico de las diversas unidades de tratamiento de agua de la planta La Atarjea, mediante la técnica de trazadores. Como es sabido, las aguas provenientes del río Rímac son colectadas y tratadas en las Plantas 1 y 2, a través de los desarenadores, estanques de regulación, sedimentadores, floculadores, decantadores, filtros, en los cuales luego del respectivo tratamiento químico y biológico, son destinadas a los tanques reservorios para su distribución a la red de agua potable de la ciudad. Dado que se requería conocer las condiciones de trabajo de las diversas unidades de procesamiento del agua, es que se vio la necesidad de determinar los parámetros hidráulicos de las mismas, mediante métodos no convencionales. Para esto se emplearon dos trazadores, los cuales mediante la técnica de inyección instantánea, describieron el comportamiento de estas unidades, a través del análisis de las curvas de respuesta del trazador a la salida de las mismas. El trazador en todos los casos fue un material radiactivo emisor gamma (Iodo-131 y Tecnecio-99m), en solución acuosa de concentración baja. Los resultados así obtenidos sirvieron para determinar el funcionamiento hidráulico así como la eficiencia de las unidades de tratamiento de agua.

2. CONTENIDO

Las unidades de tratamiento de agua no tienen la eficiencia esperada debido principalmente a deficiencias de orden hidráulico que ocasionan distorsiones en el flujo dentro de los sistemas y por ende, en las distribuciones de los tiempos de residencia. Las técnicas de trazadores permiten obtener información del sistema o parte de él, mediante la observación del comportamiento del

trazador añadido al proceso, durante su recorrido por el sistema o al salir del mismo.

Si consideramos que un fluido está constituido por pequeños elementos que pueden tener igual o diferente comportamiento hidrodinámico en su paso a través de un sistema, podemos definir algunos parámetros cuantitativos de las funciones de distribución de población, utilizadas en nuestro estudio.

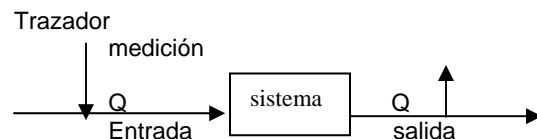


Figura 1. Esquema de una experiencia con trazadores.

El trazador a su paso a través del sistema determina un tiempo de residencia. Este es el tiempo que transcurre desde el instante en que entra al sistema hasta que lo abandona.

La distribución del tiempo de residencia o la frecuencia de la distribución de edades para la corriente que sale de un recipiente son dos nombres diferentes de la misma función $E(t)$. La función se normaliza de tal forma que:

$$\int_0^{\infty} E(t) dt = 1 \quad (1)$$

El tiempo de residencia se obtiene a partir de:

$$\bar{t} = \int_0^{\infty} t.E(t) dt = \frac{V}{Q} \quad (2)$$

donde:

V = Volumen del sistema.

Q = Descarga.

\bar{t} = Tiempo medio de residencia.

V/Q es el llamado tiempo medio de permanencia o tiempo medio de residencia en el caso de sistemas ideales.

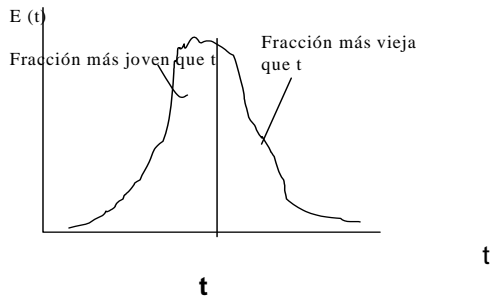


Figura 2. Distribución de tiempos de residencia.

Existen dos tipos de modelos de flujo ideales que son descripciones físicas y matemáticas del flujo y de las características de mezcla de los fluidos en sistemas tales como recipientes, tuberías, reactores químicos, entre otros. Los dos modelos ideales de flujo entre los cuales se encuentran comprendidos los procesos reales son: el flujo pistón y el flujo de mezcla perfecta. Por lo general, uno de estos extremos es suficiente para caracterizar una serie de sistemas; sin embargo, en aquellos que trabajan a gran escala, los esquemas de flujo pueden estar lejos del comportamiento ideal. Cuando se quieren caracterizar los tipos de flujo no ideal, se utilizan modelos simples tales como el de tanques perfectamente mezclados en serie o en paralelo; o también, unos más complicados como los denominados modelos combinados. En el caso del flujo pistón, cada elemento del fluido que ingresa al sistema pasa a través de él sin mezclarse con otros elementos de fluido que entran antes o después. En términos matemáticos, la fracción de fluido a la salida con edad mayor o menor que t es cero y la fracción total tiene una edad igual a t . la función que representa este comportamiento es la función delta de Dirac, y la curva $E(\theta)$ es del tipo,

$$E(\theta) = \delta(\theta - 1)$$

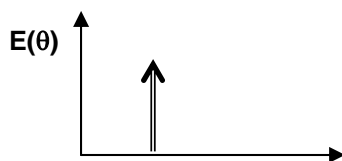


Figura 3. Curva $E(\theta)$ para flujo tipo pistón.

El flujo con mezcla perfecta, supone que la concentración en el equipo es perfectamente homogénea y su composición es igual a la de la corriente de salida. En este caso la curva $E(\theta)$ corresponde a una ley de decaimiento exponencial de primer orden:

$$E(\theta) = \bar{t}E(t) = e^{-t/\bar{t}}$$

la forma de la curva $E(\theta)$ es la que se muestra en la figura 3.

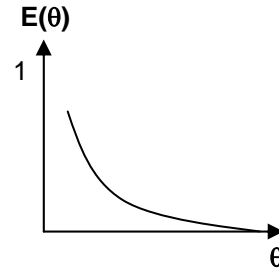


Figura 4. Curva $E(\theta)$ para mezcla perfecta.

Existen dos situaciones anómalas que también se presentan al analizar comportamientos del fluido. Se trata de los espacios muertos y los cortocircuitos. El primero de ellos corresponde a la región de un sistema que retiene elementos de fluido durante tiempos mucho mayores que el tiempo medio de residencia del fluido total. Y el segundo ocurre en aquellos casos en que algunos elementos del fluido pasan a través del sistema en un tiempo mucho más corto que otros.

La metodología de trabajo implicó la inyección de un trazador radiactivo (^{131}I y algunas veces Tc-99m) mediante la técnica de inyección instantánea, para lo cual se colocaron las sondas a la salida de la unidad evaluada. Una vez obtenida la curva de respuesta del trazador y la DTR, se hizo el análisis de las curvas mediante las ec. De Wolf Resnick, a fin de caracterizar el comportamiento del fluido en el sistema a través de las diferentes zonas que se presentan bajo la curva y que se representan como porcentajes de las llamadas mezclas completas, flujo tipo pistón, volúmenes muertos, cortocircuitos. A partir de los resultados obtenidos se observó que el funcionamiento de varios desarenadores de la Planta 1 presentaba zonas muertas del orden de 45 y 73%. Asimismo, algunos sedimentadores presentaban volúmenes activos bajos debido a las excesivas

zonas muertas (45 y 67%). La Planta 2 presenta más uniformidad en los tiempos de residencia de sus unidades, principalmente en los desarenadores y decantadores, resaltándose el hecho que el Estanque de Regulación de la Planta 2 tiene mejor performance que el de la Planta 1, con valores bajos relativos a zonas estancadas o muertas.

REFERENCIAS

- [1] International Atomic Energy Agency. Radiotracer Technology for Engineering Unit Operation Studies and Unit Processes Optimization. Poland, 1999.

ESTUDIO DEL POTENCIAL GEOTÉRMICO DEL ALTIPLANO SUR (ÁREA “BORATERAS” LOTE CHALLAPALCA, DEPARTAMENTO DE TACNA) (PROYECTO: PER 08/012)

Valencia J.⁽¹⁾ jvalencia@ipen.gob.pe, Palza G.⁽²⁾

(1) Dirección de Aplicaciones – IPEN / Lima, Perú

(2) Proyecto Especial Tacna

1. RESUMEN

La cuenca del río Maure en su parte alto andina se ve afectada en cuanto a su calidad de agua debido a manantiales de aguas termales (recurso que el Proyecto Especial Tacna suministra para el consumo de la ciudad de Tacna), en el área denominada “Borateras”, que contaminan elementos como el boro y arsénico. Una de las soluciones planteadas a fin de ayudar a disminuir esta contaminación consiste en la explotación geotérmica de las aguas termales con lo que se lograría bajar la presión de los manantiales y con ello disminuir los altos valores de boro y arsénico reportados por los análisis en la zona de descarga. En el área de estudio se han realizado estudios de geovulcanología, geofísica e instalado 30 puntos de monitoreo y muestreo a fin de evaluar las características geotérmicas de los manantiales y la posible existencia de un reservorio geotérmico. Los resultados geoquímicos e isotópicos han diferenciado y caracterizado las condiciones de recarga del sistema, constituidos principalmente por agua de la laguna Vilacota y aguas de infiltración reciente de lluvia y río. Finalmente, se han aplicado geotermómetros químicos para calcular la temperatura, habiéndose obtenido 210 °C en el interior del reservorio.

2. CONTENIDO

Mediante la Cooperación Técnica del OIEA, el Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN) y el Proyecto Especial Tacna (PET) se ha ejecutado el Proyecto PER/08/012 “Estudio del Potencial Geotérmico del Altiplano Sur” donde los primeros estudios hidrogeoquímicos indican altos valores de los elementos B y As en el curso superior del río Maure, cuyas evaluaciones han sido abordadas por el

presente proyecto a fin de ayudar a mitigar la contaminación debido a la presencia de estos elementos. En esta región existe vulcanismo relativamente reciente, y localmente está representado por la “Cordillera del Barroso”, zona donde los estudios preliminares por recursos geotérmicos han indicado la favorabilidad del Lote Challapalca para la existencia de reservorios geotérmicos en la que se encuentra el área “Borateras”; zona de ejecución del presente proyecto. Como solución viable a la contaminación de B y As, mediante el aprovechamiento de la energía geotérmica con fines de generación eléctrica; la explotación de este tipo de energía mediante pozos de explotación geotérmica permitiría disminuir la presión en el reservorio y con ello bajar el flujo de los manantiales y así atenuar la contaminación de boro y arsénico.

Para el presente estudio se ha dispuesto de información extraída de campo en base a puntos de muestreo, monitoreo y control geotérmico, y la estimación de los parámetros de las manifestaciones geotérmicas, así como de la información geológica, geoquímica e isotópica; esta última ha permitido identificar el origen de la recarga del posible sistema geotérmico. Para la obtención de los resultados geoquímicos, se han aplicado geotermómetros para calcular la temperatura en las profundidades del reservorio, de acuerdo al sistema geotérmico de “Borateras” que se postula y pronostica la temperatura en la profundidad.

Entre los resultados que se obtuvieron se tiene que la temperatura de las manifestaciones geotérmicas en los dos sectores en estudio fueron elevadas: 71°C y 86°C (para Putina Grande y Putina Chica respectivamente) y se sabe que con la elevación de la temperatura en un sistema geotérmico el grado de interacción agua-roca se ve incrementado. Los análisis químicos de muestras del área de “Borateras”

han servido para efectuar la clasificación y tipo de agua con la aplicación de diversos diagramas. Estas se caracterizan por ser “aguas maduras”, de carácter geotérmico. Otras, por efecto de mezcla caen en el campo de “vapor de agua calentada” y por último, muestras de carácter bicarbonatado por influencia de aguas superficiales.

En la zona de estudio, los elementos trazas predominantes desde el punto de vista de la contaminación lo constituyen el Boro (99-0,07 ppm) y el Arsénico (18-0,01 ppm) y si se considera la presencia de Cloro y Litio (elementos conservativos), entonces indican origen y circulación de las aguas termales en profundidad en los dos puntos de mayor descarga de estas aguas en “Borateras”; según el diagrama Cl-B-Li, se muestra dos orígenes distintos: para aguas de Putina Chica, alto contenido de Cloro (2237 mg/l), debido a la interacción con rocas volcánicas profundas (86°C en superficie), mientras que para Putina Grande con un circuito de convección más superficial, un posible origen a partir de aguas subterráneas poco profundas (Cl= 0,88 mg/l), donde la mezcla con aguas frías debe de ser consecuencia igualmente de su menor temperatura (71°C) con relación a Putina Chica.

Se evidencia que la contaminación de Boro es indicativa de lixiviación y su contenido es una medida de la interacción agua-roca en niveles profundos a alta temperatura, Putina Chica GT-4 (99 mg/l de Boro) mientras la muestra de Putina Grande GT-3 con menor temperatura (0,24 mg/l de Boro); se puede decir que el sistema geotérmico de “Borateras” está formado por la circulación de aguas subterráneas profundas y someras, sujetas a un control estructural e influenciadas por la topografía. Según los resultados isotópicos de la muestras de agua, (Diagrama $\delta^{18}\text{O} / \delta\text{D}$), indican que hay tres comportamientos isotópicos:

- Los isótopos ambientales de agua de río y manantiales fríos, con un carácter de agua meteórica y que están ubicadas próximas a la línea meteórica mundial, son originados por los aportes de aguas de lluvia recientes que alcanzan una rápida escurriencia y/o una pobre infiltración.

- Isótopos ambientales de aguas termales ubicadas en la línea de aguas geotérmicas que se agrupan en dos sectores de Putina Chica, muestran carácter geoquímico distinto.
- Aguas evaporadas, correspondientes a muestras de la laguna Vilacota distante 15 km del área de “Borateras”.

La interpretación geoquímica de los análisis de muestras indican para el área de “Borateras” (muestra GT-4) aguas termales de composición clorurada sódica, i.e., con características de aguas geotérmicas. Los resultados isotópicos de O-18 y Deuterio, indican una recarga a partir de aguas de la laguna Vilacota y aguas superficiales de la cuenca río Maure.

De acuerdo con la información geoquímica de la zona descarga, y la temperatura obtenida de la aplicación de la geotermometría (210°C en profundidad), se tiene un reservorio geotérmico, cuyos estudios deben continuar.

3. REFERENCIAS

- [1] OLADE – BID “Guía Para Estudios de Reconocimiento y Prefactibilidad de Yacimientos Geotérmicos”, Quito, Ecuador, 1994
- [2] Arnórsson, S. “Isotopic and Chemical Techniques in Geothermal Exploration development and Use” IAEA, Viena, 2000
- [3] Mazor E. “Chemical and Isotopic Ground water Hydrology The Applied Approach”, 2nd Edition. Institute of Science, Rehovot, Israel 1997
- [4] “Isotope and Geochemical Techniques Applied to Geothermal Investigations” IAEA- TECDOC- 788 february-1995
- [5] “Estudios Geotérmicos con Técnicas Isotópicas y Geoquímicas en América Latina IAEA – TECDOC – 641”. March – 1992.
- [6] Henley, A. Truesdell, H. et al. “Fluid-Mineral Equilibria in Hydrothermal Systems Reviews in Economic Geology” - R. W. 1985.
- [7] “Hand book of Environmental Isotope Geochemistry” - Edited Scientific Publishing Company, Amsterdam, 1980.

EVALUACIÓN DE LAS ZONAS GEOTÉRMICAS DEL SUR DEL PERÚ

Aguinaga J.⁽¹⁾, Kihien C.⁽¹⁾, Rojas R.⁽²⁾ rrojas@ipen.gob.pe

(1) CENERGIA

(2) Dirección de Aplicaciones – IPEN / Lima, Perú

1. RESUMEN

El estudio evalúa las áreas más importantes del sur del Perú, con el fin de determinar las dos zonas más favorables donde se concentren los esfuerzos para desarrollar un proyecto de explotación geotérmica con fines de generación eléctrica o la construcción de una planta piloto con recursos de una institución de cooperación internacional.

La evaluación de las áreas geotérmicas se llevó a cabo en base a criterios que se encuentran en las publicaciones de la Organización Latinoamericana de Energía (OLADE): ubicación y accesibilidad, características geotérmicas, marco geológico nivel de estudios existentes, beneficios que se pueden obtener, impacto ambiental y factores de riesgo.

Como resultado de la evaluación, el área de calientes de la región geotérmica Tutupaca y el área de Borateras de la región geotérmica Challapalca fueron determinadas como las dos más favorables donde se podría desarrollar el primer proyecto geotérmico de generación de energía eléctrica en el Perú, ambas situadas en el altiplano cerca de los límites con los departamentos de Puno y Moquegua.

2. CONTENIDO

Los cambios de clima que se registran a nivel mundial que sin duda tienen repercusión en el Perú, originan periodos aleatorios de sequía en algunas zonas e intensas lluvias en otras, los periodos de sequías resultan muy perjudiciales para el funcionamiento de las centrales hidroeléctricas, las que se ven obligadas a operar por debajo de su capacidad instalada y consecuentemente a disminuir su producción. Teniendo en cuenta que las centrales hidroeléctricas proveen casi toda la energía eléctrica en el Perú, la oferta de energía es altamente vulnerable a los cambios de clima que se notan cada vez con mayor frecuencia.

Las áreas evaluadas fueron:

	Lote	Departamento
Chivay	Arequipa	Arequipa
Borateras	Challapalca	Tacna
Calacoa	Tutupaca	Moquegua
Calientes	Tutupaca	Tacna
Callazas	Tutupaca	Tacna

Las aguas termales de Calientes tienen una temperatura superficial en el rango de 54 a 87 °C, y en el rango de 110 a 160 °C en la fuente calorífica del interior según el geotermómetro SiO₂ y en el rango de 180 a 190 °C en la fuente calorífica del interior utilizando el geotermómetro Na/ K.

Las aguas termales de Borateras tienen una temperatura superficial en el rango de 50 a 87 °C y en el rango de 180 a 192 °C en la fuente calorífica del interior según el geotermómetro SiO₂ y en el rango de 182 a 232 °C en la fuente del interior calorífica según el geotermómetro Na/K.

3. REFERENCIAS

- [1] PET-INGEMMET. "Evaluación de las zonas hidrotermales en las pampas de Kallapuma y Alrededores Lima, 1995.
- [2] ELECTROPERU-INGEMMET Estudio geovolcánico e inventario sistemático de manifestaciones geotermales del lote Tutupaca, Lima, 1994.
- [3] Instituto de Investigaciones Eléctricas de México – CENERGIA- Estudio de Prefactibilidad del proyecto geotérmico Tutupaca, Lima, 1997.
- [4] OLADE – AQUATER, Proyecto de Investigación geotérmica de la República del Perú – Estudio de reconocimiento.
- [5] OLADE – BID. Guía para estudios de factibilidad geotérmica - Quito, 1994.
- [6] OLADE – BID. "Guía para estudios de reconocimiento y prefactibilidad geotérmica Quito, 1994.

ESTUDIO ISOTÓPICO E HIDROQUÍMICO DEL LAGO TITICACA

Paredes M.⁽¹⁾, Campos J., Gaita A.⁽²⁾, Rojas R.⁽³⁾ rrojas@ipen.gob.pe, Gourcy L.⁽⁴⁾, Groening⁽⁴⁾, Han L.F.⁽⁴⁾, Gonfiantini R.⁽⁵⁾, Cioni R.⁽⁵⁾, Guido M.⁽⁵⁾, Rozanski K.⁽⁶⁾, Kipfer R.⁽⁷⁾

(1) *Proyecto Especial Lago Titicaca, Puno, Perú*

(2) *Autoridad Autónoma del Lago Titicaca, La Paz, Bolivia*

(3) *Dirección de Aplicaciones – IPEN / Lima, Perú*

(4) *International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria*

(5) *Istituto di Geocronologia e Geochimica Isotópica, Pisa, Italy*

(6) *University of Mining and Metallurgy, Faculty of Physics and Nuclear Techniques, Krakow, Poland*

(7) *Swiss Federal Institute of Environmental Science and Technology, Duebendorf, Switzerland*

1. RESUMEN

El lago Titicaca se encuentra en el extremo SE del Perú y NO de Bolivia y está ubicado entre la cordilleras Occidental y Oriental de los Andes y forma parte del denominado sistema TDPS (Titicaca, Desaguadero, Poo Poo y salar Coipasa), cuenca endorreica que tiene un área 144000 km² donde vive una población del orden de 1.2 millones de habitantes dedicados principalmente a la agricultura, ganadería y el comercio.

El Titicaca está ubicado a 3800 msnm y tiene un espejo de agua con una superficie promedio de 8 200 km² y está constituido por el lago Mayor con un espejo de agua de 6 900 Km² y el lago Menor con un espejo de agua de 1 300 km², separados por el estrecho de Tiquina. El clima de la cuenca es semiárido con un rango de precipitaciones anuales que fluctúa entre un promedio de 867 mm/año en las islas del Norte y de 403 mm/ año en las islas del sur.

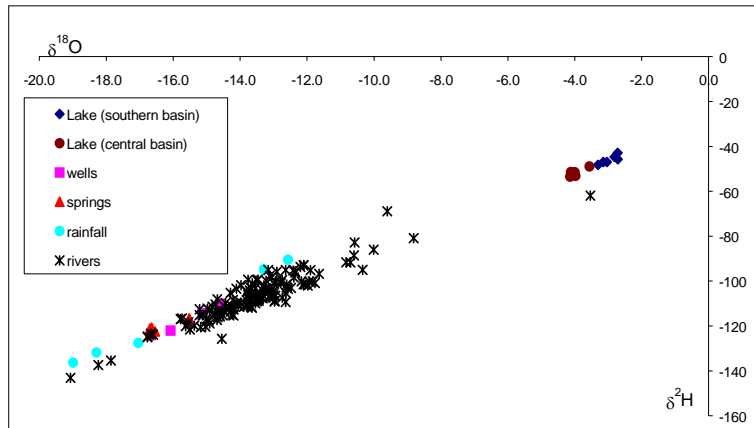
Estudios preliminares muestran que la evaporación del lago Titicaca constituye más del 90% de los ingresos de agua a la cuenca y constituye el parámetro mas importante en el balance hídrico, sin embargo las mediciones de evaporación efectuadas hasta la fecha utilizando técnicas convencionales (evaporímetro tipo Colorado) no parecen muy confiables debido a que el agua en los evaporímetros con frecuencia se llegan a

congelar durante las noches de los periodos de baja temperatura de la zona y consecuentemente no registran la evaporación del lago que nunca llega a congelarse, por lo cual uno de los objetivos del estudio es la determinación de la evaporación mediante técnicas isotópicas.

El balance isotópico ha requerido el muestreo y análisis químico e isotópico de aguas de lago en diversos puntos y profundidades así como de ríos afluentes, manantiales, pozos y aguas de lluvias, además fueron recopilados y registrados directamente información meteorológica de temperatura, humedad relativa y presión atmosférica. Asimismo, se han obtenido muestras de aguas de vapor atmosférico en el lago y en la cuenca.

2. CONTENIDO

Los resultados muestran que las aguas del lago Mayor tienen características un tanto diferentes a las lago Menor, estas últimas muestran mayor evaporación que las del lago Mayor, asimismo, la composición química e isotópica del lago Mayor muestran ser bastante homogéneas y constantes que las del lago Menor. Las características químicas e isotópicas promedio de las masas de agua, que circulan en la cuenca, se indican en la siguiente tabla.

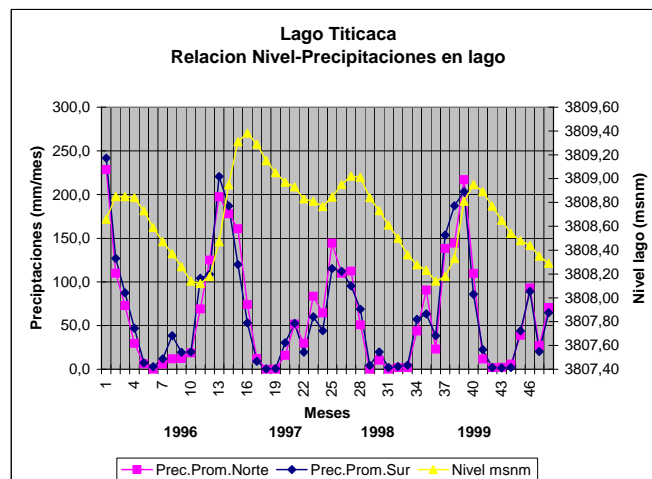


	Ca	Mg	Na	K	B	Cl	SO ₄	NO ₃	PO ₄	HCO ₃
Lago Mayor	63,3	35,9	188	15,5	0,8	257	252	0,26	0,17	112,6
Lago Menor, estero basin	61,6	49,1	257	21,0	1,2	349	316	0,42	0,10	81,8

Element of the lake system	$\delta^{18}O$ ‰ vs. VSMOW	δ^2H ‰ vs. VSMOW	Deuterium excess
Lago Mayor (September 1998)	-3,98 ± 0,09	-51,5 ± 1,1	-19,6
Lago Menor, western basin (September 1998)	-0,73 ± 0,09	-32,8 ± 0,9	-26,9
River inflow ¹	-14,5	-112,5	3,7
Precipitation over the lake	-17,3	-126	12,4
Groundwater around the lake	-16,11 ± 0,88	-119,8 ± 5,3	9,1

¹) Weighted average for 1997-98 (weighing by river flow)

Composición isotópica de las masas de agua de la cuenca del lago Titicaca



Régimen de precipitaciones y variación de los niveles de agua del lago Titicaca.

ORIGEN DE LAS AGUAS DE MANANTIAL EN ZONA DE CUENCA DEL RÍO CAÑETE

Rojas R.⁽¹⁾ rrojas@ipen.gob.pe

(1) Dirección de Aplicaciones – IPEN / Lima, Perú

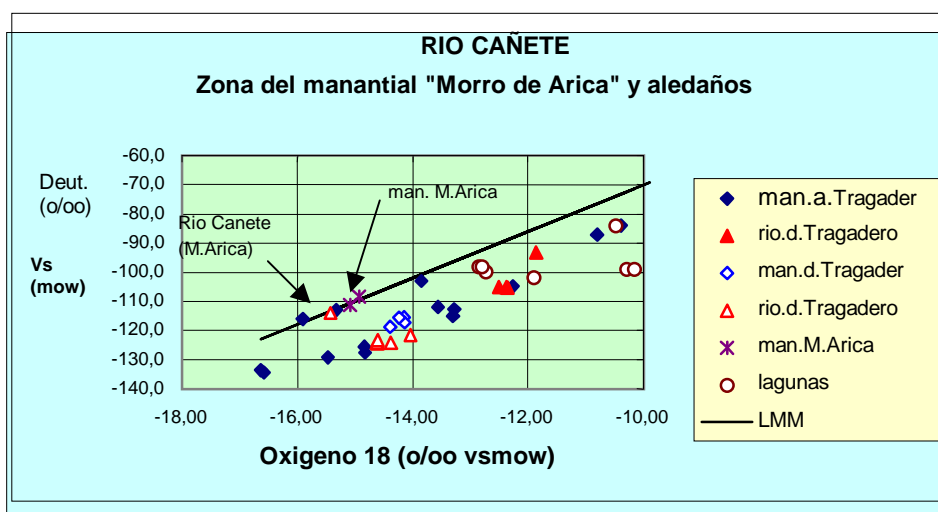
1. RESUMEN

Cerca de la zona donde está proyectada la construcción de un dique para el represamiento del río Cañete, existe un manantial que tiene un caudal estimado de 0,2 litros/segundo cuyo origen se requiere investigar ya que podría comprometer la estabilidad de la estructura, con este fin se llevo a cabo el muestreo y análisis físico-químicos e isotópico de las masas de

aguas de la zona. Los resultados isotópicos no mostraron evidencias categóricas del origen de las aguas, en cambios los análisis físico-químicos descartaron el posible origen en el río Cañete.

2. CONTENIDO

Los resultados de los análisis se muestran en el gráfico adjunto.



Teniendo en cuenta que el error analítico de las concentraciones del laboratorio es del orden de $\pm 0,2 \delta$ vs mow para el oxígeno 18, las aguas de la muestra PE2 y las de la muestra PE3, tienen prácticamente las mismas características isotópicas, características en este caso que se relacionan con la altitud media sobre el nivel del mar de la cuenca de recarga. Si bien ambas muestras tienen un área de recarga ubicada prácticamente a la misma altitud, estos resultados no sugieren necesariamente que tengan el mismo origen. La pequeña diferencia isotópica revela en todo caso que las aguas del manantial tienen una fuente de recarga ubicada a una altitud más baja que la del río Cañete.

Las bajas concentraciones de tritio de aguas del manantial (0,94 UT) y del río Cañete (1,25 UT) comparadas con las de lluvia (3,6 UT en promedio) y del río (6,0 UT después de la zona kárstica de "Trágadero"), revela que aun teniendo en cuenta la fecha de muestreo (hace 8 años) y el tiempo de vida media del tritio (12,4 años), en ambos casos se trata de aguas con un tiempo de residencia relativamente largo.

3. REFERENCIAS

- [1] IPEN. Estudio del fenómeno Kárstico en la cuenca alta del río Cañete. Lima, 1993.

CARACTERIZACIÓN DEL ACUÍFERO DE LIMA (SECTOR DEL RÍO CHILLÓN)

Rojas R.⁽¹⁾ rojas@ipen.gob.pe, Ruiz J.⁽²⁾

(1) Dirección de Aplicaciones – IPEN / Lima, Perú

(2) SEDAPAL

1. RESUMEN

El objetivo del estudio es obtener un mayor conocimiento de las características del acuífero de Lima y su hidrodinámica en el sector de la zona Norte, y contribuir con las investigaciones de base en un área donde se proyecta ejecutar diversas obras orientadas a obtener un mayor rendimiento del acuífero y de las aguas superficiales del río Chillón.

El área de estudios se encuentra ubicado en la zona Norte de la ciudad de Lima, limitado por las estribaciones rocosas de la cuenca del río Chillón, por el Este la quebrada de Huarangal, al Sur con el cauce del río Rímac y por el Oeste con el Océano Pacífico.

Los resultados de los análisis de oxígeno 18 y deuterio de aguas del acuífero de Lima - Sector del río Chillón se encuentran en la figura adjunta, donde se puede apreciar que las concentraciones se encuentran en un rango muy estrecho y tienen valores bastante similares a las del río Chillón. Las concentraciones de isótopos estables de las aguas subterráneas se encuentran en rango bastante estrecho comprendido entre $-12,25$ a $-12,75$ D O-18.

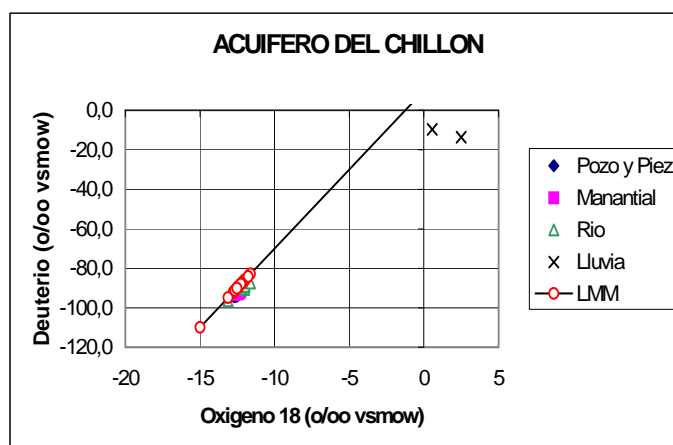
Las concentraciones isotópicas en aguas del río Chillón tienen un rango ligeramente mayor, comprendido entre $-11,2$ a $-13,1$ y un promedio de $-12,4$ dO-18, resultados que ratifican que la recarga del acuífero de Lima en el sector del Chillón tienen su origen en la infiltración de las aguas de este río en la zona baja de su cuenca. Estos resultados también concuerdan con los valores obtenidos en un estudio anterior efectuado en 1990 en el que las concentraciones del oxígeno 18 obtenido tienen un valor promedio de $-12,7$ dO-18. No hay evidencias de una recarga por circulación profunda proveniente de infiltraciones de las partes altas de la cuenca. El valor de $-13,11$ dO-18 corresponde a una muestra del Chillón obtenida en la estación de Canta ubicado a

2850 msnm. y a una distancia de 110 Km. de Lima.

2. CONTENIDO

Utilizando el gráfico de la Gradiente de Altitud, se estima que la altitud de recarga del río Chillón y consecuentemente del acuífero de Lima en el sector de estudio, está en el rango de 3200 msnm, altitud que concuerda con la altitud topográfica media de la zona donde ocurren las precipitaciones drenadas a través del río.

Las concentraciones de tritio encontradas en aguas del acuífero, muestran el decaimiento normal de este isótopo ambiental durante los últimos años y sus valores son concordantes con las concentraciones de tritio ambiental en precipitaciones que se tiene actualmente en el Perú, en muestras de lluvias en estaciones de las cuencas de los ríos Rímac y Chillón en 1995 y 1996.



3. REFERENCIA

[1] IPEN-SEDAPAL. Estudio Hidrológico del Acuífero de Lima. Lima, 1991.

FUENTES SELLADAS RADIATIVAS DE IRIDIO-192 PARA Gammagrafía Industrial

Condori J.⁽¹⁾ jcondori@ipen.gob.pe

(1) Dirección de Aplicaciones – IPEN / Lima, Perú

1. RESUMEN

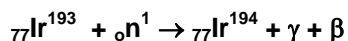
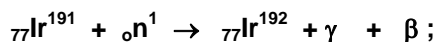
En el presente estudio se revisa brevemente los métodos y técnicas desarrollados para la fabricación de fuentes selladas radiativas de Iridio-192 que se emplean en la gammagrafía industrial.

2. CONTENIDO

Las fuentes selladas de Iridio-192 son empleadas en gammagrafía industrial para ensayos no destructivos de productos industriales, debido a su alta actividad específica y versatilidad con respecto al cobalto-60, rayos X y otros [1].

La producción de estas fuentes radiativas requiere el desarrollo de métodos para la activación neutrónica de un determinado blanco en el reactor nuclear, su manipulación en recintos blindados después de la irradiación, ensayos y mediciones.

El Iridio-192 es producido mediante la irradiación de blancos de iridio metálico en forma de discos de 2,7 mm de diámetro y de 0,25 mm de espesor, con neutrones en el reactor nuclear, de acuerdo a la siguiente reacción nuclear:



La composición isotópica del iridio natural es de 37,3% como Ir¹⁹¹ y 62,7 % de Ir¹⁹³.

La sección eficaz de captura de neutrones térmicos para la reacción Ir¹⁹¹(n,γ) Ir¹⁹² es 940 barns. El Iridio-192 experimenta subsecuentemente captura neutrónica, de la cual la sección eficaz es 1500 barns. La mayor parte de Iridio-192 decae con un tiempo de vida media de 74,17 días dando lugar a Pt¹⁹² estable, emitiendo partículas beta de una energía

máxima de 0,672 MeV (46 %) y rayos gamma de energías de 0,604; 0,468 y 0,308 MeV [2].

Luego, la actividad del Iridio-192 ha ser producido mediante la activación neutrónica, es:

$$A = \frac{N_0 \sigma \Phi}{3.7 \times 10^{10} \left[1 + \frac{(\sigma' - \sigma) \Phi}{\lambda} \right]} (e^{-\sigma \Phi t} - e^{-(\lambda + \sigma \Phi) t})$$

Donde:

- A** : Actividad específica del Ir¹⁹² en Ci.
- N₀** : Número de núclidos del blanco por gramo.
- δ** : Sección eficaz de captura de neutrones térmicos del Ir¹⁹¹, 940 barns.
- δ'** : Sección eficaz de captura de neutrones térmicos del Ir¹⁹², 1500 barns.
- φ** : Flujo de neutrones térmicos en cm⁻² s⁻¹.
- t** : Tiempo de irradiación en segundos.
- λ** : Constante de decaimiento del Ir¹⁹².

La actividad específica de los discos de iridio; en la práctica en diferentes centros de producción, alcanzan alrededor de 22 TeraBecquerel/gramo, después de irradiarse en forma continua durante períodos superiores a los 30 días a flujos neutrónicos promedios del 1x10¹⁴ neutrones/cm²s.

La fabricación de una fuente sellada, según la norma ISO 2919, involucra el confinamiento del material radiactivo dentro de una cápsula inactiva de acero inoxidable del tipo AISI 304 evitando así la dispersión del material radiactivo, en las condiciones normales de uso para lo cual fue diseñado.

El sellado de la cápsula, se realiza mediante el proceso de soldadura TIG (tungsten inert gas) a control remoto [3].

Las fuentes selladas son sometidas a diferentes ensayos de control de calidad: mecánico, visual, soldadura, contaminación superficial, hermeti-

cidad y medición de actividad, siguiendo procedimientos establecidos por las normas ISO 2919 e ISO 9978.

El registro final que indica la garantía de calidad y el CERTIFICADO DE FUENTE RADIATIVA SELLADA, es emitido observando estrictamente la Norma ISO 1667.

Del presente análisis se concluye que:

La relativa baja energía de radiación del Iridio-192 y la gran actividad específica permite que se puedan obtener fuentes de pequeño tamaño, gran actividad y fáciles de blindar.

El IPEN ha desarrollado la tecnología de producción de fuentes selladas de iridio-192 con actividades del orden de los 30 curies, colocando esta tecnología al alcance de la industria nacional.

El haber desarrollado esta tecnología en el Perú, ha facilitado la gestión de residuos radiactivos de tiempo de vida media larga como el de Radio-226, las cuales son selladas en cápsulas de acero inoxidable del tipo AISI 304. Esta tecnología permite también la producción de fuentes selladas de Cobalto-60 con actividades del orden de 500 milicurios, para ser aplicado en la industria como medidores de nivel.

3. REFERENCIAS.

- [1]. Jantash K. "Production of sealed radiation sources for use in industry". Rosendorf-CDR, Germany, 1990.
- [2]. Katoh H., Kogure H., Suzuki K. "Production of radioisotopic gamma radiation sources in JAERI". JAERI-8810, Japan, 1980.
- [3]. Wainer E., Duarte B., Decourt H. "Soldagen procesos e metalurgia". Edit. BLUCHER Ltda. Sao Paulo, SP, Brasil, 1992.

ELABORACIÓN DE UN RADIOFÁRMACO (PARTE I): PREPARACIÓN DE UN LIGANDO DEL TIPO DIAMINODITIOL PARA USO EN MEDICINA NUCLEAR

López-Gabriel J.⁽¹⁾, Robles A.⁽²⁾ arobles@ipen.gob.pe

(1) *Universidad Nacional Mayor de San Marcos. Facultad de Química e Ingeniería Química / Lima, Perú*

(2) *Planta de Producción de Radioisótopos – IPEN / Lima, Perú*

Abstract: In the renal function study the diaminodithiol (DADT) complexes with Tc 99m have a advantages due to the great absorption in the kidneys and the fast removal by means of urine. Among this complexes, the N,N'-bis-L-(1-carboxi-2-mercaptoethyl) ethylenediamine (EC) witch form an stable complex with oxotechnetium (V) of tetragonal structure exhibit better results. In this work an study about its preparation is presented.

Key words: Radiofarmaceuticals, Technetium 99m, ligands.

Resumen: En el estudio de la función renal los complejos del tipo Diaminoditiol (DADT) con tecnecio 99m presentan ventajas por su gran absorción en los riñones y rápida eliminación a través de la orina. De estos compuestos, el N,N'-bis-L-(1-carboxi-2-mercaptoetil) etilendiamina (EC), el cual forma un complejo estable con el oxotecnecio (V) de estructura tetragonal es el que presenta mejores resultados [1]. En el presente trabajo se presenta un estudio sobre el procedimiento de su preparación.

Palabras clave: Radiofármacos, tecnecio 99m, ligandos.

INTRODUCCIÓN

La medicina nuclear se define como la especialidad médica que emplea los isótopos radiactivos, las radiaciones electromagnéticas, los componentes del núcleo y técnicas biofísicas afines, para la prevención, el diagnóstico, tratamiento e investigación médica; tiene un carácter multidisciplinario, ya que junto a la medicina intervienen otras ciencias del saber humano, como física nuclear, química, radioquímica y electrónica¹.

Los radiofármacos son sustancias o compuestos radiactivos susceptibles de ser administrados al organismo vivo, con fines de diagnóstico y/o terapia. Un radiofármaco habitualmente se prepara de forma inmediata antes de su

utilización, dado que la mayoría de los radionucleídos utilizados en medicina nuclear poseen un período de semidesintegración muy corto¹.

En el caso de los radiofármacos que se utilizan para el estudio de la función renal, son dos los que se usan en el país; el Hipurán (OIH) y el MAG₃. Ambos presentan algunas desventajas, el Hipurán (OIH) utiliza el Iodo-131 como radioisótopo de marcación; lo cual implica la irradiación del paciente con radiación gamma y beta de mayor energía y por mayor tiempo que utilizando un radiofármaco de tecnecio. El MAG₃ utiliza tecnecio para marcarse, pero su preparación se realiza en tres pasos y los productos intermediarios deben purificarse varias veces para utilizarlos en la obtención del producto final; el MAG₃ así obtenido debe también ser purificado para alcanzar la pureza necesaria que permita utilizarlo como radiofármaco. Todo esto hace que se tenga un bajo rendimiento sobre el producto final, por lo que, la preparación del MAG₃ debe realizarse una o dos veces al año.

Por todo esto, en el Perú es necesario contar con un radiofármaco para realizar estudios de la función renal, que sea de fácil preparación y marcación; estas características las cumple el N,N'-Bis-L-(1-carboxi-2-Mercaptoetil) etilendiamina (EC) que empezó a comercializarse en otros países a partir de los años 94 y 95. El objetivo del presente trabajo es preparar el Ligando N,N'-Bis-L-(1-carboxi-2-Mercaptoetil) etilendiamina (EC).

OBTENCIÓN DEL N,N'- BIS – L - (1 – CARBOXI –2- MERCAPTOETIL) ETILENDIAMINA (EC)

En 1992 Verbruggen² descubrió que el L,L-etilendicisteína (EC), marcado con Tc 99m, es un metabolito de una captación eficiente y rápida en los riñones y buena eliminación en la orina; por lo que, lo propuso como una

SÍNTESIS DE EC

La obtención del EC se basa en la reducción con sodio en amoníaco líquido del ácido tiazolidín-4-carboxílico. La síntesis de EC fue propuesta por Blondeau⁴ y colaboradores en 1967. El procedimiento que publicaron es el siguiente:

A una solución en reflujo de ácido tiazolidín-4-carboxílico (22g; 0,165 moles) en 200 mL de amoníaco líquido, se adiciona sodio hasta que aparece un persistente color azul. Luego de la adición de cloruro de amonio la solución se deja evaporar hasta sequedad. El residuo se disuelve en 200 mL de agua y se acidifica hasta pH 2,0. El precipitado es filtrado y lavado con 500 mL de agua. El producto, insoluble en los solventes orgánicos más frecuentes (etanol, éter etílico, acetona, etc.), fue purificado por precipitación sucesiva de sus sales de sodio con ácido diluido para rendir 11,1 g (50%) del dímero, el cual funde con descomposición a 251-253°C.

A partir de la unión de los residuos acuosos de los filtrados y lavados obtenidos durante el procedimiento anterior se obtuvo por evaporación un residuo sólido. La extracción de este residuo con dos porciones de etanol (2x50 mL) seguido por la evaporación del solvente rindió 8,6 g (30%) de clorhidrato de N-metil-cisteína con punto de fusión de 127 °C.

Observamos que la obtención del EC se realiza en un medio no acuoso. La utilización de amoníaco líquido como solvente implica reacciones y también adoptar cuidados especiales que son poco frecuentes en nuestro medio.

PROCEDIMIENTO EXPERIMENTAL

Se ha dividido la parte experimental en dos secciones; la primera comprende la preparación del ácido tiazolidín-4-carboxílico y la segunda, la preparación del ligando EC.

PREPARACIÓN DEL ÁCIDO TIAZOLIDIN-4-CARBOXÍLICO

Se siguieron tres procedimientos en los cuales se hicieron variaciones en las proporciones de agua y etanol utilizados en cada experiencia. Todos los procedimientos se basan en el método publicado por Ratner³.

PROCEDIMIENTO 1:

En un balón de 500 mL de base plana se disolvió 39 g (0,25 moles) de clorhidrato de L-

cisteína en 100 mL de agua. Luego, se adicionó lentamente 22,55 mL (0,30 moles) de formaldehído. La solución se dejó con agitación constante y a temperatura ambiente hasta el día siguiente. Se añadió 24,4 mL (0,30 moles) de piridina y luego 50 mL de etanol. El precipitado formado es filtrado y purificado por recristalización con agua caliente para rendir 26,65 g de producto (80%). El punto de fusión es de 197 °C con descomposición.

PROCEDIMIENTO 2:

En un balón de 500 mL de base plana se disolvió 56,29 g (0,35 moles) de clorhidrato de L-cisteína en 100 mL de agua. Luego, se adicionó lentamente 31,56 mL (0,42 moles) de formaldehído. La solución se dejó con agitación constante y a temperatura ambiente hasta el día siguiente. Se añadió 34,08 mL (0,42 moles) de piridina y luego 70 mL de etanol. El precipitado formado es filtrado y purificado por recristalización con agua caliente para rendir 38,2 g de producto (82 %). El punto de fusión es de 197 °C con descomposición.

PROCEDIMIENTO 3:

En un balón de 500 mL de base plana se disolvió 64,3 g (0,408 moles) de clorhidrato de L-cisteína en 80 mL de agua. Luego, se adicionó lentamente 37,57 mL (0,5 moles) de formaldehído. La solución se dejó con agitación constante y a temperatura ambiente hasta el día siguiente. Se añadió 40,19 mL (0,5 moles) de piridina y luego 100 mL de etanol. El precipitado formado es filtrado y purificado por recristalización con agua caliente para rendir 48,78 g de producto (89,83%). El punto de fusión es de 198°C con descomposición.

PREPARACIÓN DEL N,N-L-BIS-(1-CARBOXI-2-MERCAPTOETIL) ETILENDIAMINA (EC)

Se realizó tres veces la preparación del EC según el procedimiento propuesto por Blondeau⁴. La primera vez se utilizó 33 g de ácido tiazolidín-4-carboxílico y en las otras dos veces se usaron 66 g.

PROCEDIMIENTO:

En un balón de tres bocas de un litro de capacidad adaptado con un condensador de amoníaco, una salida hacia una trampa de glicerina, un agitador magnético y un baño de

alcohol y hielo seco se colocó 66 g (0,50 moles) de ácido tiazolidín-4-carboxílico.

Luego de recolectar 600 mL de amoníaco líquido en los cuales con ayuda de la agitación se disuelve el ácido tiazolidín-4-carboxílico se inició la adición lenta del sodio metálico en trozos pequeños, la adición terminó luego de que el color azul de la solución se mantuvo por más de 15 minutos. Se añadió cloruro de amonio anhidro hasta la desaparición del color azul y luego se dejó el balón a temperatura ambiente para eliminar el amoníaco. El residuo remanente fue disuelto en 600 mL de agua, filtrado y el pH del filtrado llevado a 2,0 con ácido clorhídrico concentrado. Luego de enfriar, el precipitado se filtró y lavó cuidadosamente con agua fría, se secó y obtuvimos 25,5 g de producto total (38,32 %).

Para purificar, el producto se llevó a una suspensión en 500 mL de agua con agitación y se añadió hidróxido de sodio 3N hasta pH 9,0; luego se adicionó ácido clorhídrico concentrado hasta pH 2,0; se enfrió, filtró, lavó con agua helada y secó. El proceso de purificación se realizó por segunda vez y se obtuvo al final 21,63 g (32,50 %) de producto purificado. El punto de fusión es de 251-253°C.

RESULTADOS

PREPARACIÓN DEL ÁCIDO TIAZOLIDÍN-4-CARBOXÍLICO

Se realizaron tres procedimientos diferentes para la preparación del ácido tiazolidín-4-carboxílico, en la siguiente tabla se muestran los resultados obtenidos:

Tabla 1. Relación que existe entre las cantidades de cisteína, etanol y agua utilizados.

PROCEDIMIENTO	RELACIÓN AGUA/CISTEINA(*)	RELACIÓN ETANOL/AGUA(**)
1	2,56	0,5
2	1,78	0,7
3	1,24	1,25

(*) Relación [w/w]

(**) Relación [v/v]

Tabla 2. Rendimientos obtenidos.

PROCEDIMIENTO	RENDIMIENTO
Ratner	85,2 %
1	80 %
2	82 %
3	89,8 %

PREPARACIÓN DEL N, N – BIS – L - (1 – CARBOXI – 2 - MERCAPTOETIL) ETILENDIAMINA (EC)

Se obtienen los siguientes resultados :

Tabla 3. Peso de reactivos usados.

EXPERIENCIA	ÁCIDO TIAZOLIDIN 4-CARBOXÍLICO (g)	SODIO METÁLICO (g)	Tiempo de adición Na ^o (h)
1	33	7	0,5
2	66	29	1,5
3	66	45,5	2,5

Tabla 4. Rendimientos de EC y N-metil-cisteína obtenidos.

EXPERIENCIA	RENDIMIENTO de EC	RENDIMIENTO de N-METIL-CISTEINA
Blondeau	50 %	30 %
1	14,15 %	16 %
2	28,1 %	35,3 %
3	32,5 %	27,6 %

Tabla 5. Puntos de fusión obtenidos para el EC.

EXPERIENCIA	Pto. Fusión Teórico (°C)	Pto. Fusión Experim. (°C)
1		254 - 255
2	251 - 253	251 - 253
3		252 - 253

Tabla 6. Puntos de fusión obtenidos para la N-metil-cisteína.

EXPERIENCIA	Pto. Fusión Teórico (°C)	Pto. Fusión Experim. (°C)
1		125 - 126
2	127	124 - 125
3		126 - 127

DISCUSIÓN DE RESULTADOS

PROPUESTA DE MECANISMOS DE REACCIÓN

A partir de los resultados y las observaciones experimentales es posible proponer los siguientes mecanismos de reacción para el ácido tiazolidín-4-carboxílico y el EC.

ÁCIDO TIAZOLIDÍN-4-CARBOXÍLICO

La reacción entre la L-cisteína y el formaldehído ocurre en dos etapas; primero la adición del formaldehído y luego la formación del anillo con la eliminación de una molécula de agua.

El ataque nucleofílico por parte de la molécula de la L-cisteína al formaldehído ocurre por medio del azufre ya que presenta mayor poder nucleofílico que el nitrógeno obteniéndose así un compuesto del tipo: R-S-CH₂-OH.

Luego de que el ión hidronio proveniente del medio ácido se adiciona al grupo -OH terminal, forma el ión oxonio (buen grupo saliente) y el nitrógeno ataca nucleofílicamente al carbono alfa respecto al azufre, cerrándose el anillo y eliminándose una molécula de agua. El ácido tiazolidín-4-carboxílico así formado es soluble en el medio ácido en el que ocurre la reacción.

El ácido tiazolidín-4-carboxílico es insoluble en alcohol, muy poco soluble en agua fría y bastante soluble en agua caliente. Se aprovechan estas propiedades para precipitarlo y purificarlo.

Para precipitarlo se añade piridina, la cual elimina el medio ácido atrapando los iones hidronio y formando el ión piridinio; permitiendo con ayuda del medio alcohólico, la precipitación del producto; se filtra al vacío y recristaliza en agua caliente.

Tabla 7. Estequiometría de la reacción para la obtención del ácido tiazolidín-4-carboxílico.

ESTEQUIOMETRÍA DE LA REACCIÓN

Reacción	Clorhidrato de L-cisteína	+ Formaldehído	----- Ac. Tiazolidín-4-Carboxílico	+ Agua
Relación de moles	1	1	1	1
Gramos en reacción	64,30 g.	15,1 g. (37,57 mL de solución al 37%)	54,305 g. (Teórico)	
Moles	0,408	0,50	0,408 (Teórico)	

Adicionalmente se utiliza :

Piridina : 40,19 mL (0,50 moles)

Etanol : 100 mL (1,16 moles)

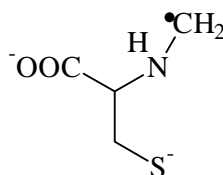
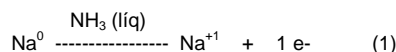
De la tabla 7 se observa en la reacción que 1 mol de clorhidrato de L-cisteína reacciona con 1 mol de formaldehído para producir 1 mol de ácido tiazolidín-4-carboxílico. En el procedimiento se utilizan 0,408 moles de clorhidrato de L-cisteína y 0,50 moles de formaldehído; por lo tanto el reactivo limitante es el clorhidrato de L-cisteína. También se utiliza 0,50 moles de piridina, una cantidad adecuada para precipitar el total de ácido tiazolidín-4-carboxílico que se puede formar. El etanol que se utiliza en exceso (1,16 moles) favorece la precipitación total del producto.

N,N'-BIS-L-(1-CARBOXI-2-MERCAPTOETIL) ETILENDIAMINA (EC)

De la reducción con sodio en amoníaco líquido del ácido tiazolidín-4-carboxílico se obtiene una mezcla de dos compuestos; el porcentaje de cada uno de ellos depende del procedimiento experimental seguido. Los compuestos obtenidos son la N-metil-cisteína y el N,N'-bis-

L-(1-carboxi-2-mercaptoetil) etilendiamina (EC); ambos se originan a partir de un radical dianión formado por el ataque nucleofílico de los electrones que libera el sodio metálico al disolverse en amoníaco líquido a la molécula del ácido tiazolidín-4-carboxílico. Si ocurre la dimerización de este radical se produce el EC de lo contrario se obtiene la N-metil-cisteína.

Primero, la solubilización del sodio metálico en amoníaco líquido produce iones sodio y electrones, los cuales se encuentran solvatados (reacción 1) y a los cuales se les asocia el color azul de la solución. Sin embargo, reaccionan con el amoníaco líquido para formar los iones amiduro los cuales son bases muy fuertes que pueden arrancar hidrógenos ácidos y son, por lo tanto perjudiciales para la reacción deseada; precipitando bajo la forma de amida de sodio; una sal extremadamente insoluble en amoníaco líquido. Las reacciones son:



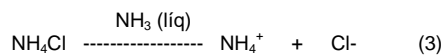
Radical dianión

La reacción (2) produce hidrógeno atómico que, al unirse al radical dianión formado al principio da origen a la N-metil-cisteína. Aunque es imposible impedir que la reacción (2) ocurra, podemos minimizarla siguiendo el procedimiento experimental adecuado. En el proceso a seguir se disuelve el total del ácido tiazolidín-4-carboxílico en el amoníaco líquido antes de añadir el sodio metálico; de esta manera, cuando una pequeña porción de sodio se disuelve y genera electrones, éstos reaccionan inmediatamente con el ácido, abriendo el anillo y formando el radical dianión, el cual se dimeriza para formar el EC.

Blondeau menciona que para producir la N-metil-cisteína, se adiciona de manera sucesiva pequeñas porciones de sodio metálico y de ácido tiazolidín-4-carboxílico de manera que el ácido se mantenga siempre en concentración diluida.

Podemos deducir que con este procedimiento se favorece la reacción (2) ya que, al no existir concentración de ácido en gran cantidad, parte de los electrones reaccionan con el amoníaco líquido produciendo hidrógeno atómico y formando así la N-metil-cisteína.

En lo que respecta a la eliminación del color azul de la solución por adición de cloruro de amonio anhidro no se encontró información que explique la acción del cloruro de amonio pero se encontró que es un procedimiento comúnmente seguido al trabajar soluciones de sodio en amoníaco líquido. Según la literatura el color azul se asocia a los electrones solvatados por el amoníaco; de ser así y manteniendo la premisa de que la amida de sodio es totalmente insoluble en el medio usado; el cloruro de amonio debe necesariamente interactuar con los electrones, una probable reacción podría ser:



esto explicaría la eliminación de los electrones y por consiguiente el color azul.

De las reacciones (3) y (1) se observa la formación de cloruro de sodio, una sal insoluble en amoníaco líquido.

Como en el procedimiento a seguir se deja evaporar el amoníaco hasta que quede un residuo sólido, éste deberá contener la sal sódica del EC y N-metil-cisteína, además de las sales de sodio y otras impurezas sólidas. El residuo se disuelve en agua, eliminando la amida de sodio según la reacción :



la reacción (5) genera un medio básico.

El EC es un compuesto soluble sólo en bases y ácidos fuertes; en cambio, la N-metil-cisteína es un compuesto muy soluble en soluciones acuosas. Esta gran diferencia de solubilidades es la que se aprovecha para separarlas.

Al realizar la hidrólisis ácida hasta llegar a un pH de 2,0; se forma el EC el cual precipita y la N-metil-cisteína se mantiene en solución; el precipitado de EC se filtra y se lava completamente con abundante agua para eliminar los restos de N-metil-cisteína que puedan quedar. La purificación del EC se lleva a cabo disolviéndolo con NaOH 3N hasta llegar a un pH de 9,0 y reprecipitándolo con HCl concentrado hasta pH 2,0-2,5; este paso puede repetirse cuantas veces sea necesario.

Tabla 8. Estequiometría de la reacción para obtener el EC.

Reacción	ESTEQUIOMETRIA DE LA REACCIÓN		
	Ác. tiazolidín-4-carboxílico	+ Na ^o / NH ₃ (líq)	HCl / H ₂ O
Relación de moles	2	2	1
Gramos en reacción	66	45,5	66,548 (teórico)
Moles en reacción	0.496	1,97	0,248 (teórico)

De la tabla 8 se observa que 2 moles del ácido tiazolidín-4-carboxílico reaccionan con 2 moles de sodio metálico para producir 1 mol de EC. En este procedimiento se utiliza al ácido tiazolidín-4-carboxílico como reactivo limitante.

Nota: la estequiometría de la reacción de formación de la N-metil-cisteína es idéntica en sus requerimientos de sodio con la estequiometría del EC; es decir, en esta reacción la relación de moles de sodio y de ácido tiazolidín-4-carboxílico es también de 1 a 1. Por lo tanto, estequiométricamente, no compete con la reacción de formación del EC.

SOBRE LA PREPARACIÓN DEL ÁCIDO TIAZOLIDÍN-4-CARBOXÍLICO

El ácido tiazolidín-4-carboxílico se forma por una reacción de condensación entre la cisteína y el formaldehído. Sin embargo, no precipita por encontrarse en un medio ácido en el cual es soluble y debe de neutralizarse. Como el producto también es soluble en soluciones básicas; se prefiere adicionar piridina que por ser una base débil de origen orgánico, va a eliminar el medio ácido por formación del ion piridinio, permitiendo la precipitación del producto.

El ácido tiazolidín-4-carboxílico es insoluble en etanol y éter, ligeramente soluble en agua fría y muy soluble en agua caliente, ácidos y álcalis; por lo que, se decidió variar el procedimiento y disolver el clorhidrato de L-cisteína en una cantidad de agua menor que la usada por Ratner y también utilizar una cantidad mayor de etanol para favorecer la

total precipitación. El reactivo limitante en el procedimiento de Ratner es el clorhidrato de L-cisteína, los otros reactivos que participan directamente en la reacción como el formaldehído y la piridina se utiliza en un exceso del 20%. Estas condiciones se mantuvieron en todos los procedimientos realizados.

En el procedimiento 1 se repitió la experiencia seguida por Ratner³, obteniéndose un rendimiento menor de producto recristalizado. Al disminuir la relación agua/cisteína y aumentar la relación etanol/agua en los procedimientos 2 y 3, se obtiene una mejora en el rendimiento del ácido. Tablas 1 y 2.

Durante el proceso de purificación no se pierde mucho producto ya que la recristalización tiene un rendimiento mayor al 90 %. Los puntos de fusión obtenidos están de acuerdo con los reportados por la literatura.

El análisis infrarrojo indica la presencia de los grupos funcionales característicos al ácido tiazolidín-4-carboxílico.

SOBRE LA PREPARACIÓN DEL N,N'-BIS-L-(1-CARBOXI-2-MERCAPTOETIL)ETILENDIAMINA (EC)

Los resultados reportados en las tablas 3, 4, 5 y 6 nos indican que los factores que inciden directamente en la mejora del rendimiento del EC son la cantidad de amoníaco líquido usado para disolver el ácido tiazolidín-4-carboxílico, el tamaño de los trozos de sodio metálico añadidos y la velocidad de adición de los mismos.

De las tres experiencias realizadas, en las dos últimas se observa el color azul intenso que la literatura reporta como término de la reacción.

Con respecto al proceso de purificación, la adición del ácido clorhídrico concentrado para precipitar el EC debe hacerse muy lentamente y a baja temperatura utilizando un baño de agua y hielo; debido a que la adición rápida del ácido descompone al EC, lo cual se percibe por el olor a azufre que desprende la solución obteniéndose al final un producto con un punto de fusión por debajo del teórico. El rendimiento de la purificación por reprecipitación es mayor al 90 % en todos los casos.

El análisis infrarrojo indica la presencia de los grupos funcionales característicos del EC.

Es preferible tener todo el ácido tiazolidín-4-carboxílico disuelto en el amoníaco líquido, antes de empezar la adición del sodio metálico. Una vez que el sodio metálico se adiciona, se disuelve inmediatamente en el amoníaco líquido y los electrones que genera reducen el anillo del ácido tiazolidín, abriéndolo y formando el radical dianión; éste a su vez se dimeriza para formar el EC.

CONCLUSIONES

1. El EC es de fácil preparación, se obtiene con un buen rendimiento y con la pureza química necesaria para ser usado como radiofármaco.
2. Se logró mejorar el procedimiento publicado por Ratner para preparar el ácido tiazolidín-4-carboxílico, obteniéndose un rendimiento del 89,83 %.
3. El presente trabajo fue realizado en los laboratorios de Desarrollo del Área de Control de Calidad de la Planta de Producción de Radioisótopos del Centro Nuclear de Huarangal del IPEN en Puente Piedra.

BIBLIOGRAFÍA

- [1]. Sociedad Argentina de Radiofarmacia. SARF. Foro Permanente de Farmacia y Bioquímica. Radiofarmacia (1995).
- [2]. Verbruggen, A. M.; Nosco, D.L.; Van Nerom, C.G.; Bormans, G.M.; Adriaens, P.J.; De Roo, M.J. Technetium 99m – L,L-Ethylendicisteine: A renal Imaging Agent I. Labeling and Evaluation in Animals. J. Nucl. Med. 33, 551-557 (1992).
- [3]. Sarah Ratner and H.T. Clarke. The action of Formaldehyde upon Cisteyne. J. Am. Chem. Soc. 59, 200 (1937).
- [4]. Blondeau P. Berse C, Gracel D. Dimerization of an Intermediate during the Sodium in Liquid Ammonia Reduction of L-Thiazolidine-4-Carboxylic Acid. Can. J. Chem, 45, 49-52 (1967).

MACROAGREGADO DE ALBÚMINA EN SUSPENSIÓN, MEJORAMIENTO DEL PROCESO DE PRODUCCIÓN

Petzoldt I.⁽¹⁾ ipetzoldt@ipen.gob.pe, Robles A.⁽¹⁾ arobles@ipen.gob.pe, Cruz C.⁽¹⁾

(1) *Planta de Producción de Radioisótopos / IPEN, Lima, Perú*

RESUMEN

El Macroagregado de Albúmina (MAA) es un agente para radiodiagnóstico empleado en centellografía pulmonar por perfusión. En este trabajo, se realizaron todas las pruebas para obtener una formulación sencilla que reportase resultados adecuados.

1. OBJETIVO

Este trabajo tuvo como objetivo optimizar el proceso de preparación del MAA, sin efectuar lavados, pasaje por agujas o filtros y que permitiese obtener un tamaño de partícula entre 20 y 80 μm , una captación en órgano crítico superior al 85 %, la pureza radioquímica (PRQ.) superior al 95 % y que efectuada siguiendo detalladamente los pasos descritos en ella, fuera reproducible.

2. MATERIALES Y MÉTODOS

Se utilizó, albúmina humana liofilizada, marca sigma, cloruro de estaño dihidratado, tween 80, acetato de sodio anhidro, ácido clorhídrico, nitrógeno gaseoso, pHmetro Chemcadet 5986, termo agitador Termoline NUOVA II, magneto, matraz erlenmeyer estéril con boca sellada y precintada. Termómetro calibrado.

Inicialmente se realizó un análisis de los parámetros que influyen en el proceso de producción, como son:

- El efecto de la temperatura, la agitación y el tiempo de macroagregación para formar el tamaño de partículas óptimo.
- Los cambios en las concentraciones de estaño y acetato de sodio en la formulación.
- La variación del pH y su efecto en la pureza radioquímica.

Posteriormente, se realizó la distribución biológica (DB) a las muestras que presentaban una PRQ superior al 95% y un porcentaje superior al 90% de partículas que se encontraban dentro del rango establecido. Los resultados obtenidos determinaron la elección

de una formulación y procedimiento. Finalmente, se realizaron estudios de estabilidad post-producción.

3. RESULTADOS

Se obtuvo una formulación y procedimiento, que arrojaba como promedio un 92 % de partículas en el rango de 20 a 80 μm (Figura1), una PRQ del 97 % al 99%, la localización, la localización en órgano crítico es de 85 a 98 % y una estabilidad de hasta cuatro meses. Los parámetros de control fueron: pH final 5,0 tiempo de macroagregación: 8,5 minutos.

Temperatura constante del baño María (BM) entre 83 °C y 85 °C y el tiempo total del proceso no más de 16 minutos (desde la unión de los reactivos hasta el inicio de la macroagregación) para evitar la oxidación del Sn II.

La técnica no requiere de procesos engorrosos, solamente ceñirse a los mismos reactivos, equipos y al método de preparación para la cual fue estandarizado. Los resultados fueron reproducibles en 35 lotes (Ver anexo).

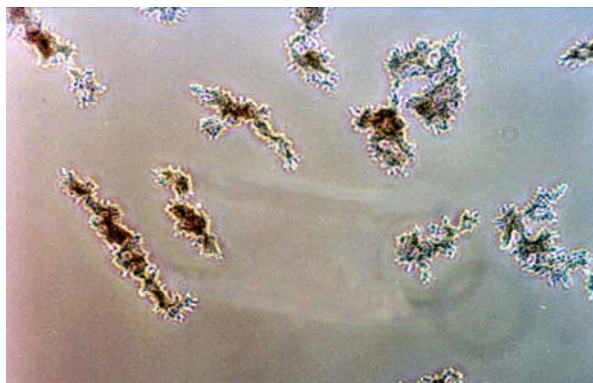


Figura 1. Foto microscópica que muestra las partículas de MAA en suspensión. Cortesía del Dpto. de Control Biomédico- SERA-IPEN.

4. CONCLUSIONES

El MAA por ser un producto que requiere una desnaturalización de la albúmina, tiende a presentar variaciones en la cantidad de las

partículas dentro del rango, concluyendo que si nos ceñimos al proceso arriba mencionado, logramos un MAA con buenos resultados reproducibles; en el cual, el tiempo de macroagregación la temperatura del BM y el tiempo total del proceso establecidos en el presente trabajo, determinan un producto que no requiere de otras etapas en la elaboración del mismo. Por lo tanto optamos

por conservar el MAA en suspensión hasta que se pueda realizar la estandarización del producto en su forma liofilizada.

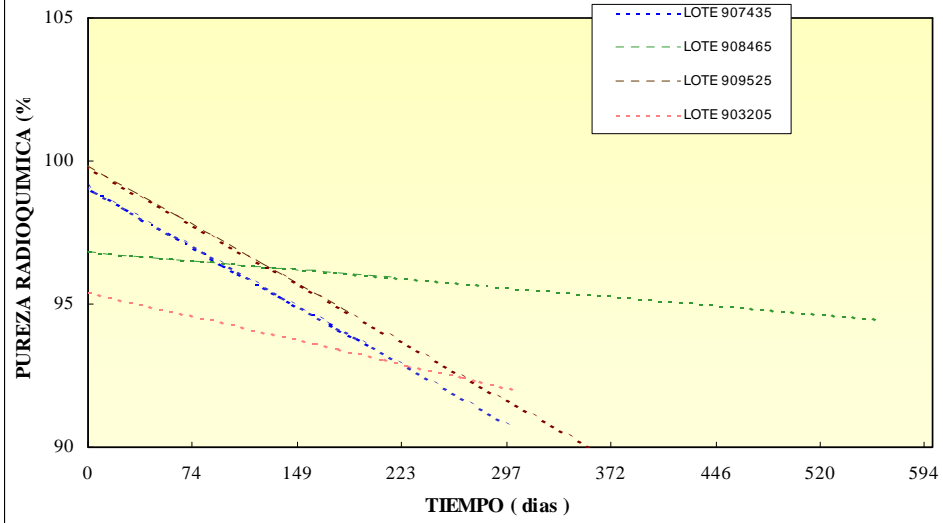
(*) Presentado en XVI Congreso de la Asociación Latinoamericana de Sociedades de Biología y Medicina Nuclear – 1999.

Anexo:

Tabla 1. Estabilidad post-producción del MAA.

PERIODO 1995							
LOTE	FECHA PROD.	FECHA DE CONTROL	TIEMPO	P.R.Q (%)	curva de reg ($y = mx + b$)	b (interseccion) m (pendiente)	ESTADISTICA promedio P.R.Q. desviación st.
907435	Julio 95	03/08/95	0	99,45	99,09		
		07/08/95	4	99,30	98,98		
		18/10/95	76	96,07	96,97		
		08/11/95	97	95,53	96,39	99,0904	96,6567
		27/12/95	146	96,23	95,02	-0,0279	2,1998
		20/02/96	201	93,36	93,49		
908465	Agosto 95	16/08/95	0	97,60	96,84		
		19/09/95	34	95,95	96,70		
		18/10/95	63	96,08	96,57		
		20/11/95	96	96,90	96,43	96,8402	96,4186
		27/12/95	133	96,04	96,28	-0,0042	0,3149
		19/01/96	156	96,36	96,18		
909525	Setiembre 95	18/09/95	0	98,97	99,82		
		18/10/95	30	96,80	99,00		
		20/11/95	63	99,60	98,09	99,8230	96,9450
		27/12/95	100	98,02	97,07		
		19/01/96	123	98,22	96,44		
		16/02/96	151	99,30	95,66		
		20/03/96	184	93,50	94,76		
903205	Marzo 95	21/03/96	185	91,15	94,73	-0,0275	1,9057
		24/03/95	0	93,67	95,44		
		01/09/95	161	93,28	93,63		
		20/10/95	210	97,49	93,08		
		07/11/95	228	94,43	92,88	95,4437	93,2317
		27/12/95	278	94,55	92,32	-0,0112	1,2233
		22/01/96	304	85,97	92,03		

GRÁFICO 1. ESTABILIDAD POST-PRODUCCIÓN DEL MAA
CURVAS DE REGRESION LINEAL



PARÁMETROS DE TEMPERATURA EN EL PROCESO DE LIOFILIZACIÓN DE LOS AGENTES PARA USO RADIODIAGNÓSTICO Y SU INFLUENCIA EN LA CALIDAD DEL PRODUCTO FINAL (*)

Petzoldt I.⁽¹⁾ ipetzoldt@ipen.gob.pe

(1) *Planta de Producción de Radioisótopos / IPEN, Lima, Perú*

RESUMEN

Este trabajo comprende una serie de pruebas realizadas a nuestros Agentes de uso en radiodiagnóstico, para determinar los parámetros a seguir y obtener una adecuada liofilización de los mismos.

1. INTRODUCCIÓN

En los últimos tres años el aumento de la demanda de los productos e implementación de nuevos Agentes para uso Radiodiagnóstico (ARD), motivó la búsqueda del mejor manejo de los parámetros de liofilización para conseguir una mayor estabilidad y por tanto calidad en los productos liofilizados destinados a los centros de medicina nuclear en el Perú.

La finalidad de este trabajo fue proponer un programa de liofilización específico para cada ARD o alguno común para varias de las preparaciones, (teniendo en cuenta su diferente comportamiento al congelar y liofilizar) que redundara en un bajo porcentaje de humedad. Este trabajo fue desarrollado en el laboratorio de radiofármacos del Departamento de Producción de la Planta de Producción de Radioisótopos, tuvo como base las pruebas de liofilización a través de diez años de liofilización de los ARD y la paulatina optimización de los procesos con repetidas pruebas.

2. OBJETIVO

Registrar los parámetros de temperatura que controlan los procesos de liofilización para los Agentes de Radiodiagnóstico (ARD), y establecer un programa de liofilización apropiado para cada ARD, debido a que la eficiencia del proceso depende del área superficial, espesor de la muestra, temperatura del producto, el vacío aplicado, punto eutéctico de la mezcla y la composición de solutos en el producto. El resultado de una buena liofilización será un bajo porcentaje de humedad, lo cual

repercute directamente en la calidad y estabilidad del producto.

3. MATERIALES Y MÉTODO

Se utilizaron dos equipos de liofilización: HETO CD8 8030 y LABCONCO Mod. 79480, un sensor para medir la resistividad (construido para tal propósito), microscopio JENA-ZEISS Mod. JENAMED-2, lentes plana cromáticos, nitrógeno líquido y preparaciones de diez ARD. El trabajo se realizó en seis etapas:

- 1) Adquisición de datos, utilizando el sensor de temperatura del liofilizador y el tiempo del proceso de congelamiento en intervalos de un minuto por un periodo de ocho horas.
- 2) Observación microscópica de los preformados liofilizados con 125 a 250 aumentos.
- 3) Adquisición de los datos, utilizando el sensor de resistividad acoplado a un sensor de temperatura del liofilizador, tomados en intervalos de tres segundos.
- 4) Se elaboran dos gráficas para cada ARD:
 - a- temperatura de congelamiento del producto vs. tiempo del proceso.
 - b- valor de resistividad vs. temperatura del producto.
- 5) Evaluación de los porcentajes de humedad obtenidos para los diferentes ARD.
- 6) Definición de los procesos de liofilización.

4. RESULTADOS

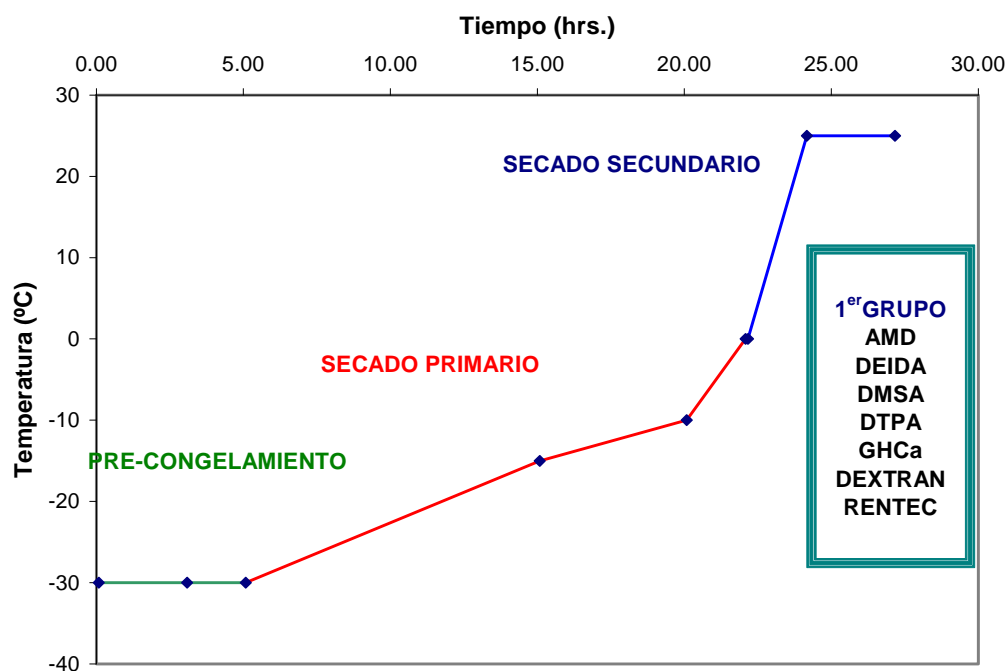
En las pruebas de congelamiento y resistividad para los productos del **grupo 1** AMD, DTPA, GHCa, DEIDA, RENTEC(MAG3), DMSA, DEXTRAN, se obtuvo el salto de la resistividad a temperaturas en un rango de -27°C a -29 °C, determinando el eutéctico para los mismos, lo que indica que por debajo de estas temperaturas se deberá de iniciar el proceso de liofilización.

En cambio para los productos del grupo 2 IgG, ECD, MAA el salto de la resistividad se encuentra en un rango de temperaturas de -30°C a -36°C , con diferencias más marcadas con respecto al grupo 1.

Obteniendo los eutécticos, determinando así la temperatura de inicio de la liofilización y usando

necesariamente nitrógeno líquido en su congelamiento. El uso del nitrógeno líquido en el congelamiento (en todos los ARD) acorta el tiempo de liofilización y elimina la etapa de precongelamiento dentro del liofilizador, colaborando con bajos porcentajes de humedad (según la composición del ARD) que se encuentran en un rango de 0,15 % al 5%.

Gráfico N° 21 PROGRAMAS DE LIOFILIZACIÓN PARA EL 1^{er} GRUPO



5. CONCLUSIONES

El congelamiento rápido a pesar de no favorecer a la formación de cristales perpendiculares a la bandeja en la liofilización en los ARD del grupo 1, es necesario en general ya que otros factores se ven beneficiados con este congelamiento brusco, como la presencia del Sn II, la pureza radioquímica y la subsecuente estabilidad de los productos. Cada ARD, por los componentes que lo conforman y la forma de cristalización, requieren de un programa de liofilización propio, por lo cual establecimos dichos programas basándonos en los resultados de las pruebas, que si bien están determinados para la composición específica de nuestros productos, asumo que serán de utilidad para otros laboratorios que liofilizan ARDs.

6. REFERENCIAS

- 1] José Herman. Farmacotecnia: teórico y práctica. Tomo III.
- 2] Héctor L. Fasoli. Liofilización.
- 3] B. Luckel, D. Bodmer and B. Helk. A strategy for optimizing the lyophilization of biotechnological products.

(*) Presentado en XVI Congreso de la Asociación Latinoamericana de Sociedades de Biología y Medicina Nuclear – 1999.

* Publicado en la revista española Radiofarmacia en Internet 2000.

EVALUACIONES DE LAS DISTRIBUCIONES BIOLÓGICAS Y GAMMAGRÁFICAS DEL AGENTE RADIOTERAPÉUTICO HIDROXIAPATITA – ^{153}Sm

Herrera J.⁽¹⁾ jherrera@ipen.gob.pe, Paredes N.⁽²⁾ nancyparedes@latinmail.com,
Portilla A.⁽¹⁾ aportilla@ipen.gob.pe, Miranda J.⁽¹⁾ jmiranda@ipen.gob.pe,
Carrillo D.⁽¹⁾ dcarrillo@ipen.gob.pe

(1) *Planta de Producción de Radioisótopos – IPEN / Lima, Perú*
(2) *Facultad de Biología - Universidad Nacional de la Molina / Lima, Perú*

RESUMEN

Se evaluó las fijaciones de la Hidroxiapatita (HA) marcada con ^{153}Sm en la cápsula sinovial y la localización extra-articular, mediante ensayos de distribución biológica y estudios gammagráficos. Se utilizó HA- ^{153}Sm con pureza radioquímica superior al 99% y se obtuvieron imágenes gammagráficas post-inyección en conejos al 1°, 3° y 7° día y en ratas al 2° y 7° día. Los estudios de distribución biológica en conejos se realizan al 7° día y en ratas desde las 2 horas hasta los 9 días. No se encontraron localizaciones extra-articular de la HA- ^{153}Sm en las gammagrafías realizadas a los modelos animales después de la post-inyección. Las distribuciones biológicas para conejos y para ratas, reportan localización mayor al 99% en la zona intra-articular, durante los tiempos evaluados. Las evaluaciones de distribución biológica y las imágenes gammagráficas confirman que la fijación de la HA- ^{153}Sm en la cápsula sinovial, es considerablemente alta.

1. OBJETIVO

Evaluar la fijación del agente radioterapéutico para artritis reumatoide, Hidroxiapatita (HA) marcada con ^{153}Sm [1], en la cápsula sinovial y la localización extra-articular, mediante estudios de distribución biológica y gammagrafías.

2. MATERIALES Y MÉTODOS

Hidroxiapatita marcada con ^{153}Sm

Se utilizó HA sintetizada y marcada con ^{153}Sm en el IPEN/PPR. El tamaño de la partícula de HA fue entre 5 a 10 μm y la pureza radioquímica fue mayor de 99%.

Modelos animales

Los modelos animales usados fueron: ratas normales, cepa Wistar, machos, edad de 4 a 6 meses

y peso promedio de 250 gr. Los conejos utilizados fueron conejos normales, raza New Zealand, machos, adultos y peso aproximado de 4 Kg.

Se anestesió al animal con pentobarbital al 6,5%, la dosis se diluyó 1:1 con solución fisiológica. Se utiliza 0,2 mL para anestesiarse ratas y 3 mL del mismo en el caso de conejos.

Inyección intraarticular

Se determinó la forma y volumen de inyección, en los 2 modelos animales, posteriormente se procedió a realizar las evaluaciones.

Cada conejo fue inyectado intraarticularmente con 0,15 mL de solución conteniendo HA- ^{153}Sm con una actividad de 7,4 MBq.

En ratas se inyectó 0,06 mL de solución de HA- ^{153}Sm , con una actividad entre 1,85 a 92,6 MBq. La actividad inyectada dependió del tiempo post-inyección y del instrumento de medición a utilizar.

Gammagrafía

Se obtuvieron imágenes post-inyección en conejos y en ratas, con el fin de comprobar que no haya localización extraarticular ni separación de la HA marcada [2], en una Cámara Gamma Planar GENERAL ELECTRIC en interfase con una computadora. En el caso de conejos se obtuvieron gammagrafías al 1°, 3°, 7° día posterior a la inyección. En las evaluaciones en ratas se obtuvieron gammagrafías después del 2° y 7° día.

Distribución biológica

Las ratas fueron sacrificadas a diferentes tiempos desde 2 horas hasta 9 días y los conejos fueron sacrificados al 7° día. Posteriormente se realizaron las disecciones, extrayéndose la sangre y los órganos.

Después se realiza la medición de actividad de los órganos y la sangre en el contador gamma CAMBERRA con detector de NaI (TI) tipo pozo, o en el calibrador de dosis CAPINTEC CRC 120, dependiendo de la actividad a medir. Finalmente

se determina el porcentaje de dosis de inyección por órgano.

3. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

Evaluación en ratas

Los resultados de las gammagrafías realizadas después del 2° día post-inyección son satisfactorios y similares a los obtenidos por otros autores. No se obtiene localización extra-articular de la HA-¹⁵³Sm en las evaluaciones realizadas.

No se han reportado trabajos anteriores, sobre evaluaciones realizadas de distribución biológica en ratas. Nuestros resultados de distribución en ratas, determinan un porcentaje de localización fuera de la cápsula sinovial del 0,3%, es decir, se obtiene un porcentaje mayor al 99% de localización dentro de la cápsula durante los tiempos evaluados (Tabla 1).

Tabla 1. Distribución biológica post-inyección de HA-¹⁵³Sm en ratas.

ÓRGANO	% Dosis de inyección / órgano					
	1 hora	6 horas	1 día	3 días	6 días	9 días
Sangre Total	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
Hígado	0,00	0,00	0,00	0,06	0,13	0,18
Bazo	0,00	0,00	0,00	0,00	0,02	0,00
Pulmones	0,00	0,00	0,01	0,00	0,01	0,00
Riñones	0,00	0,00	0,02	0,01	0,04	0,10
Estómago	0,00	0,04	0,03	0,05	0,01	0,02
Intestinos	0,08	0,02	0,11	0,06	0,05	0,01
Vejiga (Orina)	0,00	0,00	0,00	0,00	0,01	0,00
Corazón	0,00	0,00	0,00	0,00	0,01	0,00
% de localización extraarticular	0,08	0,06	0,17	0,18	0,28	0,31
% fijación en cápsula sinovial de HA-153Sm	99,02	99,04	99,73	99,82	99,72	99,69

Evaluación en conejos

En las imágenes gammagráficas obtenidas en conejos no se encontró localización extra-articular de HA-¹⁵³Sm después del 1°, 3° y 7° día posterior a la inyección. Las distribuciones biológicas en conejos, reportan al 7° día más

del 99% de HA-¹⁵³Sm localizado dentro de la cápsula sinovial y solo 0,4% de localización extra-articular durante los siete días.

Tabla 2. Distribución biológica de HA-¹⁵³Sm en conejos después de 7 días de la inyección.

Órgano	% D./ órgano
Sangre	0,16
Hígado	0,11
Bazo	0,01
Pulmones	0,00
Riñones	0,04
Estómago	0,00
Intestinos	0,04
Vejiga + Orina	0,00
Corazón	0,02
% de localización extra-articular	0,38
% de fijación en la cápsula sinovial de HA- ¹⁵³ Sm	99,62

4. CONCLUSIONES

Las evaluaciones realizadas demuestran que el porcentaje de fijación de la HA-¹⁵³Sm en la cápsula sinovial, hasta 9 días post-inyección, es mayor al 99%.

Los resultados de gammagrafía y de distribución biológica son coincidentes para los 2 modelos de animales.

Los resultados de las evaluaciones garantizan el comportamiento de la hidroxiapatita sintetizada y marcada en el IPEN.

5. REFERENCIAS

- [1] Clunie, G.; Lui, D.; Cullum, I.; Edwards, J. Ell, P. (1995). Samarium-153 Particulate Hydroxyapatite Radiation Synovectomy: Biodistribution Data for Chronic Knee Synovitis. *Journal of Nuclear Medicine* 36:51– 57.
- [2] Chinol, M.; Vallabhajosula, S.; Goldsmith, S.; Klein, M.; Deutsch, K.; Chinen, L.; Brodack, J.; Deutsch, E.; Watson, B. y Tofe, A.. (1993). Chemistry and Biological Behavior of Samarium-153 and Rhenium-186-Labeled Hydroxyapatite Particles: Potential Radiopharmaceuticals for Radiation Synovectomy. *Journal of Nuclear Medicine* 34: 1536 – 1542
- [3] Argüelles, M.; Luppi, I.; Torres, E.; Solá, R. y Rimoldi, G. (1998). Preparation and biological behavior of Samarium-153 Hydroxyapatite Particles for Radiation Synovectomy. Simposio: "Modern Trends in radiopharmaceuticals for diagnosis and therapy". Lisboa – Portugal. p. 531– 537.

SÍNTESIS Y MARCACIÓN DE meta-iodobencilguanidina (m-IBG) CON I-131

Miranda J.⁽¹⁾ jmiranda@ipen.gob.pe, Herrera J.⁽¹⁾ jherrera@ipen.gob.pe,
Robles A.⁽¹⁾ arobles@ipen.gob.pe, Caballero J.⁽¹⁾ jcaballero@ipen.gob.pe, Ticona L.⁽²⁾

(1) Planta de Producción de Radioisótopos – IPEN / Lima, Perú

(2) Universidad Nacional Mayor de San Marcos / Lima, Perú

RESUMEN

La síntesis se lleva a cabo mediante la condensación de la m-iodobencilamina y con la formación posterior de la sal de hemisulfato. Se caracteriza e identifica la m-iodobencilguanidina m-IBG por espectroscopía IR y con la determinación del punto de fusión.

Los ensayos de toxicidad en ratones demuestran que el producto sintetizado no es tóxico. El método de marcación de la m-IBG con I-131 se realiza por intercambio isotópico nucleofílico, la reacción es catalizada con sulfato de cobre en presencia de sulfato de amonio a temperaturas entre 140 °C a 150 °C. Los ensayos de distribución biológica en ratas wistar, presentan un valor promedio de 1,54 % de la dosis inyectada por gramo de órgano en glándulas suprarrenales, estos valores son prometedores para la aplicación de este radiofármaco en el diagnóstico de tumores suprarrenales y en la obtención de imágenes de la médula adrenal, miocardio y glándulas salivales.

1. INTRODUCCIÓN

Los compuestos orgánicos que contienen iodo radiactivo, en la actualidad se utilizan en bioquímica, farmacología, toxicología y medicina nuclear. Entre ellos se encuentran las aralkilguanidinas, para obtener imágenes de la glándula suprarrenal.

Las aralkilguanidinas resultan de la combinación del radical bencil del betrilio con el grupo guanidina de la guanetadina, ambos compuestos resultan ser potentes agentes neurobloqueantes con acción selectiva sobre las terminaciones adrenérgicas.

El iodo radiactivo puede colocarse en posición orto, meta y para, siendo el isómero meta el que posee mayor estabilidad, mayor afinidad por la médula suprarrenal y menor acumulación en el resto del organismo.

La estructura de la **meta**-iodobencilguanidina (m-IBG) es la que se presenta en la Figura 1.

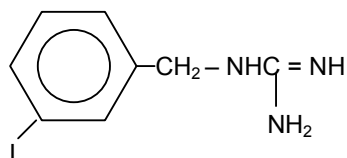


Figura 1. Meta-iodobencilguanidina (m-IBG).

El presente trabajo tiene como objetivos la síntesis de la sal de m-IBG y la marcación de la molécula con I-131. La síntesis del hemisulfato de m-IBG bajo la forma química de bicarbonato de m-IBG y la segunda se obtiene el hemisulfato de m-IBG por una reacción equivalente entre el primer intermediario y el ácido sulfúrico (Figura 2).

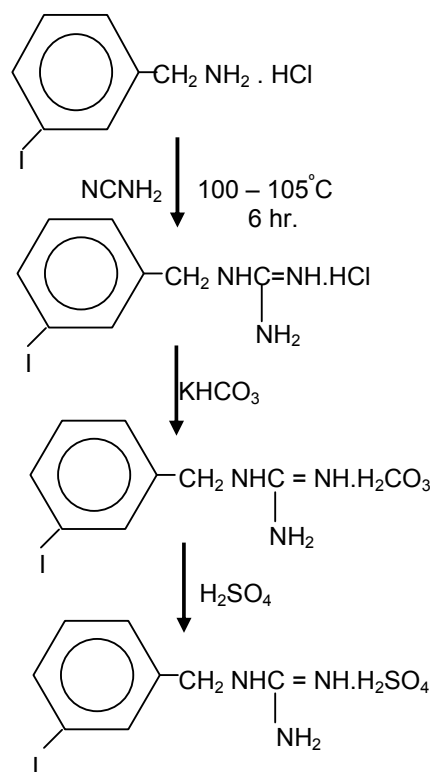


Figura 2. Esquema de la síntesis del hemisulfato de m-IBG.

La marcación con I-131 se efectúa por

intercambio isotópico nucleofílico, la reacción es catalizada con sulfato de cobre en presencia de sulfato de amonio a una temperatura entre 140-155 °C. La reacción de intercambio isotópico que ocurre es la siguiente:



2. MATERIALES Y MÉTODOS

SÍNTESIS: La síntesis se basa en el método establecido por Wieland y col.[1], el cual se desarrolla en dos etapas:

La primera etapa, se inicia con la preparación del bicarbonato de m-IBG: En un balón de 50 ml, equipado con agitador magnético se coloca 556 mg. (2 mmol) de clorhidrato de m-iodobencilamina y 127 mg (3 mmol) de cianamida; la mezcla se agita en baño de glicerina entre 100 °C a 105 °C por 6 horas, la reacción se controla por cromatografía en capa delgada. El sólido vítreo resultante se disuelve en 1 ml de agua destilada, luego se adiciona una solución de bicarbonato de potasio (200 mg de bicarbonato en 1 ml. de agua destilada), gota a gota con agitación constante. Se forma un precipitado blanco, el cual se filtra al vacío, se lava con agua fría y finalmente se seca al vacío.

La segunda etapa es la preparación de hemisulfato m-IBG: En un balón de 50 ml se disuelve 633 mg de bicarbonato de m-iodobencilguanidina en 4 ml de agua y se calienta entre 50 °C a 60 °C, con agitación constante. Se adiciona lentamente una solución de ácido sulfúrico 1 N, hasta que el pH de la mezcla reaccionante descienda de 8,4 a 4,0. Se forma un precipitado blanco, el cual se filtra, se lava con agua fría y finalmente se seca al vacío. El producto obtenido se purifica con etanol:agua (60:40)

Se verifica la estructura de los compuestos obtenidos mediante la determinación del punto de fusión y por espectroscopía infrarroja.

Ensayo de toxicidad aguda. Se inyecta 0,1 ml de una solución de hemisulfato de m-IBG disuelto en buffer acetato 0,005 M (pH 4,5), a un total de cinco ratones, con un promedio de peso de 25 g; la dosis inyectada equivale a 500 veces más que la administrada en humanos.

MARCACIÓN CON I-131

El método para la marcación de hemisulfato

de m-IBG se basa en la técnica descrita por Almeida y col [3]: En un vial de 10 ml de capacidad limpio y estéril se coloca 4 mg de hemisulfato de m-IBG y 8 mg de sulfato de amonio, ambos se solubilizan con 0,3 ml de una solución de etanol:agua (1:1) y se adiciona una gota de solución de sulfato de cobre al 1%; luego adicionar de 10 a 20 mCi de una solución de ¹³¹I Na en un volumen entre 100 a 150 μl, libre de portador y reductor, producido en la PPPR-IPEN. Se calienta en un baño de glicerina entre 140 □ a 155 °C por 30 minutos. Se enfría y reconstituye el producto marcado con 3 ml de buffer acetato 0,005 M (pH 4,5). Finalmente se filtra por Millipore de 0,22 μm.

CONTROL DE CALIDAD DE LA MARCACIÓN

Pureza radioquímica: Se realiza por cromatografía ascendente, mediante el sistema cromatográfico: soporte, papel whatman 3MM y como solvente , n-butanol: ácido acético: agua (5:2:1); siendo el Rf para el m-I¹³¹BG de 0,9 a 1,0 y para el Iodo 131 de 0,0 a 0,1.

Ensayo de toxicidad aguda: Se realiza de la misma manera que en el ensayo de toxicidad de la síntesis.

Ensayo de endotoxinas bacterianas: Para este ensayo se emplea el método in vitro Lisado de Amebocitos del Limulus (LAL) recomendado por la Farmacopea Americana Edición 23.

Distribución biológica: Las pruebas preliminares de distribución biológica de m-I¹³¹BG se realizan en ratas wistar, con peso promedio de 250 g, se les inyecta 100 μCi (en un volumen de 0,1 ml del producto marcado), se sacrifica al animal a la hora y el órgano crítico se retira al final (glándulas suprarrenales). Finalmente se determina el porcentaje de dosis de inyección por gramo (D.I. /g) por el método del estándar externo al 1%.

3. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

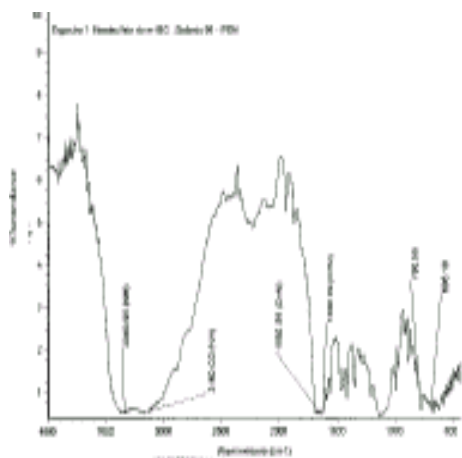
Síntesis

El punto de fusión que se obtiene en cada etapa se describen en la tabla 1, estos resultados son muy cercanos a los valores indicados en la literatura. El rendimiento alcanzado para la primera etapa es del 77 % y para la segunda el 86 %, los cuales son óptimos. Siendo el rendimiento global del 80%.

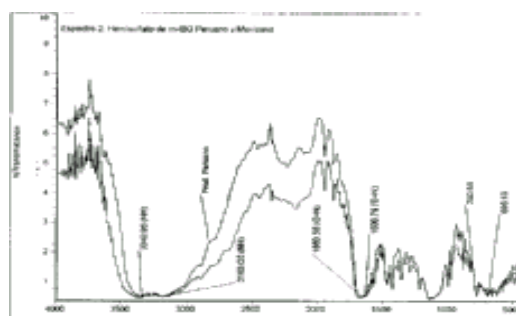
Tabla 1. Puntos de fusión de los productos obtenidos en la síntesis.

Producto	Teórico	Experimental
Bicarbonato de m-IBG	124-126 °C	123-125 °C
Hemisulfato de m-IBG	166-167 °C	166-167 °C

El análisis por espectroscopía infrarroja (I.R) del producto final muestran picos que son característicos de la molécula, las cuales son: 3340 cm⁻¹ (NH), 3160 cm⁻¹ (NH), 1660 y 1630 cm⁻¹ (C=N), 780 y 695 cm⁻¹ (benceno 1-3 disustituido) (Espectro 1).



El espectro del producto final se compara con un producto sintetizado en el ININ - México y ambos coinciden (Espectro 2).



El resultado de la toxicidad aguda demuestra que es un producto no tóxico.

Marcación

Se obtuvo la m-IBG marcada con I-131, con una pureza radioquímica superior al 99 % al primer día de marcación y mayor de 97 % al tercer día con un pH óptimo de 4,5. La actividad específica que se obtiene es de 2 a 5 mCi/mg de m-IBG y la concentración radiactiva es de 10 a 20 mCi/ml.

El rendimiento del proceso de marcación en función a la actividad inicial es del 96 %, la cual se considera óptima.

La estabilidad de la molécula marcada es mayor cuando se guarda en refrigeración (4 a 6 °C) y protegida de la luz.

Los resultados de los controles biológicos, demuestran que es un producto no tóxico, libre de endotoxinas bacterianas y con un porcentaje localización en órgano crítico del 1,54 ± 0,191 % D.I./g), el cual es óptimo para continuar con las evaluaciones clínicas.

4. CONCLUSIONES

La síntesis del hemisulfato de m-IBG se obtiene con una alta pureza química y con un rendimiento global del 80 %.

La marcación del hemisulfato de m-IBG con I-131, presenta una pureza radioquímica superior al 99% el primer día de marcación.

La estabilidad del producto es de tres días, después de la marcación; siempre y cuando se conserve a temperatura de refrigeración y protegido de la luz.

Las concentraciones radiactivas bajas o menores de 5 mCi/ml y actividades específicas entre 2 a 5 mCi/mg de m-IBG, son óptimas para utilizarse como radiofármaco para radiodiagnóstico.

5. REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] Wienland, D.M., et al. Radiolabeled adrenergic neuron blocking agents: Adrenomedullary imaging with ¹³¹I-iodobenzylguanidine - J Nucl. Med. 1980, 21: 349-353.
- [2] MITJAVILA, M; GONZALEZ, A; et al. "Posibilidades terapéuticas de la metayodobencilguanidina" Rev. Esp. Med Nuclear 1989;8.Supl.1:7-17.
- [3] Almeida Mat.; Barboza, M.F., et al. "The synthesis of ¹³¹I Metaiodobenzyl-guanidines" In; COX P.H.& TOUYA. E. Eds. News perspectives in Nuclear Medicine, Pt 2: instrumentation, laboratory investigation ADN in vitro studies. New York, Gordon & Breach, 1985, p. 81.
- [4] McEWAN, WYETH and DUNCAN ACKERY "Radioiodinated Iodobenzylguanidine for diagnosis and therapy". Appl. Radiat. Isot. 37(8), pp 765-775 (1986).
- [5] FERRO G., UREÑA N., LEZAMA J., GONZALES Z., AVILA R. "Síntesis, Marcaje y evaluación clínica de la ¹³¹I-Metayodobencilguanidina (¹³¹I-MIBG). Rev. Soc. Química México. 40(2) (1996).

SÍNTESIS Y MARCACIÓN DE HIDROXIAPATITA CON SAMARIO-153 (HA-¹⁵³Sm)

Miranda J. ⁽¹⁾ jmiranda@ipen.gob.pe; Herrera J. ⁽¹⁾ jherrera@ipen.gob.pe;
Portilla A. ⁽¹⁾ aportilla@ipen.gob.pe; Carrillo D. ⁽¹⁾ dcarrillo@ipen.gob.pe; Enciso A. ⁽²⁾

(1) Planta de Producción de Radioisótopos – IPEN / Lima, Perú

(2) I.S.T.P. “Manuel Seoane Corrales”

RESUMEN

La Hidroxiapatita (HA) marcada con ¹⁵³Sm es usada en sinovectomía por radiación y es indicado para tratamiento de artritis reumatoide. La HA fue sintetizada de acuerdo con el método utilizado por Hayek y Newesely, utilizando nitrato de calcio y fosfato diácido de amonio en pH básico. La caracterización química de la HA se efectuó por difracción de rayos X.

La marcación de la HA con Sm-153 se realiza utilizando ácido cítrico como ligando; la pureza radioquímica fue superior al 99 % y las partículas marcadas son estables hasta 9 días.

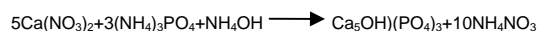
1. INTRODUCCIÓN

La artritis reumatoide es una enfermedad crónica, destructiva, que tiene un componente autoinmune, caracterizado por inflamación inespecífica, generalmente simétrica y de las articulaciones periféricas.

La Hidroxiapatita por ser un constituyente natural de los huesos presenta una gran ventaja para ser utilizado como trazador en medicina, así como el radioisótopo Samario-153, cuyas propiedades presentan numerosas ventajas como su energía beta de 0,81 Mev; la cual tiene un rango de penetración de tejido de 0,8 mm y su corta vida media (46,75 h) hacen que éstos puedan ser utilizados en tratamiento de la artritis reumatoide.

2. MATERIALES Y MÉTODOS

La síntesis fue realizada siguiendo el método descrito por Hayek, mediante la siguiente reacción:



La marcación de las partículas de HA con Samario-153 es llevado a cabo a temperatura ambiente utilizando como ligando el ácido cítrico monohidratado.

Síntesis de hidroxiapatita: La síntesis fue realizada con 7,8 g de $\text{Ca}(\text{NO}_3)_2 \cdot 4\text{H}_2\text{O}$ disueltos en 30 ml de agua y ajustada a pH 12 con hidróxido de amonio y diluido a 60 ml de agua y 2,6 g de $\text{NH}_4\text{H}_2(\text{PO}_4)_3$ disuelta en 50 ml de agua y ajustada con hidróxido de amonio a pH 12 y diluido a 80 ml son mezcladas gota a gota y con agitación vigorosa (debiéndose tener cuidado en estos parámetros). El precipitado formado es calentado con fuerte agitación a 100°C por 10 minutos y dejado sedimentar durante 24 horas. Se filtra y se lava con 10 ml de agua caliente. Después es secado a 150 °C, 240°C y 800°C secuencialmente por una hora en cada una de ellas.

Obtención y determinación de tamaño de partículas

La Hidroxiapatita fue pasado por molienda a través de un molino de bolas de material refractario y fue sometido posteriormente a un tamizado húmedo pasándolo por mallas No 400, 500, 635 (38, 25, 20 μm,)

Se realizó un estudio granulométrico por mallas y también un análisis por microscopía (magnificado al 400x) del rango de tamaño de partículas.

Tabla 1. Distribución del tamaño de partículas de la HA según microscopía.

TAMAÑO DE PARTICULAS (μm)	PORCENTAJE (%)
< 10	49,32
10 - 20	28,21
30 - 50	22,47
TOTAL	100,00

Caracterización química

Para la identificación química del producto sintetizado se utilizó el método de difracción de rayos X y espectroscopía infrarroja (I.R.)

Obtención de $^{153}\text{SmCl}_3$: El blanco de $^{152}\text{Sm}_2\text{O}_3$ (98,7% de ^{152}Sm) es irradiado en el reactor RP-10 a un flujo promedio de 1×10^{14} n/cm² s por ocho horas. La muestra irradiada fue disuelta con 1,5 ml de HCl 1 N y agitada suavemente por 5 minutos. Se trasvasó la solución de $^{153}\text{SmCl}_3$ a un vial vacío. Se lavó la cápsula de cuarzo que contenía la muestra irradiada con 4 ml de agua bidestilada y se adicionó a la solución anterior. La actividad específica de la muestra utilizada fue de 3700 - 5550 MBq/mg Sm.

Marcación de HA: A 4 mg de ácido cítrico monohidratado se le añadió 0,25 ml $^{153}\text{SmCl}_3$ (555 - 740 MBq) y se dejó por 30 minutos y a 40 mg de HA se le agregó 0.75 ml de agua bidestilada. Ambas soluciones fueron mezcladas y agitadas durante 30 minutos a temperatura ambiente.

Centrifugadas por 8 minutos a 1000 rpm a fin de separar el ^{153}Sm libre de las partículas marcadas que quedan en el precipitado. Se retiró el sobrenadante, se resuspendió las partículas marcadas con 5 ml. de solución salina al 0,9 % para lavar el ^{153}Sm - HA. Se centrifugó, nuevamente por 8 minutos a 1000 rpm para después retirar el sobrenadante.

Finalmente, se resuspendió con 5 ml de solución salina al 0,9 % para esterilizar la solución autoclavando a 120 °C por 30 minutos. Se efectuaron las medidas de la radioactividad en un Calibrador CAPINTEC CR-20 en cada una de las etapas para determinar luego la eficiencia de marcación.

Control de Pureza Radioquímica: La P.R.Q. se determinó separando el Samario libre por centrifugación de las partículas marcadas, se considera que el sobrenadante contiene Samario 153 libre que viene a ser la actividad 1 (A₁) y el precipitado que es el producto marcado como actividad 2 (A₂), determinándose el porcentaje a partir de la actividad inicial (A).

Determinación de estabilidad de la partícula marcada: La estabilidad de las partículas marcadas (resuspendidas en solución salina 0,9%) fue analizada durante varios días observando los valores de la P.R.Q. (aceptando como valor mínimo un 99 % de P.R.Q.).

3. RESULTADOS

Síntesis

Se determinó mediante el análisis de Difracción de Rayos X que el producto obtenido es la HA.

El análisis por espectroscopía infrarroja (I.R.) presenta los picos que son característicos de la HA.

El rendimiento promedio de la síntesis fue de 93,48%.

Las partículas sintetizadas presentan alto porcentaje de tamaño menor a 10 µm.

El promedio de la concentración de partículas de Hidroxiapatita sintetizada es 2690000 partículas/cc³.

Marcación

La P.R.Q. es mayor del 99% y la estabilidad para este valor fue de 9 días a temperatura ambiente.

El promedio de la eficiencia de marcación es de 85%.

La distribución de la actividad del producto marcado (filtración a través de filtros de nylon de 10 - 45 µm) determina que la mayor actividad se concentra en las partículas de mayor tamaño (>45µm).

4. CONCLUSIONES

La hidroxiapatita es un agente radioterapéutico potencial utilizado en radiosinovectomía.

El trabajo desarrollado presenta el procedimiento rutinario para realizar la marcación del producto sintetizado.

Se presenta una buena eficiencia de marcación y la estabilidad radioquímica es la adecuada para su aplicación clínica.

5. BIBLIOGRAFÍA

- [1]. Hayek, E., Newesely, H., J. Inorganic Synthesis 717 (1963) 63 – 65.
- [2]. Chinol, M., Vallabhajosula, S., Oldsmith, S., Chemistry and Biological Behaviour of Sm-153 and Re - 186 Labeled Hydroxyapatite Particles: Potential Radiopharmaceuticals for Radiation Synovectomy. J. Nucl. Med. 1993; 34:1536-1542.
- [3]. [Xiaohai J., Yuemin L., Jin D., Fan W., Daming C., Suzhen B. Preparation Of ^{153}Sm -Citrate-HA for radiation synovectomy of rheumatoid arthritis . Isotope Department, China Institute of Atomic Energy. Sino-Japan. Radiopharmaceutical Meeting.
- [4]. Ferro G., Garcia L., Gonzales M., Tendilla J., Lopez M. ^{153}Sm metallic-hydroxide macroaggregates: An improved preparation for radiation synovectomy. Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Vol. 222, No. 1-2 (1997) 93-97.

OPTIMIZACIÓN DE LA TÉCNICA DE CONCENTRACIÓN DE PROTEÍNA EN EL MACROAGREGADO DE ALBÚMINA (MAA)

Koga R.⁽¹⁾ rkoga@ipen.gob.pe, Morote M.⁽¹⁾ mmorote@ipen.gob.pe

(1) *Planta de Producción de Radioisótopos – IPEN / Lima, Perú*

RESUMEN

Sobre la base de la técnica de Biuret, descrita en la Pharmacopea Americana USP 23, para determinar la concentración de proteínas presentes en el Agente de Radiodiagnóstico (ARD), denominado macroagregado de albúmina (MAA), se realizó una variante a esta técnica que viene a ser la incorporación de un equipo sonificador, con el propósito de disolver completamente los macroagregados para que no altere las lecturas en el espectrofotómetro.

Cabe mencionar que cada vial de MAA en solución, que se produce en la Planta de Producción de Radioisótopos del IPEN, contiene 1,88 mg de Sero Albúmina Humana (materia prima). Bajo este antecedente se analizaron tres lotes producidos en la Planta de Producción de Radioisótopos (PPR): Lote 010420 tuvo un promedio de 1,72 mg/ml por cada vial; el lote 007370 un promedio de 1,87 mg/ml por vial y lote 006280 un promedio de 1,32 mg/ml por vial; en el cual se pudo comprobar que el dispensado de esta solución no es uniforme de lote a lote.

1. ANTECEDENTES

La mayoría de los controles de calidad que se realizan a los radiofármacos se basa en la Pharmacopea Americana USP 23, uno de los controles que se realiza al MAA es la determinación de la concentración de proteína, sin embargo dicho control presenta dificultades en la metodología, debido a que los macroagregados presentes no se disuelven en su totalidad, lo cual al momento de agregarle el reactivo de BIURET para dar coloración a la proteína, esta no se teñía adecuadamente, debido a la formación de partículas parecidos a micelas, el cual daba resultados erróneos, es decir, distorsionan las lecturas en el espectrofotómetro, por tal motivo se ha establecido una variante en la técnica con el propósito de disolver completamente los macroagregados.

Para lograr dicho propósito, se ha incorporado a este trabajo, la utilización del sonificador y obtener resultados satisfactorios, es decir para determinar la cantidad de proteínas que presenta cada vial de MAA.

2. MATERIALES Y MÉTODOS

Preparación de la muestra: El vial con la solución de MAA contiene un volumen de 1ml, esta se homogeniza con un bortex por espacio de un minuto, luego se retira toda la solución del vial y se agrega un tubo de centrifuga (capacidad de 10ml), agregar al vial 1ml de NaCl 0,9% para enjuagar y extraer las muestras que hallan quedado pegadas en la pared del vial y se agrega al tubo de centrifuga.

Preparación del estándar: En un tubo de ensayo se agrega 2 mL de una solución que contiene 2mg de albúmina humana por mililitro de NaCl 0,9%.

Preparación del blanco: Agregar 2 mL de NaCl 0.9% en un tubo de ensayo.

Procedimiento del control: El tubo que contiene la muestra se centrifuga a 2000 rpm por 10 minutos, con la ayuda de una pipeta Pasteur se retira el líquido sobrenadante y agregar 2 mL de NaCl 0,9% y volver a centrifugar por otros 10 minutos (repetir este paso por triplicado).

Al término del proceso de lavado de la muestra, agregar 4 mL de reactivo de Biuret, se homogeniza la muestra con la ayuda de un bortex por espacio de 1 minuto, de la misma manera son tratados los tubos que contienen el estándar y el blanco. Luego los tubos se llevan al equipo sonificador por 30 minutos para que desarrollen la coloración adecuada.

En un espectrofotómetro, determinar la absorbancia de las soluciones de la preparación de muestra y el estándar, la longitud de onda utilizada para hacer las lecturas es de 540 nm.

Para calcular la cantidad en mg de MAA por cada mL, se hace mediante la siguiente fórmula:

$$2 \left(\frac{Au}{As} \right)$$

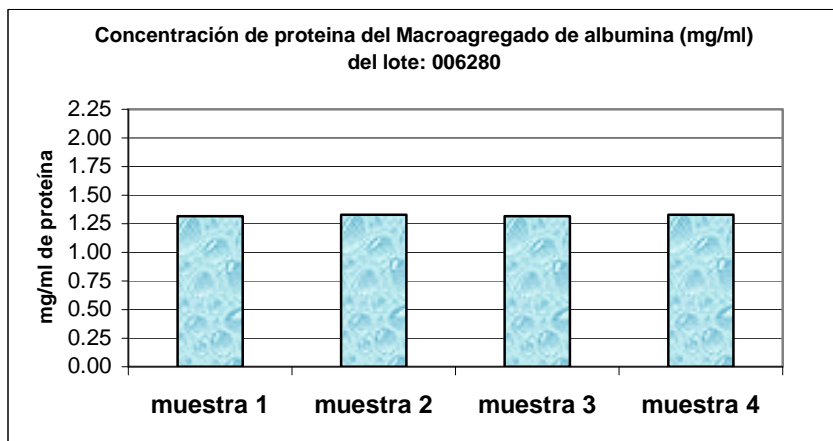
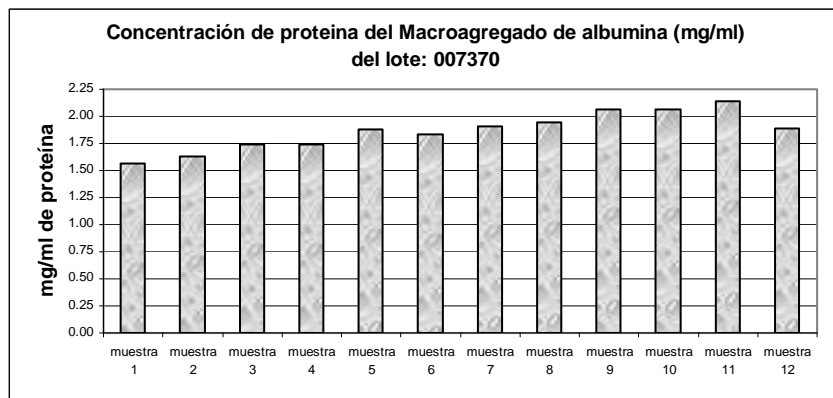
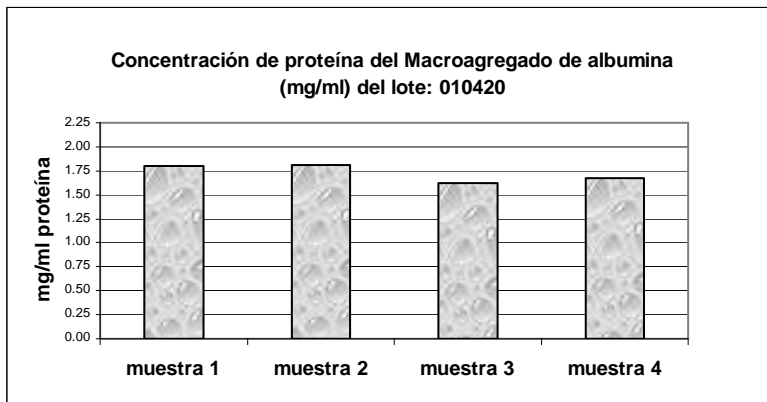
Donde:

Au: Absorbancia de las soluciones de los tubos de preparación de la muestra.

As: Absorbancia de la solución del estándar.

3. RESULTADO

Se obtuvieron resultados satisfactorios, con la aplicación de dicha metodología de análisis. Según la formulación de este producto cada vial contiene 1,88 mg de sero albúmina humana y se obtuvieron los siguientes resultados:



Promedios de la concentración de proteína de los tres lotes de producción analizados.

Como se puede observar en las gráficas, todos los valores de los diferentes lotes son casi homogéneos, con ello podemos determinar la cantidad de proteína que esta dispensado en cada vial. Si bien hay variantes de las muestras dentro de un mismo lote, esto puede ser que en el dispensado de estos viales el volumen de solución de MAA no es igual.

4. CONCLUSIONES Y RECOMENDACIONES

- Mediante esta técnica de análisis, se logra disolver los macroagregados en las muestras a analizar, por lo que evitamos de esta manera obtener resultados erróneos.

- De esta manera el control de calidad de concentración de proteína que contiene cada vial, es de 1,72 ; 1,87 y 1,32 mg/ mL para los lotes 010420, 007370 y 006280 respectivamente

5. REFERENCIAS

- [1] Carmona G.; Determinación de proteínas totales en suero humano por el método de Biuret. Universidad Nacional Autónoma de Nicaragua-León 1999.
- [2] Pharmacopea Americana USP 23. pg. 1481, año 2000.

ESTUDIO DE ESTABILIDAD PARA AGENTES DE RADIODIAGNÓSTICO MARCADOS CON ^{99m}Tc

Benites M.⁽¹⁾ mбенites@ipen.gob.pe, Ramos B.¹⁾ bramos@ipen.gob.pe,
Robles A.⁽¹⁾ arobles@ipen.gob.pe, Otero M.⁽¹⁾ motero@ipen.gob.pe

(1) *Planta de Producción de Radioisótopos – IPEN / Lima, Perú*

RESUMEN

El presente estudio sobre estabilidad, se basa en la evaluación de los resultados de pureza radioquímica realizados a tres Agentes de Radiodiagnóstico (A.R.D.) marcados con ^{99m}Tc , los cuales son: pirofosfato de sodio (PPi), ácido dietilacetanilida iminodiácético (DEIDA) y la sal trisódica cálcica dietilentriaminopentacético (DTPA); que han sido controlados por un período de 3 años.

El presente trabajo se basa en la evaluación de los resultados de controles de pureza radioquímica del DTPA, PPi, y DEIDA, en un total de 19 lotes de rutina, los que fueron elaborados bajo condiciones específicas de producción, almacenados a una temperatura de 5 °C a 8 °C y aprobados bajo las exigencias del Manual de Control de Calidad para cada A.R.D. El tratamiento estadístico de los datos, se realiza mediante el programa Excel, por el cual se determina el tiempo real de expiración, mediante la extrapolación de la recta por regresión lineal hasta un límite inferior del 95 % de pureza radioquímica.

De acuerdo con el estudio los tiempos de expiración son: 3 años para el DTPA, 8 meses para el PPi y 5 meses para el DEIDA.

El presente estudio permite, establecer un protocolo de estabilidad aplicable a otros A.R.D.

1. INTRODUCCIÓN

Desde 1989 se inicia la producción de los agentes de radiodiagnóstico (A.R.D) en la Planta de Producción de Radioisótopos - Centro Nuclear "RACSO" del Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN). Actualmente se vienen produciendo A.R.D de primera y segunda generación, pero hasta el año 1997 sólo se contaba con un protocolo de estabilidad que contempla un periodo entre 4 a 6 meses. Por tal motivo, vimos la necesidad de elaborar el presente estudio para determinar el tiempo real de expiración, es decir confirmar los tiempos establecidos de expiración o ampliarlos.

La estabilidad se define, como el tiempo durante el cual un producto mantiene sus propiedades físicas, químicas y microbiológicas, dentro de los límites establecidos y durante el período de almacenamiento. Deben mantenerse las propiedades físicas originales, como la apariencia, humedad, uniformidad y disolución.

Las propiedades químicas de cada ingrediente activo, deben conservar su integridad química y potencial marcado dentro de los límites especificados y las propiedades microbiológicas de esterilidad o resistencia al desarrollo microbiano, deben mantenerse de acuerdo con los requerimientos especificados.

El presente trabajo se basa en la evaluación de los resultados de controles de pureza radioquímica del DTPA, PPi, y DEIDA, estos datos se vienen recopilando desde 1994, durante 3 años consecutivos y corresponden a lotes que tienen más de cinco controles de rutina en un lapso mayor a 90 días.

El tratamiento estadístico de los datos, se realiza mediante el programa Excel, que nos permite determinar la gráfica del porcentaje de pureza radioquímica versus tiempo. A la curva que se obtiene, se le aplica el análisis por regresión lineal, el cual permite determinar la pendiente, punto de intersección y el tiempo de expiración real para un valor límite del 95 % de pureza radioquímica; dicho valor se recomienda en la mayoría de los reportes de control de calidad.

El presente estudio de estabilidad, permite establecer un período óptimo de vigencia de los A.R.D. elaborados bajo el mismo protocolo de producción.

2. MATERIALES Y MÉTODOS

El presente estudio de estabilidad se realiza a tres agentes de radiodiagnóstico, que han sido marcados con ^{99m}Tc y se le realizaron los controles de pureza radioquímica, mediante cromatografía ascendente en papel. Los sistemas cromatográficos empleados son los que se recomiendan en el Manual de Control de

Calidad del IPEN.

El equipo que se emplea para las mediciones radiactivas es el Contador Automático Gamma Marca Kontron.

El estudio de estabilidad comprende dos etapas

a) SELECCIÓN Y EVALUACIÓN DE LOS LOTES EN ESTUDIO

En esta etapa se seleccionan los lotes de acuerdo con los resultados de sus controles físico-químicos y biológicos, tales como, la pureza radioquímica que sea superior al 90%, la humedad menor al 7%, la concentración de estaño II dentro del rango establecido para cada A.R.D. y que sea atóxico, estéril y libre de endotoxinas bacterianas.

Durante el período de evaluación se verifica además, las propiedades físicas y biológicas que deben mantener sus características originales, ya que estos agentes están liofilizados y almacenados a temperatura entre 5 °C a 8 °C.

Los ensayos de estabilidad se realizan por diferentes operadores, usando la técnica validada para cada producto, con ensayos a tiempo real y no mediante pruebas de aceleración.

La cantidad de lotes liofilizados que corresponden a los A.R.D. seleccionados son:

DTPA con 8, PPI con 6 y DEIDA con 5 y el número de muestras escogidas por lote en forma aleatoria, corresponden al 10 % del total producido. El tipo de estabilidad a aplicarse a estos lotes es el químico, mediante la determinación de la pureza radioquímica por análisis cromatográfico, el cual es reproducible, rápido y fácil de realizar.

Los resultados de la pureza radioquímica de los A.R.D. corresponden a un período entre 120 a 600 días, realizado cada 30 a 45 días.

b) TRATAMIENTO Y EVALUACIÓN DE DATOS ESTADÍSTICOS

Los métodos estadísticos deben emplearse para probar la veracidad de los datos, sobre todos los lotes donde se asume la curva o línea de degradación. La naturaleza de alguna relación de degradación, determina la necesidad de transformar los datos mediante el análisis de regresión lineal.

El tratamiento estadístico de los datos, se

realiza mediante el programa Excel, se elaboran los gráficos de pureza radioquímica versus tiempo de cada lote de los tres A.R.D., para comparar y observar sus cambios. A cada degradación se le aplica una transformación por regresión lineal, determinándose la pendiente, y el punto de intersección. Para determinar el tiempo de expiración de cada A.R.D. se extrapola la curva de regresión lineal hasta un límite inferior del 90 % de pureza radioquímica. Con la extrapolación de la recta de regresión lineal, se calcula el tiempo de expiración para cada lote y finalmente se determina el tiempo de expiración para cada A.R.D.

3. RESULTADOS Y DISCUSIONES

Todos los gráficos presentan una degradación y variabilidad tan pequeña, que permite realizar un análisis por regresión lineal, los cuales presentan rectas con pendientes negativas.

Los gráficos correspondientes al DTPA, representan a 8 lotes, los cuales presentan degradaciones muy pequeñas de pureza radioquímica respecto al tiempo, la pendiente promedio se obtiene mediante la evaluación de las pendientes de cada lote; de la misma manera se evalúan al PPI y DEIDA. Los valores que se obtienen son los siguientes:

AGENTE DE RADIODIAGNÓSTICO	PENDIENTE
DTPA	-0,00524
PPI	-0,01807
DEIDA	-0,03250

Los resultados de la extrapolación de los tiempos de expiración promedio se muestran en la siguiente tabla:

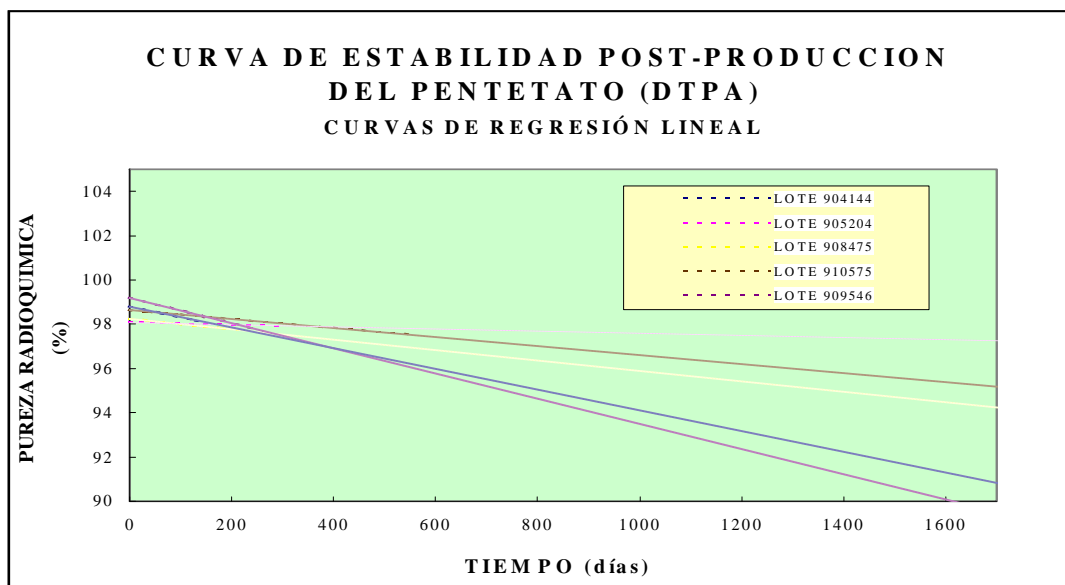
AGENTE DE RADIODIAGNÓSTICO	TIEMPO DE EXPIRACIÓN
DTPA	1120 días (3 años)
Ppi	244 días (8 meses)
DEIDA	163 días (5meses)

Estos resultados muestran que el DTPA es el más estable que los otros dos agentes evaluados, debido a que el principio activo es una sal inorgánica. El PPI presenta una estabilidad moderada debido a los excipientes contenidos en el A.R.D. El DEIDA es el más inestable de los tres, debido a que el principio activo es un compuesto orgánico, que requiere un alto grado de purificación. Estos dos últimos entrarán a una etapa de re-evaluación, en coordinación con las Áreas de Producción y Control de Calidad para la optimización de las

características de los mismos.

Este método establece que la frecuencia de los controles de calidad se realiza de la siguiente manera: cada mes hasta los tres meses, y a los

seis y doce meses. Estos dos últimos controles se complementan con los controles biológicos respectivos.



4. CONCLUSIONES

- Los A.R.D. más estables, son los que presentan menor valor absoluto de la pendiente de regresión lineal, en este caso es el DTPA (0,00524), siguiéndole el PPI y finalmente el DEIDA.
- Los tiempos de expiración obtenidos son:
DTPA : 1120 días (3 años)
PPI : 244 días (8 meses)
DEIDA: 163 días (5 meses)
- La metodología de este estudio, sirve como base, para otros A.R.D. liofilizados que se producen en la PPR.

5. REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1]. Committee of Revision, United States Pharmacopeia National Formulary USP 23 - NF18, 1995.
- [2]. Montgomery Douglas C. Statistical Quality Control, 2° Edition, U.S.A., 1970.
- [3]. ALASBIMN, Manual de Control de Calidad de Radiofármacos, Montevideo, 1986.
- [4]. C.N RACSO-IPEN, PPR, Manual de Control de Calidad de Radiofármacos y Radioisótopos, Lima, 1996.

MARCACIÓN DE LA HORMONA TIROIDEA 3`3`,5 - TRIYODOTIRONINA (T3) CON ¹²⁵I PARA LA OBTENCIÓN DE LA TIROXINA ¹²⁵I (T4) POR EL MÉTODO DE LA CLORAMINA T

Benites M.⁽¹⁾ mhenites@ipen.gob.pe, Morón G.⁽²⁾, Vásquez S.⁽¹⁾ svasquez@ipen.gob.pe

(1) *Planta de Producción de Radioisótopos – IPEN / Lima, Perú*

(2) *Universidad nacional Mayor de San Marcos / Lima, Perú*

RESUMEN

El presente trabajo sobre la marcación de la hormona tiroidea 3`3`,5 -Triyodotironina (T3) con ¹²⁵I para la obtención de la Tiroxina ¹²⁵I -T4 por el método de la Cloramina T, consta de la marcación, purificación y almacenamiento de la ¹²⁵I - T4. El mecanismo de reacción propuesto a partir de T3 para su marcación con ¹²⁵I, se realiza mediante intercambio isotópico que viene a ser una reacción de equilibrio, en tanto que para la obtención de ¹²⁵I - T4 se realiza mediante una sustitución electrofílica aromática (SEA), que es irreversible. Se realizaron 2 modificaciones con relación a la literatura, primero el tiempo de marcación de 1 minuto se extendió a 2 minutos y segundo, el empleo de otras relaciones molares de T3 y ¹²⁵I.

Todos los resultados obtenidos son sobre la base de un total de 4 marcaciones realizadas.

La purificación se realiza mediante una columna de vidrio de aproximadamente φ 0,9 x 16 cm de altura, empleando como soporte el Sephadex G-25 grado fino y eluyente tampón fosfato 0,05 M hasta obtener el pico de ¹²⁵I libre, posteriormente NaOH 0,01 N para obtener el segundo pico correspondiente al ¹²⁵I-T3 y finalmente el tercer pico correspondiente al ¹²⁵I-T4.

El almacenamiento de la hormona marcada se efectúa en una solución acuosa de la mezcla de L(+) cisteína, propilenglicol y albúmina bovina, conservada a -20 °C.

Los resultados del control de calidad fueron los siguientes:

- Alto grado de inmunoreactividad, probado mediante la técnica de RIA.
- Pureza radioquímica > 95%, efectuado mediante cromatografía ascendente en papel Whatman #3.
- Actividad específica alta: (1528 ± 673) μCi/μg.

1. INTRODUCCIÓN

Las hormonas tiroideas 3`3`,5-Triyodotironina (T3) y Tiroxina (T4), son secretadas por la glándula tiroidea, con la finalidad de mantener el crecimiento y desarrollo normales, la temperatura corporal correcta y los niveles energéticos adecuados en el organismo humano. La carencia o deficiencia de estas hormonas al principio de la vida, produce retardo mental irreversible y enanismo, denominado hipotiroidismo neonatal. El método nuclear radioanalítico de Radioinmunoanálisis (RIA), para la cuantificación de la T4, han permitido el diagnóstico precoz del hipotiroidismo neonatal.

En general, para su uso en RIA, las hormonas T3 y T4 se marcan con ¹²⁵I a partir de T3 y mediante la Técnica de la Cloramina T.

La ¹²⁵I - T4 obtenida, fue empleada en un Proyecto de Investigación denominado "Detección Precoz del Hipotiroidismo Neonatal Mediante el Ensayo Radioinmunológico T4 y el Ensayo Inmuno radiométrico TSH", en el cual participaron las siguientes instituciones: El Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), el Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN), el Instituto Materno Perinatal (IMP) y el Instituto Nacional de Salud del Niño (INSN).

2. MÉTODOS Y MATERIALES

Para el marcaje de Hormonas Tiroideas T3 y T4, se utiliza el método de la Cloramina T, obteniéndose antígenos radioiodados con alto grado de inmunoreactividad, pureza y estabilidad. Este método fue realizado por primera vez por Greenwood, Hunter y Glover en 1963.

Cuando se utiliza como antígeno Triyodotironina (T3) se obtiene ¹²⁵I -T3 y Tiroxina marcada (¹²⁵I -T4). Para determinar la relación molar entre las moléculas marcadas obtenidas, es de suma importancia controlar el pH de la reacción y la cantidad de T3 respecto al Ioduro de Sodio que

se utiliza. Por otro lado, para obtener un alto rendimiento en la reacción de iodación, es necesario utilizar una baja temperatura, soluciones recién preparadas de Cloramina T y no prolongar el tiempo de agitación más allá de 2 minutos.

La relación molar de T3 / ^{125}I , determinan el rendimiento de T3 marcada con respecto a T4 marcada. El efecto de dicha proporción molar se puede explicar de la siguiente manera: el mecanismo de reacción para la formación de ^{125}I -T3, es un intercambio isotópico y para ^{125}I -T4, es la sustitución electrofílica aromática (SEA); el primer mecanismo es una reacción de equilibrio, mientras que el segundo ocurre de una manera irreversible.

* Marcación

Todas las reacciones de marcación fueron llevadas a cabo en tubos de vidrio de 5 mL. La adición de los reactivos se efectuó con micropipetas Eppendorf, bajo el siguiente protocolo:

- 50 μL de tampón fosfato 0,5 M; pH 7,4
- 25 μL (1,04 μg) de L-T3
- 15 - 20 μL (800 - 2670 μCi) de ^{125}I en NaOH 0,01N
- 25 μL (25 μg) de cloramina T

Mezclar en Vortex durante 120 segundos;

- 25 μL (25 μg) de metabisulfito de sodio
- 25 μL (250 μg) de L(+) cisteína HCl H_2O

Mezclar en Vortex, e inmediatamente succionar el contenido del tubo con una micropipeta de 250 μL e inyectar en la columna de purificación.

• Purificación

Columna de vidrio de aproximadamente ϕ 0,9 x 16 cm de altura, empleando como soporte el Sephadex G-25 grado fino.

Transferir la mezcla de reacción del tubo de marcación a la columna. Luego añadir el Tp PO_4 0,05 M. Luego realizar el perfil de elución, colectando fracciones de 1 mL. El primer pico que se obtiene es el de ^{125}I libre, posteriormente se eluye con NaOH 0,01 N para obtener el segundo pico correspondiente al ^{125}I -T3 y finalmente el tercer pico correspondiente al ^{125}I -T4; posteriormente almacenar a -20°C cada una de las hormonas en el diluyente respectivo (solución acuosa de la mezcla de L(+) cisteína, propilenglicol y albúmina bovina). Los controles de calidad que se le efectúan al trazador, son la determinación de la pureza radioquímica y la respuesta inmunológica.

• Controles de Calidad

La pureza radioquímica, para la determinación del ^{125}I libre en ^{125}I -T3 y ^{125}I -T4 purificados, se realiza mediante la técnica de Cromatografía en Papel Ascendente:

Soporte: Papel Whatman #3 (tira de 1,0 x 8,0 cm).

Fase móvil: Mezclar 5 mL de n butanol, 2 mL de ácido acético y 1 mL de agua destilada.

La respuesta inmunológica, se realiza mediante la técnica de Radioinmunoanálisis.

3. RESULTADOS

El tiempo de marcación no debe exceder de 2 minutos, para evitar la formación de productos de ^{125}I -T3 y ^{125}I -T4 con más de una molécula radioactiva y evitar así la radiólisis y procoavar la inestabilidad de estos productos, con lo cual el metabisulfito de sodio se debe agregar inmediatamente a los 2 minutos de haberse añadido el ^{125}I .

Condiciones óptimas de marcación obtenida:

- * **Tiempo de reacción** : 2 minutos
- * **pH** : 7,4
- * **Relaciones molares de $^{125}\text{I}/\text{T3}$** : 1/1,3 a 1/4,3

Dependiendo cual sea la hormona de interés, ya sea la ^{125}I -T3 o la ^{125}I -T4, se elegirá la relación molar ideal, para obtener más de uno o del otro producto; si se desea obtener más ^{125}I -T3, se usará la relación 1/4,3 y si se desea obtener más ^{125}I -T4, se usará la relación 1/1,3.

Relaciones molares de los reactantes y productos

Nº Marcación	Relación Molar Reactantes		Relación Molar Productos		Actividad Específica ($\mu\text{Ci}/\mu\text{g}$)	
	T3	^{125}I	^{125}I -T4	^{125}I -T3	^{125}I -T4	^{125}I -T3
1º	4,33	1	1	0,87	682	680
2º	2,07	1	1	0,74	1476	1480
3º	1,95	1	1	0,73	1608	1628
4º	1,30	1	1	0,58	2343	2326

% Actividad, μg marcados

Nº Marcación	T3 μg	^{125}I μCi	% Actividad		μg Marcados	
			^{125}I -T4	^{125}I -T3	^{125}I -T4	^{125}I -T3
1º	1,04	800	52	38	0,48	0,35
2º	1,04	1680	56	35	0,53	0,33
3º	1,04	1780	58	36	0,49	0,30
4º	1,04	2670	61	29	0,53	0,26
Promedio	1,04	1732	56,7	34,5	0,51	0,31
	$\pm 0,0$	± 764	$\pm 3,8$	$\pm 3,9$	$\pm 0,03$	$\pm 0,04$

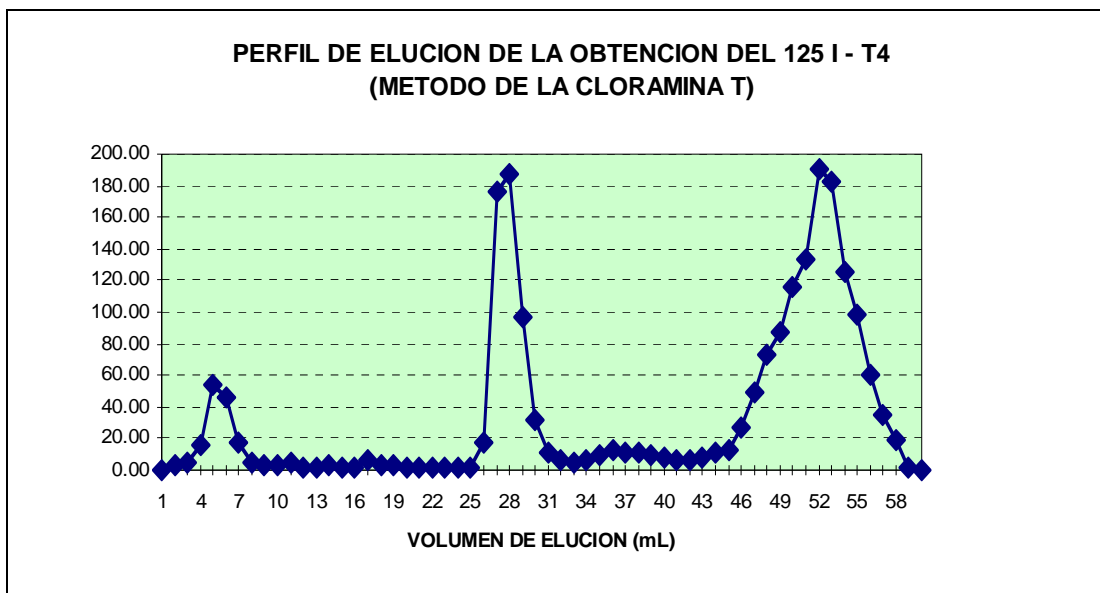
- * **Actividad específica de ^{125}I -T3**: 1528 ± 673 (Ci/g)
- * **Actividad específica de ^{125}I -T4**: 1527 ± 680 (Ci/g)
- * **Pureza radioquímica** > 95%
- * **La respuesta inmunológica**, realizada mediante la técnica de Radioinmunoanálisis,

dieron muy buenos resultados.

4. CONCLUSIONES

Empleando la técnica de la Cloramina - T, para la marcación de hormonas tiroideas T3 y T4, la cual es una técnica sencilla y económica, se obtienen antígenos radioiodados con alto grado de inmunoreactividad, pureza y estabilidad (6 meses en el diluyente específico).

El aporte científico del presente trabajo, radica en la ampliación del tiempo de marcación de 1 minuto a 2 minutos y en la variación y determinación de las relaciones molares de $^{125}\text{I}/\text{T}_3$ de un rango de 1/1,3 a 1/4,3.



5. BIBLIOGRAFÍA

- [1] F. RICHE, J. P. MATHIE, M. VINCENS, A. BARDY, M. COMET, M. VIDAL, Bull. Soc. Chim. Fr. II, 49 (1984).
- [2] A. E. JONES, A. DAVISON, Int. J. Appl. Radiat. Isot., 33, 867 (1982).
- [3] A. G. DAVISON, A. G. JONES, Int. J. Appl. Radiat. Isot., 33, 875 (1982).
- [4] J. DE LIVERANT, W. WOLF, Int. J. Appl. Radiat. Isot., 33, 857 (1982).
- [5] K. LIBSON, E. DEUTSCH, B.L. BARNETT, Int. J. Appl. Radiat. Isot., 102, 2476 (1980).
- [6] ASOCIACIÓN LATINOAMERICANA DE SOCIEDADES DE BIOLOGÍA Y MEDICINA NUCLEAR (ALASBINM). Manual De Control de Calidad de Radiofármacos, 37 (1980), Montevideo.
- [7] MANUEL CASTRO, ARTURO PORTILLA. Taller Regional de Capacitación sobre Producción de Radionucleídos y Radiofármacos Terapéuticos, {4 - 15 Nov. 1996), Lima-Perú.

* Este trabajo fue realizado como tema de tesis, para la obtención del título profesional de Químico, de la autora principal, teniendo como asesor al Dr. José Grimaldo Morón.

ANÁLISIS CITOGENÉTICOS DE LOS AFECTADOS DEL CASO YANANGO

Espinoza M.⁽¹⁾ mespinoza@ipen.gob.pe, Vizcardo C.⁽¹⁾ cvizcardo@ipen.gob.pe, Oliveros N.⁽²⁾, Ortega J.⁽²⁾, Cano Y.⁽²⁾

(1) Dirección General de Seguridad Radiológica – IPEN / Lima, Perú

(2) Universidad Nacional Mayor de San Marcos / Lima, Perú

ANTECEDENTES

Según el informe del médico radiosanitario del IPEN [1], el día 20 de febrero de 1999, en la Central Hidroeléctrica de Yanango, ubicada en la selva del distrito de San Ramón, Departamento de Junín, aproximadamente 300 km al Este de Lima, en circunstancias no aclaradas todavía, una fuente radiactiva de Iridio 192 de 1360 GBq. (36.8 Ci), usada en gammagrafía industrial, se desprendió del equipo contenedor y fue tomada por un trabajador soldador de 36 años de edad y colocada en el bolsillo posterior derecho de su pantalón (desde las 16:30 h). Allí permaneció durante seis horas aproximadamente. El trabajo lo realizaban dentro de un tubo de 2 metros de diámetro e indica que la mitad del tiempo realizó el trabajo sentado y su ayudante estuvo durante ese tiempo con él a una distancia aproximada de 1,0 a 1,5 metros.

Para dirigirse a su casa (a las 22:00 h) tomó un microbús en el que viajaban unas 15 personas, el viaje duró unos 30 minutos.

Al llegar a su casa fueron expuestos a la radiación su esposa y sus tres hijos, de 10, 7, y 1,5 años, con la fuente radiactiva que permaneció en la habitación por una hora a distancia entre 0,5 y 2 m. En esas circunstancias, hubo un lapso no bien determinado en el que la esposa del accidentado estuvo sentada sobre el pantalón con la fuente aún en él, mientras daba de lactar a su hijo menor y ayudaba a su esposo. (*Este dato lo recordó recién el 12 de marzo*).

Con la intención de hacer la dosimetría biológica de los afectados, el día 22 de febrero se hizo la toma de muestras de la familia y el ayudante del soldador accidentado. Ese mismo día se prepararon los cultivos de linfocitos, haciéndose repeticiones de siembra

al día siguiente para mayor seguridad de obtener muestra suficiente para el análisis al microscopio. La preparación de las muestras, luego de 48 horas de cultivo, se hizo el jueves 24 y viernes 25 de febrero. Una rápida visualización de las muestras preparadas nos permitió descubrir que ninguno de los 6 cultivos preparados con la sangre del soldador accidentado había crecido mientras que las otras cinco muestras mostraron un crecimiento normal. En los primeros días de marzo se nos permitió tomar una segunda muestra de sangre al paciente para hacer un nuevo intento de hacer la dosimetría biológica. Esta vez sembramos 8 cultivos y al igual que en la primera ocasión utilizamos lo mejor de nuestra tecnología.

Lamentablemente, los resultados fueron igualmente desalentadores: no hubo crecimiento de linfocitos *in vitro*. Ninguno de los cultivos sembrados sufrió contaminación y toda la incubación fue normal de acuerdo al protocolo aceptado por el OIEA [2]

RESULTADOS DE LOS ANÁLISIS CITOGENÉTICOS

En la siguiente página se presenta la Tabla con los resultados obtenidos del análisis de las muestras de los pacientes. Las causas de esto no parecen estar relacionadas con el procesamiento de las muestras de laboratorio sino más bien con el daño biológico producido en los linfocitos de la sangre del afectado por la radiación. Los bajos contajes de linfocitos observados en los hemogramas hechos en el INEN apoyan esta apreciación (Ver Figura 1). En los demás pacientes el crecimiento de las muestras fue aceptable. En total se procesaron 54 cultivos (14 de ellos fueron del accidentado 1).

Tabla 1. Resultados obtenidos del análisis citogenético y la dosimetría biológica de las muestras de las seis personas involucradas en el accidente de Yanango.

PACIENTE	SEXO	Células Analizadas	Células sin Dicéntricos	Células con Dicéntricos	Anomalías cromosómicas observadas			Dosis biológica estimada (Gy)
					DIC	AR	ACE	
Accidentado 1 (soldador)	M	0	0	0	0	0	0	(Nota 1)
Accidentado 2 (cónyuge)	F	348	345	2	2	0	6	0.10 – 0.46
Accidentado 3 (ayudante)	M	321	320	1	1	0	3	0.00 – 0.17
Accidentado 4 (hija 10 años)	F	412	412	0	0	0	0	0.00
Accidentado 5 (hija 7 años)	F	384	384	0	0	0	1	0.00
Accidentado 6 (niño 1.5 años)	M	298	298	0	0	0	0	0.00

Nota 1: Estimaciones teóricas hechas en Francia [3] dieron una dosis física de 10 a 15 Gy en la arteria femoral y las mismas estimaciones en el INEN dieron una dosis aproximada de 143 Gy.

DISCUSIÓN

En la publicación del accidente de Yanango hecha por el OIEA en el año 2000 [3], un escueto párrafo dice, equivocadamente, que la estimación de las aberraciones cromosómicas inestables fue realizada en el día 106 y que por eso no se obtuvo ninguna estimación de dosis biológica. No consideran para nada el informe generado por nuestro Laboratorio el 11 de marzo de 1999 [4] cuando explicamos que no había habido crecimiento celular problememente debido a factores de daño biológico excesivo en la sangre del afectado principal por lo que la dosimetría biológica, en este caso, no era posible. Nadie parece haber considerado seriamente que la sangre es un tejido que está en constante movimiento en el cuerpo y que por la magnitud y el modo de la irradiación pudo haber provocado la exposición casi completa del volumen sanguíneo circulante en el cuerpo del afectado en cada pasada de la sangre por los vasos femorales (vasos de grueso calibre por donde pasa todo nuestro volumen sanguíneo varias veces al día).

Suponemos que la dosis total recibida por el afectado en la zona femoral ha podido causar la denominada muerte reproductiva de la gran mayoría de los linfocitos de la sangre circulante, afectando severamente el número de células capaces de ser estimuladas para crecer in vitro.

Hay que recordar que el límite de detección de la dosimetría biológica está entre 0,1 y 8 Gy para exposiciones de cuerpo entero con radiaciones de bajo LET.

El cálculo de la dosis biológica para el ayudante del soldador y para los tres niños se hizo considerando una geometría de exposición de cuerpo entero. Para la esposa se hizo la estimación considerando una exposición localizada por cuanto ella estuvo sentada sobre la fuente.

Lo afirmado arriba se ve apoyado por los datos sobre la presencia de linfocitos durante los primeros 34 días después del accidente (Figura 1), tiempo durante el cual se observaron contajes muy bajos (ver los valores de los días 4, 10 y 14).

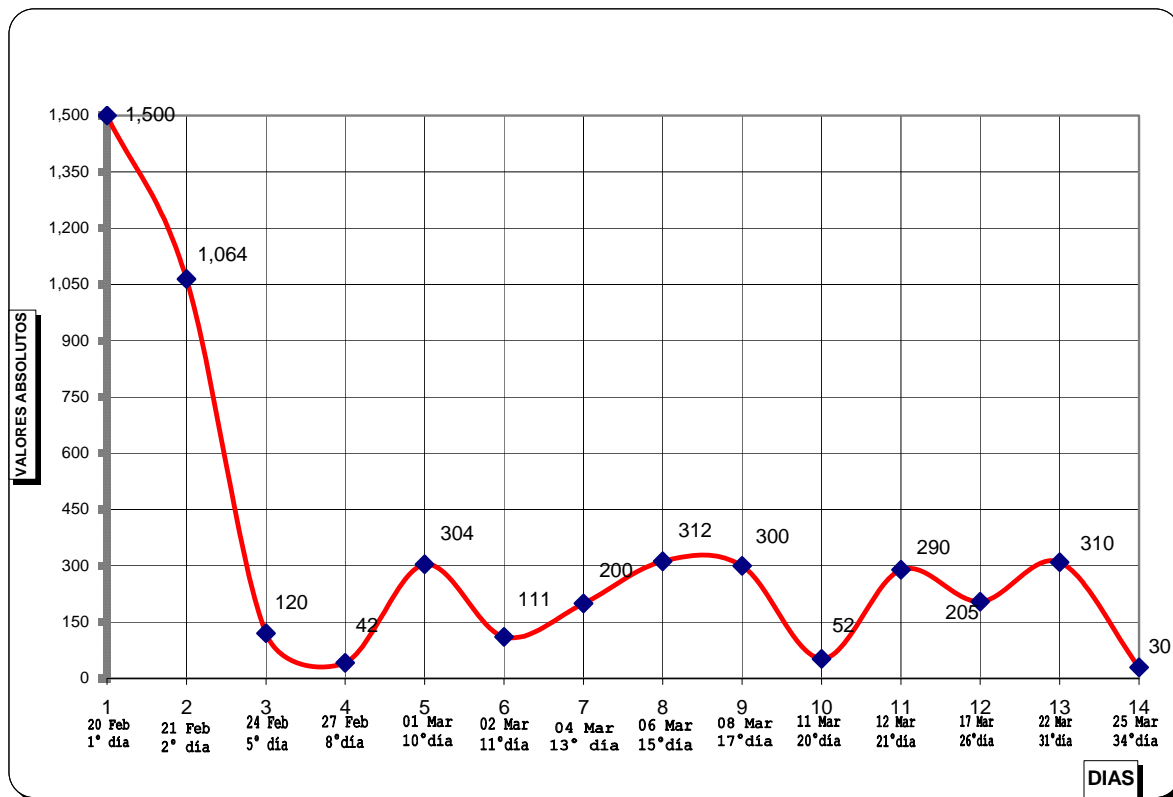


Figura 1. Evolución de la población de linfocitos del soldador afectado en los primeros 34 días.

REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1]. VIZCARDI LAMA, CÉSAR A. Sobreexposición accidental en gammagrafía industrial. Informe Médico. Instituto Peruano de Energía Nuclear, 10 p. (1999).
- [2]. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Biological Dosimetry: Chromosomal Aberration Analysis for Dose Assessment. Technical Reports Series 260. IAEA, Vienna (1986).
- [3]. [ESPINOZA ZEVALLOS, MARCO E. Estudio Citogenético en seis afectados del Accidente de Yanango (San Ramón, Junín). IPEN, 3 p (1999).
- [4]. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. The Radiological Accident in Yanango. STI / PUB / 1101, 41 p. (2000).

EVALUACIÓN AMBIENTAL DE ECOSISTEMAS ALTAMENTE SENSIBLES: USO DE LÍQUENES COMO BIOMONITORES

López M.⁽¹⁾, González S.⁽²⁾ sgonzales@ipen.gob.pe, Osorio J.⁽²⁾ josores@ipen.gob.pe,
Mendoza P.⁽³⁾ pmendoza@ipen.gob.pe, Ubillús M.⁽³⁾ mubillus@ipen.gob.pe

(1) *Universidad Nacional Federico Villarreal / Lima, Perú*
(2) *Departamento de Control Ambiental – IPEN / Lima, Perú*
(3) *Departamento de Química – IPEN / Lima, Perú*

RESUMEN

Como parte de un proyecto de tesis que pretende demostrar la utilidad de los líquenes como bioindicadores de contaminación ambiental, se presentan los resultados preliminares de los estudios poblacionales de líquenes de tres ecosistemas diferentes; así como, los contenidos de elementos trazas ensayadas por activación neutrónica en las muestras de líquenes colectadas de la Estación Antártica Peruana.

METODOLOGÍA

Estudio de la población de líquenes de las Lomas de Amancaes y Pacta

Se realizó el estudio de la población de líquenes de las Lomas de Amancaes y Pacta tomando en cuenta algunos parámetros ecológicos como: Descripción geográfica de las zonas de muestreo, evaluación de la distribución de líquenes en las zonas de muestreo, descripción de los hábitat de los líquenes, abundancia de las especies, cobertura y biomasa. Mediante el análisis de la cobertura y la abundancia de las especies de líquenes, se logró escoger las dos especies predominantes presentes tanto en las lomas de Amancaes como en las lomas de Pacta, que fueron usadas para la investigación. Mediante el estudio del hábitat se definió el sustrato del cual fueron colectadas las muestras de líquenes, siendo el más apropiado el sustrato rocoso, ya que de esta manera: Uniformizamos el tipo de sustrato de los tres puntos de muestreo del proyecto Región Antártica peruana, lomas de Amancaes y lomas de Pacta. Fueron las zonas rocosas las que presentan mayor cobertura de líquenes.

Muestreo en las Lomas de Amancaes y Pacta

Debido a que las lomas de Amancaes y Pacta

presentan una geografía similar, se aplicó la misma estrategia de muestreo para ambas zonas. Se delimitaron transectos lineales a lo largo de las crestas y las paredes de las lomas, tomando como referencia de muestreo las altitudes.

Se definieron los puntos de muestreo según las alturas y la presencia de zonas rocosas con abundancia de las dos especies ya definidas para el estudio.

Procesamiento de las muestras de líquenes

Las muestras de líquenes colectadas en la Estación Antártica, las lomas de Amancaes y Pacta fueron procesadas en el Laboratorio de Radioecología según la metodología establecida en el proyecto de tesis, y algunas de ellas fueron enviadas al departamento de química para el correspondiente análisis por activación neutrónica.

Cuantificación multielemental

Las muestras procesadas, fueron enviadas al Dpto. de Química y analizadas mediante la técnica de Activación Neutrónica, cuantificándose la concentración de los elementos: Al, As, Br, Ca, Ce, Fe, La, Mg, Mn, K, Na, Sc, Va. Hasta la fecha solo se han obtenido los resultados del análisis multielemental de las muestras correspondientes al Antar XI y Antar XII.

Análisis estadístico

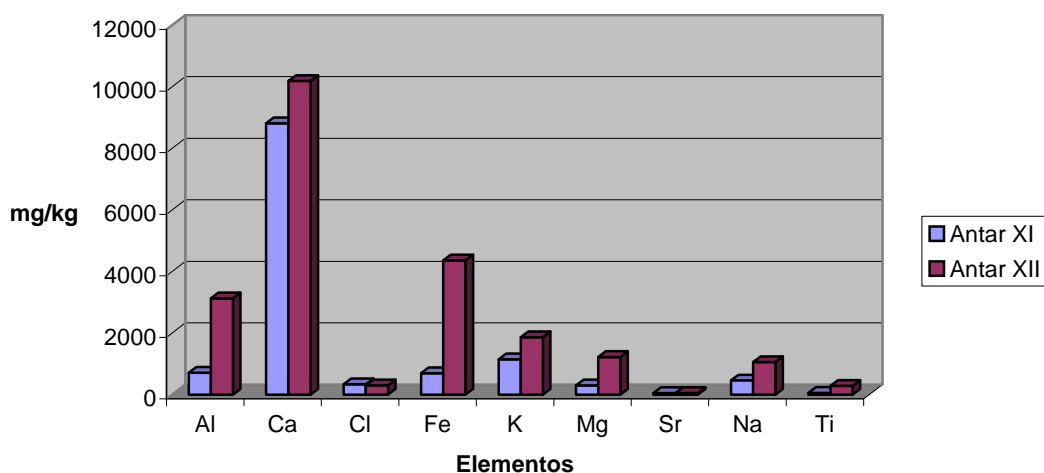
Los resultados del análisis de las muestras correspondientes al Antar XI y Antar XII (Tabla 1) han permitido realizar algunas pruebas estadísticas de los datos como los siguientes: *Estadísticas descriptivas*.- que comprende la confección de histogramas en base a tablas de distribución de frecuencias, medidas de tendencia central (media y mediana) y medidas de dispersión (varianza, desviación

estándar, y coeficiente de variación), de los elementos analizados. *Análisis de varianza*.- mediante el cálculo del factor F, se comparan las medias de los datos correspondientes a las dos zonas de muestreo definidas en la colecta de la expedición Antar XI, para los elementos analizados (nivel de significancia de 95%). *Pruebas de correlación*.- se calculó el coeficiente de correlación de Pearson ($\alpha=0,01$

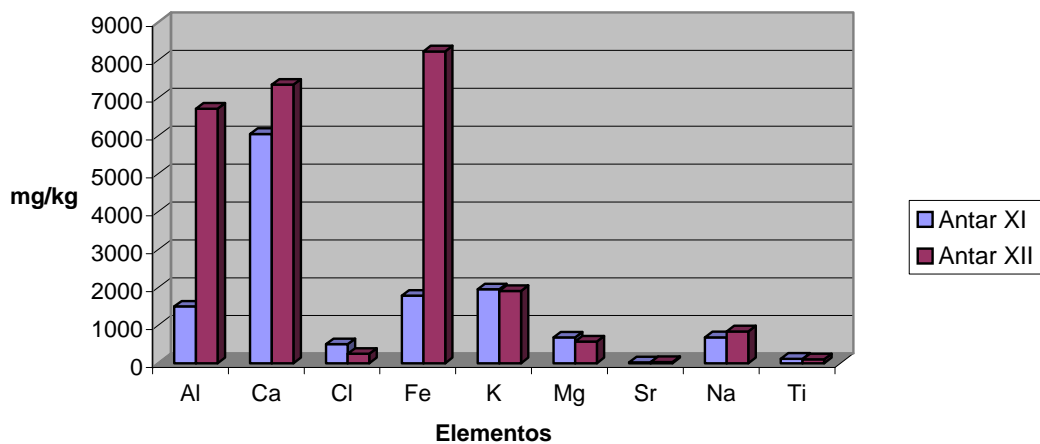
y 0,05) para determinar el grado de relación entre los elementos analizados. Comparación de los resultados de los dos años de muestreo. Todas las pruebas estadísticas han sido realizadas por aplicación del software SPSS.

RESULTADOS LAS EXPEDICIONES ANTAR XI Y ANTAR XII

Concentración de Macroelementos Estacion 1



Concentración de Macroelementos Estación 2



Concentracion Microelementos Estación 1

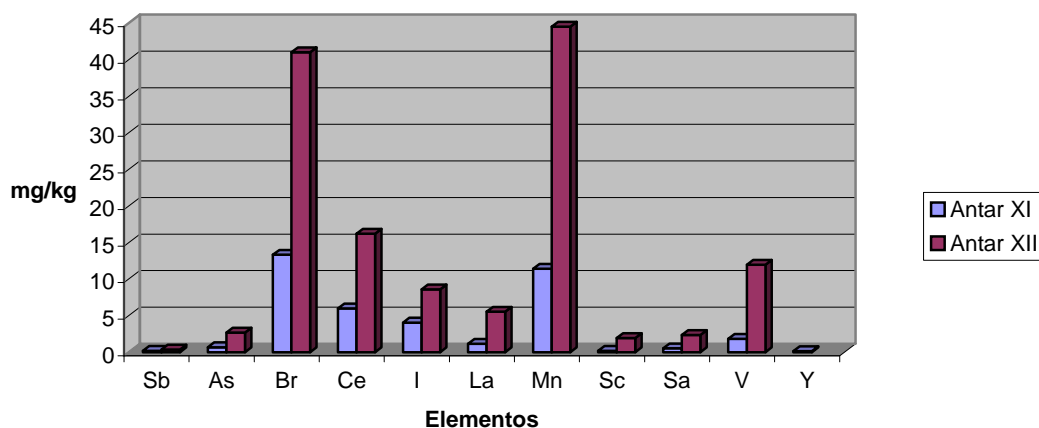


Tabla 1. Análisis de Varianza de Muestras ANTAR XI Y ANTAR XII.

ELEMENTO	F	ELEMENTO	F
Aluminio	46,03125851	Lantano	7,343913304
Antimonio	0,175502742	Magnesio	17,64748288
Arsénico	32,98913458	Manganeso	13,40885981
Bromo	73,30006259	Escandio	18,99224806
Calcio	3,45990513	Estroncio	0,002677642
Cerio	20,44739062	Samario	5,061305387
Cloro	9,437529918	Sodio	7,148604237
Fierro	58,56893024	Titanio	15,98216968
Yodo	198,4934533	Vanadio	15,63253285
Potasio	5,463582352		

Valor crítico para F: 4.17

Se observa que en casi todos los elementos existen diferencias significativas en las concentraciones de elementos metálicos para los dos años de muestreo, excepto para el antimonio el calcio y el estroncio, esto significa que del año 2000 al 2001 se presentó un incremento significativo de estos elementos en las zonas de muestreo.

Los análisis para la determinación de Cd, Hg y Pb se realizarán por la técnica de absorción atómica en los laboratorios de Control Ambiental de la Dirección General de Salud Ambiental (DIGESA).

BIBLIOGRAFÍA

[1]. General aspects of heavy metals monitoring by plants and animals. B. Market, J. Oehlmann and M. Roth. 1997.

Environmental biomonitoring- Exposure Assessment and Specimen Banking, ACS Symposium Series 654, American Chemical Society, Washington, DC, 18-29.

[2]. Biological Monitors of Air Pollution. J Kucera. Czech Ecological Institute, NAA Laboratory. Incompleto

[3]. Air Quality Indicators and Indices: The Use of Plants as Bioindicators for Monitoring of Air Pollution. Nimis P.L. Proceedings of the Workshop on indicators and indices for environmental impact assessment and risk analysis. A.G. Colombo and G. Premazzi EUR 13060 EN.

[4]. Biomonitoring of Trace Element Air Pollution: principles possibilities and

- perspectives. 2000. Wolterbeek B. Biomonitoring of Atmospheric Pollution (with emphasis on trace elements)- BioMAP, International Atomic Energy Agency.
- [5]. Chemical Signals of Epiphytic Lichens in Southwestern North America Natural vs. Man-made Sources for Airborne Particulates. S. Getty, D. Gutzler, Y. Asmerom, C. Shearer, S. Free. Incompleto
- [6]. Report on bioaccumulation of elements to accompany the inventory of radionucleides in the great lakes basin nuclear task force. Incompleto.
- [7]. Air Quality and Lichens- A literature Review emphasizing the Pacific Northwest, USA. J. Hutchinson, D. Maynard, L. Geiser, USDA Forest Service, Pacific Northwest Region Air Resource Management Program.
- [8]. *Ramalina ecklonii* (Spreng.) Mey. & Flot. como biomonitor de la deposicion aerea de algunos metales pesados en la provincia de Córdoba, Argentina. Roberto Federico Kopta. Ciencias Biológicas, Facultad de Ciencias Exactas, Físicas y Naturales, Universidad Nacional de Cordoba.
- [9]. Lichens and air pollution. O. L. Gilbert. Reprinted from: *The Lichens*. 1993. Chapter 13. Academic Press, INC.
- [10]. Absorption and Accumulation of mineral elements and radioactive nuclides. Y. Tuominen, T. Jaakkola. Reprinted from: *The Lichens*. 1993. Chapter 6. Academic Press, INC.

CONSTRUCCIÓN Y MONTAJE DE UNA CELDA PARA LA PRODUCCION DE I-131 EN LA PLANTA DE PRODUCCIÓN DE RADIOISÓTOPOS

Medina M. ⁽¹⁾ mmedina@ipen.gob.pe, Caveró L. ⁽¹⁾ lcavero@ipen.gob.pe,
Martínez R. ⁽¹⁾ rmartinez@ipen.gob.pe, Scacciotti S. ^(1,*), Ramos A. ⁽¹⁾ aramos@ipen.gob.pe,
Michuy A. ⁽¹⁾, Huatay L. ⁽¹⁾, Corahua A. ⁽¹⁾ acorahua@ipen.gob.pe, Choquehuanca E. ⁽¹⁾

(1) *Planta de Producción de Radioisótopos / Dirección General de Radioisótopos / IPEN*

(*) *Laboró en IPEN hasta el 2000*

RESUMEN

Se ha construido, mejorado e instalado una celda con estructuras de hierro, blindajes de Pb, con un recinto estanco de acrílico, con sistema de ingreso y extracción de aire, con servicios de agua, luz, desagüe activo y convencional, aire comprimido vacío e instalación de otras facilidades propias para la producción del radioisótopo I-131 en la Planta de Producción de Radioisótopos (PPR).

DESCRIPCIÓN

El recinto está diseñado para soportar terremotos entre VII y VIII grados de la escala Mercalli modificada y puede seguir operando después de reparaciones menores a regulares, el recinto estanco está apto para soportar hasta -35 mm de columna de agua (mmca) de depresión, aunque durante la operación normal estará trabajando entre la presión del medio ambiente y -5 mmca, el blindaje está constituido por una pared de ladrillo de Pb de 100 mm de espesor, lo que le posibilita trabajar hasta con una actividad de 25 Ci de I-131, dispone de visores de vidrio plomado de 230 mm de espesor. Tiene un pre filtro y un filtro absoluto tanto al ingreso como a la salida de aire del recinto estanco y adicionalmente tiene un filtro de carbón activado a la salida del recinto que le permite capturar gran parte de los aerosoles radiactivos, dispone de telepinzas para manipular procesos y objetos dentro del recinto. Se ha incluido dentro de las modificaciones un sistema para los desechos de teluritos radiactivos, la misma que se expulsará desde el recinto a través de un tubo que va conectado hacia un blindaje ubicado en el sótano, este dispositivo va acompañado de un mecanismo que no le permite perder estanqueidad durante la operación mediante válvulas accionadas secuencialmente para ese fin. Asimismo, dispone de un blindaje a ras de la mesa de trabajo y de un mecanismo especial que

permitirá efectuar una pre-calibración de la producción de I-131, se ha adicionado una puerta lateral para conectarla a otras celdas radiactivas.

TRABAJOS COORDINADOS CON TERCEROS

Se ha coordinado con diversas empresas peruanas particulares para la construcción y montaje de varios de los componentes de la celda, entre los trabajos más importantes tenemos:

1. Fabricación del horno de sublimación.
2. Fabricación del 85% de los blindajes de Pb.
3. Fabricación del tablero de comandos.
4. Fabricación del tablero electroneumático.
5. Fabricación del tablero de alarmas.
6. Fabricación del tablero de control del sistema de ventilación.
7. Fabricación de abridora de canes.
8. Fabricación del sistema de desechos líquidos activos.
9. Fabricación del sistema de desechos sólidos.
10. Fabricación del soporte del techo.
11. Trabajos de perforación en la loza de concreto del corredor caliente.
12. Fabricación de estructura soporte.
13. Trabajos de montaje de los componentes de la celda, con un total de 6 568 horas/hombres

TRABAJOS DESARROLLADOS POR EL PERSONAL DE MANTENIMIENTO DE LA PPR

En los dos últimos años se han adquirido 271 ítems diferentes (materiales, componentes mecánicos, eléctricos y electrónicos) por un monto cercano a los \$ 181 000,00.

El personal de mantenimiento ha trabajado un total de 9072 horas/hombre. Siendo los trabajos más importantes:

1. Construcción y montaje de los recintos de acrílicos.
2. Construcción y montaje de la bandeja o mesa de trabajo.
3. Fabricación de blindajes de Pb.
4. Montaje de los diferentes componentes electroneumáticos.
5. Montaje de los diferentes dispositivos eléctricos.
6. Fabricación y montaje del pozo de Pb. Para calibración del radioisótopo.
7. Fabricación y montaje de dispositivos mecánicos para calibración del radioisótopo.
8. Modificación y adecuación de los actuadores neumáticos.
9. Fabricación y montaje de desechos de teluritos hacia el sótano.
10. Fabricación de la estructura y blindaje de almacenaje de teluritos en el sótano.
11. Fabricación de modificaciones en el horno de sublimación.
12. Fabricación e instalación de puerta lateral de la celda.
13. Instalaciones eléctricas hacia la celda.
14. Instalación de los actuadores electroneumáticos hacia la celda.
15. Prueba de cada uno de los sistemas y componentes.

MEJORAS Y MODIFICACIONES IMPORTANTES EFECTUADAS EN LA CELDA DE I-131

Las mejoras y las modificaciones a todos los componentes instalados en la celda, desde la concepción hasta la ejecución y montaje le correspondió al personal de mantenimiento y entre las más destacadas están:

1. Modificaciones en la mesa de trabajo.
2. Mejoras y modificaciones en el horno de sublimación.
3. Concepción y ejecución del tránsito de los teluritos hacia el sótano.
4. Concepción y ejecución del pozo y los dispositivos para la calibración dentro de la celda.

5. Concepción y ejecución de la puerta lateral del recinto.
6. Modificaciones y ejecución de las modificaciones en el sistema de control de la ventilación de la celda.

CONCLUSIONES

Esta celda construida servirá para la producción de I 131 en la PPR, la cual permitirá afrontar incrementos en la producción de I 131. Asimismo, facilitará la adaptación para la automatización del proceso.

La PPR cuenta con personal calificado para afrontar trabajos especializados y de envergadura en la construcción y diseño de nuevas celdas de producción de radioisótopos.

REFERENCIAS

- [1] Comisión Nacional de Energía Atómica de Argentina(CNEA), Estructura para blindaje de Pb, PE01-7-99-3201-850-MP-00-0 y un total de 89 planos asociados, 1968.
- [2] CNEA, Recinto estanco. PE01-7-99-3209-100-MP-00-0, 1976
- [3] CNEA, Ventilación extracción Grupo 03 Recintos, PE01-31-L9—2719-2400-ME-2C-1, 1968.
- [4] CNEA, Soporte de ventilación, PE01-31-L9-2719-4700-ME-3C-2, 1968.
- [5] CNEA, Ladrillos de Pb tipo NM1, PE01-7-99-3217-200-KP-00-0, 1968.
- [6] CNEA, Esquema general de producción I-131, PE01-30-L9-322-600-351-T3-0, 1968.
- [7] Jacomex; Manual de celdas. 1990.
- [8] C.E.A.; Manual de celdas. Cap. I-IX, 1969.

CONSTRUCCIÓN Y MONTAJE DE LA CELDA DE IRIDIO EN LA PLANTA DE PRODUCCIÓN DE RADIOISÓTOPOS

Medina M.⁽¹⁾ mmedina@ipen.gob.pe, Condori J.⁽¹⁾ jcondori@ipen.gob.pe,
Cavero L.⁽¹⁾ lcavero@ipen.gob.pe, Martínez R.⁽¹⁾ rmartinez@ipen.gob.pe, Scacciotti S.^(1,*),
Ramos A.⁽¹⁾ aramos@ipen.gob.pe, Corahua A.⁽¹⁾ acorahua@ipen.gob.pe

(1) *Planta de Producción de Radioisótopos / Dirección General de Radioisótopos / IPEN*

RESUMEN

Se ha construido e instalado dos celdas con estructuras de fierro, blindajes de Pb, con recintos estancos de acrílico, con sistema de ingreso y extracción de aire, con servicios de agua, luz, desagüe activo y convencional, aire comprimido, vacío e instalación de otras facilidades una para la carga y sellado de fuentes de Ir-192 y en la otra celda de control de calidad de dichas fuentes. La celda ha comenzado a operar en 09/02/2000.

DESARROLLO

Los dos recintos están diseñados para soportar terremotos entre VII y VIII de la escala Mercalli modificada y puede seguir operando después de reparaciones menores a regulares, el recinto estanco esta apto para soportar hasta -35 mm de columna de agua (mmca) de depresión, aunque durante la operación normal estará trabajando entre la presión del medio ambiente y -5 mmca, el blindaje esta constituido por una pared de ladrillo de Pb de 100 mm de espesor, lo que le posibilita trabajar hasta con un pico de 25 Ci de I-192, dispone de visores de vidrio plomado de 45 mm de espesor. Tiene un pre filtro y un filtro absoluto tanto al ingreso como a la salida de aire del recinto estanco.

La celda de sellado tiene 02 telemanipuladores que le permite al operador efectuar diferentes operaciones propias de fraccionamiento y sellado de las fuentes y porta fuentes de Iridio, así mismo dispone de un dispositivo que le permite manipular las hojuelas de Iridio de 3,0 mm de diámetro y 1,0 mm de espesor, dispone también de un torno con accesorios que le permiten soldar al porta fuentes con una máquina de soldar ubicada fuera de la celda a través de comando y dispositivos que permite posesionarse a la antorcha de tungsteno en la junta del porta fuente y por el accionamiento del torno ejecutar la soldadura propiamente dicha, tiene una puerta lateral que permite la comunicación con la celda de controles, dispone

de un pozo de calibraciones de fuentes, y pozos de almacenaje de fuentes.

La segunda celda es para efectuar trabajos de control de calidad para tal efecto se dispone dentro del recinto de 02 telepinzas para manipular los procesos y los objetos dentro del recinto, termoagitador una vasija para las pruebas de inmersión y de un torno de características similares al de la celda de fraccionamiento y sellado para efectuar las pruebas de frotado en la superficie soldada, también dispone de un pozo de calibración final.

TRABAJO

Los siguientes trabajos son las actividades más importantes desarrollados por el personal de mantenimiento:

- a. Montaje y modificaciones en la estructura de soporte de las 02 celdas.
- b. Montaje y modificaciones de los ladrillos de Pb.
- c. Montaje y modificaciones de los recintos e instalación de los dispositivos internos.
- d. Montaje de los telemanipuladores.
- e. Construcción y montaje de 02 mini tornos para la celda de sellado y fraccionamiento de fuentes y de la celda de control de calidad de las fuentes.
- f. Construcción y montaje de los dispositivos para la soldadura TIG de las fuentes, Instalación del equipo de soldar con sus respectivos comandos y controles.
- g. Modificaciones, fabricación e instalación de las puertas (Zas) entre la celda de sellado y fraccionamiento de fuente y la celda de control de calidad de las fuentes.
- h. Fabricación de manipulador de hojuelas de Ir-192.
- i. Instalación de los dispositivos de mando, control y alarma eléctricos.
- j. Fabricación de 03 tipos diferentes de porta fuentes con un total de 18 elementos c/u.

* Laboró hasta el año 2000.

- k. Fabricación de cápsulas de irradiación de hojuelas y alambres de Iridio.
- l. Trabajos para las pruebas de los porta fuentes de iridio de acuerdo a las normas ISO 2003.
- m. Fabricación de cizalla para la ruptura de los porta fuentes y la disposición transitoria de las fuentes en blindajes construidos para tal propósito.

PRUEBA DE LOS PORTA FUENTES

Las pruebas se efectuaron de acuerdo al ISO-2919, habiendo soportado 1000 N en 10 S y 500 N en 30 S de acuerdo a las exigencias de esfuerzo allí solicitados.

CONCLUSIONES

Las 02 celdas están operando desde el 09/02/2000, habiendo hasta la fecha (Febrero 2002) producido 1185 Ci de I-192 suministrando a 11 empresas peruanas.

REFERENCIAS

- [1] Manual de celdas, Jacomex, 1990.
- [2] Manual de celdas, C.E.A., cap I/IX, 1969.

- [3] Manual de manipuladores, HWM-A-202, Han Walischmiller GMBH Markdorf, 1998
- [4] IPEN, Brasil, Porta fontes – 0326-04
- [5] IPEN, Brasil, Engate tech-ops TFF 0313/00-00-I-1 al 0313/04
- [6] IPEN, Brasil, Fonte para irradiador TFF 0434/00 00-I-01
- [7] IPEN, Brasil, Cabo para fontes TFF-0464/00-00-I-1
- [8] IPEN, Brasil, Cápsula TFF-0300/00-00-I-05 al 0300/02
- [9] IPEN, Brasil, Engate pi porta fontes TFF-0313/04-00-I-07 al 0313/04
- [10] IPEN, Brasil, Bocha distanciador TFF-0434/00-00-I-01
- [11] IPEN, Brasil, Cápsula X446 TFF-0300/00-00-I-05 al 0300/02
- [12] IPEN, Brasil, Cabo para fonte TFF-0469/00-00-I-1
- [13] IPEN, Brasil, Porta fonte TFF-0326/00-00-I-2.
- [14] IPEN, Brasil, Tampa TFF-0300/02-00-I-05
- [15] IPEN, Brasil, Corpo TFF-0300/01-00-I-05
- [16] IPEN, Brasil/IPEN, Perú, modificaciones acordadas en el marco del PER/4/010, 1995/2000.

CÁLCULO DEL PORCENTAJE DE LA DOSIS EN PROFUNDIDAD EN AGUA USANDO EL CÓDIGO DE SIMULACIÓN MCNP

Rojas E.⁽¹⁾, Picón C.⁽²⁾, Montoya M.⁽³⁾ mmontoya@ipen.gob.pe

- (1) *Universidad Nacional de Trujillo*
(2) *Instituto de Enfermedades Neoplásicas*
(3) *Instituto Peruano de Energía Nuclear / Lima, Perú*

Se calcula el porcentaje de dosis en función de la profundidad de un phantom de agua, irradiado por una fuente de cobalto 60. Para ello se simula 100 millones de fotones con el código MCNP.

Generalmente para calcular el porcentaje de dosis en un phantom se coloca una cámara de ionización a diferentes profundidades, luego se registra la lectura para cada irradiación. Con el código de simulación MCNP es posible simular este procedimiento con toda la geometría y parámetros de la realidad, como, por ejemplo, la forma de los colimadores la energía de la fuente y la dirección del haz (para una máquina de Co⁶⁰).

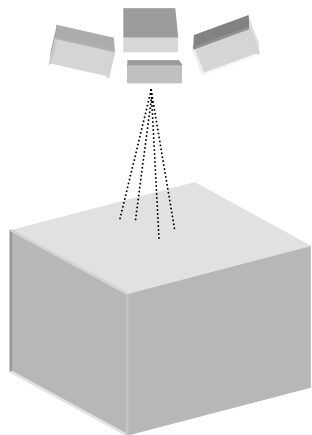


Figura 1. Geometría de la simulación obtenida con el código MCNP.

Para este caso se toma una fuente puntual con energía de 1,25 MeV; colocada a 80 cm de distancia del phantom y con colimadores de plomo que hacen un campo de 10x10 (Fig.1), el haz es uno en forma de cono o ángulo sólido. Y se simulan 100 millones de fotones de la fuente.

Los resultados se muestran en la Fig. 2. Si bien es cierto faltan tomar en cuenta algunas variables, los resultados obtenidos con el código MCNP se aproximan a la obtenida experimentalmente. Este método puede usarse para calcular el porcentaje de dosis en un paciente, contando con la geometría adecuada, en lugares internos en donde no se puede colocar una cámara de ionización u otro dispositivo sensible a la radiación.

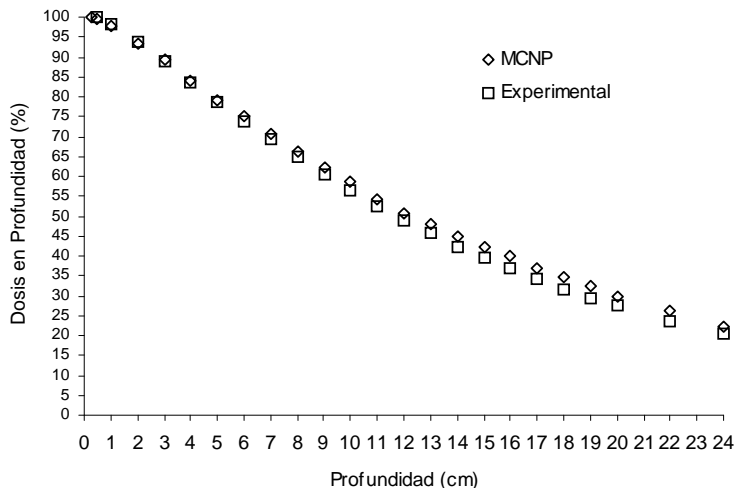


Figura 2. Porcentaje de dosis en función de la profundidad en un phantom de agua, para una fuente de Co⁶⁰ y con 100 millones de fotones.

CÁLCULO DE DOSIS POR COMBINACIÓN DE PANTALLA - PELÍCULA: VERDE - AZUL EN COMPARACIÓN CON COMBINACIÓN PANTALLA - PELÍCULA: VERDE - VERDE EN PLACAS DE RAYOS X

Defilippi L.⁽¹⁾, Montoya M.⁽²⁾ mmontoya@ipen.gob.pe

(1) Universidad Nacional de Ingeniería – Tesista / Lima, Perú

(2) Instituto Peruano de Energía Nuclear / Lima, Perú

Se diseñó un Programa de Control de Calidad para equipos de rayos X convencional para el Instituto de Enfermedades Neoplásicas. Se observó que se usaba de películas sensibles al azul con pantallas emisoras color verde, con los parámetros que se tenían para la combinación pantalla – película verde - azul (original) las placas salían blandas. Los operadores (médicos y tecnólogos) variaban los parámetros para adquirir la imagen (kilovoltaje y carga) aumentando la exposición de las placas hasta obtener la imagen deseada; aumentando la dosis de radiación tanto del paciente como de los operadores. En esta sala se obtienen placas del aparato digestivo y el operador tiene que estar al lado

del paciente a la toma de la placa, utilizando su mandil plomado (como medio de protección radiológica).

Utilizando TLDs y un fantomas se procedió a tomar las placas con los parámetros ‘originales’ (para combinación película – pantalla : verde – verde) y con los parámetros ‘modificados’ (para combinación película – pantalla : azul – verde),

Se realizaron las pruebas utilizando fantomas (placa de acrílico de 20 x 20 x 5 cm en un soporte transparente a los rayos X) y en pacientes ‘promedio’ (paciente de 25 cm de espesor en la zona abdominal).

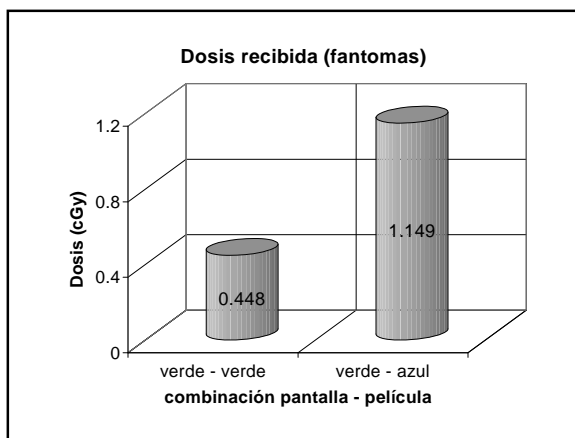


Figura 1. Relación de las dosis por combinación de película – pantalla: verde – verde y verde – azul en fantomas.

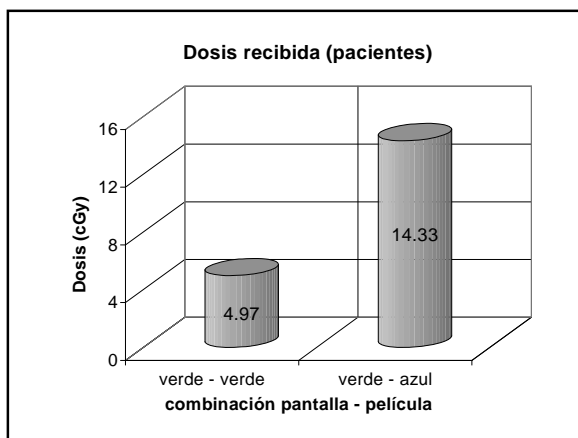


Figura 2. Relación de las dosis por combinación de película – pantalla: verde – verde y verde – azul en pacientes.

Se observa en la Fig. 1 que en la combinación pantalla – película verde – azul en fantomas se obtiene una dosis de 1,15 mientras que en la combinación pantalla – película verde – verde la dosis es de 0,45. **La relación es: 2,57 veces mayor.**

Se observa en la Fig. 2 que en la combinación pantalla – película verde – azul en paciente se obtiene una dosis 14,33cGy; y con la combinación pantalla - película verde - verde: se tiene 4,97 Gy. **La relación es: 2,88 veces mayor.**

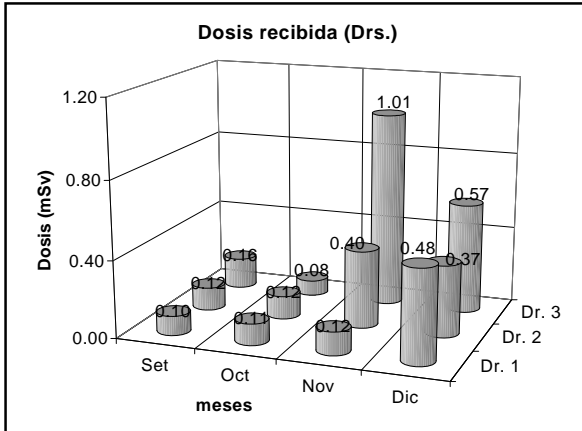


Figura 3. Dosimetría meses setiembre a diciembre de los Drs. que utilizaron la combinación pantalla - película verde – azul.

Se observa en la Fig. 3 que la dosis recibida por los doctores cuando empezaron a utilizar la nueva combinación película – pantalla aumentó en un factor de 3 aproximadamente.

CONCLUSIONES

- No deben utilizarse combinaciones de pantalla –película diferentes, debido a que no se obtiene una imagen de mejor calidad que con una combinación pantalla– película iguales, además la dosis al paciente y al operador aumenta entre dos a cuatro veces.

- Aún usando mandiles plomados como protección los Drs. que trabajaron utilizando la nueva combinación pantalla – película aumentaron su dosis mensual en un factor de 3 en promedio aproximadamente.
- Se verificó que el aumento de dosis en los médicos no se debe a radiación de fuga sino al aumento en los parámetros para la toma de placas (kV , mAs) debido a la nueva combinación pantalla – película.

BIBLIOGRAFÍA

- [1]. Organización Panamericana de la Salud, Garantía de calidad en Radiodiagnóstico Publicación Científica 469, Washington .C., 1984.
- [2]. M. Zaharia, C. Picón, Reglamento de Protección Radiológica, Lima: Instituto de Enfermedades Neoplásicas, 1977.
- [3]. Decreto Supremo 009-97-EM, Lima – Perú: Diario El Peruano, 1997.
- [4]. National Council of Radiation Protection and Measurements, Quality Assurance for Diagnostic Imaging Equipment - NCRP REPORT 99, Maryland: Organización Panamericana de Salud, 1988.

VALIDACIÓN DE LA TÉCNICA L.A.L. (GEL CLOT) EN LOS AGENTES DE RADIODIAGNÓSTICO Y RADIOISÓTOPOS

Morote M.⁽¹⁾ mmorote@ipen.gob.pe, Otero M.⁽¹⁾ motero@ipen.gob.pe,
Chavez G.⁽²⁾ gchavezperu@netscape

(1) Planta de Producción de radioisótopos – IPEN / Lima, Perú

(2) Empresa Científica Andina S.A.

RESUMEN

Sobre la base de la validación de la técnica del *Límulus Amebocyte Lisate* (LAL) por el método gel clot *in vitro*, se han determinado los límites reales de endotoxina bacteriana (L.E.), expresados en unidades de endotoxina por mililitro (UE/mL) y el máximo volumen de dilución (M.V.D.), los cuales son necesarios en los controles de endotoxinas bacterianas (E.B.) para los productos que se aplican por vía endovenosa. Los productos validados son siete agentes de radio-diagnóstico (A.R.D.): **Medronato, pentetato, sulfuro coloidal, macroagregado de albúmina, succímero, disofenin y pirofosfato**; los cuales dieron como resultado valores de M.V.D. correspondiente a: 1:80; 1:16; 1:128; 1:64; 1:4; 1:128; 1:64 respectivamente y valores de L.E. de 20 U.E./mL; 4 U.E./mL; 32 U.E./mL; 16 U.E./mL; 1 U.E./mL; 32 U.E./mL y 16 U.E./mL respectivamente. También se ha validado el radioisótopo tecnecio 99m, que dio como resultado el M.V.D. de 1:1 y el L.E. menor de 0,25 U.E./mL. Se determinó también una evidente interferencia de la reacción con el Pyrotell, debido a la acidez del sulfuro coloidal (pH menor de 2), hasta en la sexta dilución del producto. Asimismo, los resultados de MVD mostraron que las diluciones prácticas, son bastante menores hasta en 100 veces con relación a los valores teóricos.

1. METODOLOGÍA

Antes de empezar la validación se realiza la **caracterización del producto**, para determinar los límites teóricos de endotoxina bacteriana (L.E) y las máximas diluciones válidas (MVD) para cada uno de los ARD, así como para el ^{99m}Tc. Luego se procede a determinar los valores prácticos,

mediante la validación con la técnica del *Límulus Amebocyte Lisate* (LAL), que emplea el método gel clot y que se inicia con las diluciones del **Control Estándar de Endotoxina (CSE)**, que son endotoxinas (UE) de *Echerichia coli* que contiene 5000 UE/mL y se diluyen con agua despirogenada desde 10 hasta 0,063 UE/mL, para utilizarlo en el **control positivo**, que está constituido por una gradilla con 2 filas de 10 tubos, al que se agregan: 100 µL de ARD de mayor a menor dilución (1 a 500 veces), 0,25 UE/mL y 100 µL del reactivo pyrotell que reacciona con la endotoxina.

En la misma gradilla, pero en el extremo opuesto se colocan un par de tubos y sólo se agregan 100 µL de agua despirogenada y con otra cantidad igual de pyrotell, al que se denomina **control negativo**, finalmente esta gradilla con tubos se incuba a 37 °C por 60 minutos. Inmediatamente después se retiran todos los tubos y se observan, los del control positivo tienen que presentar coagulación en todos los tubos o parcialmente, con la finalidad de comprobar si la composición química del ARD no interfiere en la reacción coagulante del pyrotell con la endotoxina.

Una vez conseguido el resultado anterior, continua el **control del producto**, que está constituido por una segunda gradilla con 2 filas de 10 tubos, que contiene cada uno: 100 µL de ARD de mayor a menor dilución (1 a 500 veces) y luego 100 µL de pyrotell, esta gradilla con tubos se incuba en las mismas condiciones que el control anterior, inmediatamente después se observa la formación o no de coagulación y cuando se observa al primer tubo que salga sin la presencia de coagulo, se podrá determinar el límite de endotoxinas y el máximo volumen de dilución práctico, con la dilución que le corresponde.

2. RESULTADOS

Estos valores que se describen a continuación (Tabla 1), son los resultados de dos validaciones que se han realizado para cada producto y con diferentes lotes

de producción, es decir a siete agentes de radiodiagnóstico y un radioisótopo, que se producen en la Planta de Producción de Radioisótopos del Centro Nuclear del IPEN.

Tabla 1. Valores reales de L.E y MVD para ARD Y ^{99m}Tc .

A.R.D y RADIOISÓTOPO	L. E. (UE/mL)	M.V.D.
MEDRONATO	20	1 : 80
PENTETATO	04	1 : 16
SULFURO COLOIDAL	32	1 : 128
MACROAGREGADO DE ALBÚMINA	16	1 : 64
SUCCIMERO	01	1 : 04
DISOFENIN	32	1 : 128
PIROFOSFATO	16	1 : 64
TECNECIO 99m	< 0,25	1 : 01

3. DISCUSIÓN DE RESULTADOS

Las 16 validaciones que se realizaron en total, es decir dos para cada producto, tuvieron resultados satisfactorios, tanto en el **control positivo** como en el **negativo**. En el primer caso, todos los tubos coagularon, excepto en el ARD denominado **sulfuro coloidal** o TSC que presentó cierta dificultad en los tres primeros tubos, los cuales no coagularon, debido a que tenían un pH menor de 6, sin embargo a partir del cuarto tubo hacia adelante si coagularon, esto significa que la composición química del TSC no interfiere en la reacción de coagulación del pyrotell con la endotoxina. En el segundo caso, todos los tubos no coagularon es decir permanecen líquidos, debido al que el agua está despirogenada y la manipulación ha sido correcta, es decir no hay presencia de endotoxinas.

Todos los resultados del **control del producto**, tuvieron valores de límites de endotoxinas bastante bajos, es decir desde 1 hasta 32 UE/mL, lo que significa que tanto la manipulación como las áreas limpias de producción se encuentran en buenas condiciones.

4. CONCLUSIONES

- Los resultados de los MVD determinaron que las diluciones son bastante menores hasta en 100 veces con relación a los valores teóricos.
- Solamente, en el caso del sulfuro coloidal se ha podido detectar una de la coagulación, en las dos primeras diluciones del producto, debido al pH, sin embargo las restantes se comportaron de acuerdo a lo previsto.

Los valores de los L.E. nos permiten concluir que el IPEN está elaborando sus productos con buena calidad sanitaria.

5. REFERENCIA

- (1) Associates of Cape Cod INC. Simple test vial, for the deteccion and quantitation of endotoxins, Massachusetts - USA, 1982
- (2) Chavez G. "Demostración de la potencia del reactivo LAL, caracterización del producto y validación" Empresa Científica Andina, Lima Perú, julio 97
- (3) F.D.A. "Guideline on validation of the LAL test as an end-product endotoxins test for human an animal parenteral drugs, biologicalproduct, and medical devices" Validation LAL USA 1987.

DETERMINACIÓN DE LA ACTIVIDAD ALFA (NATURAL Y ARTIFICIAL) EN SUELOS Y AGUA CONTINENTAL EN EL PERÚ

González S.⁽¹⁾ sgonzales@ipen.gob.pe, Osores J.⁽¹⁾ josores@ipen.gob.pe, Martínez J.⁽¹⁾, Torres C.⁽²⁾

(1) Departamento de Control Ambiental – IPEN / Lima, Perú

(2) Universidad Nacional Federico Villarreal / Lima, Perú

1. INTRODUCCIÓN

Durante la última década el Departamento de Control Ambiental del Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN), estuvo dedicado a la implementación de sus Programas de Vigilancia Radiológica Ambiental en el país, utilizando para ello técnicas estandarizadas de espectrometría gamma y métodos radioquímicos para el estudio de radionucleídos emisores beta en componentes ambientales, los cuales podían ser evaluados mediante sistemas de espectroscopía gamma y contadores proporcionales de bajo fondo. Sin embargo, ha quedado pendiente la implementación de métodos y sistemas para la evaluación de los niveles de radionucleídos emisores alfa, tales como los descendientes del Uranio y Torio, los cuales juegan un rol importante en el aporte a la dosis anual que recibe la población de una determinada región. Es por esta razón, que con fecha 31 de agosto de 1998, se firmó un contrato de investigación entre el Organismo Internacional de Energía Atómica y el Departamento de Control Ambiental del IPEN con la finalidad de implementar y estudiar los radionucleídos emisores alfa en muestras de agua y suelo de nuestro territorio nacional. Durante el período comprendido entre octubre de 1998 y junio de 1999, se realizaron una serie de gestiones administrativas y de capacitación a fin de contar con el equipamiento y los reactivos necesarios para realizar determinaciones de los principales radionucleídos alfa, la demora se debió principalmente en la adquisición de los reactivos los cuales tuvieron que ser importados ya que en el mercado nacional no se encuentran disponibles. Luego de esta etapa se procedió a desarrollar las metodologías seleccionadas y la adaptación a nuestras condiciones de laboratorio, igualmente, se ensambló la cadena de espectroscopía alfa y se iniciaron los tratamientos radioquímicos y las lecturas instrumentales preliminares. El presente informe muestra los resultados y las evaluaciones estadísticas obtenidas durante esta segunda etapa del Proyecto, los cuales

han servido para dar los primeros pasos en la implementación de nuestros métodos de ensayo analíticos e instrumentales para la determinación de radionucleídos emisores alfa.

2. MATERIAL Y MÉTODOS

El desarrollo experimental se llevó a cabo en los laboratorios del Departamento de Control Ambiental del Instituto Peruano de Energía Nuclear, Lima, Perú. Se realizaron cuatro etapas definidas durante el desarrollo del Proyecto, la primera consistió en la implementación del sistema de espectrometría alfa, la segunda consistió en la determinación de eficiencias instrumentales con soluciones radiactivas emisoras alfa, la tercera consistió en el análisis semicuantitativo de Po^{210} en aguas mediante deposición espontánea y la cuarta consistió en la evaluación de rendimientos químicos para la determinación de Ra^{226} en muestras de aguas de diferente procedencia. Para la preparación de las muestras se llevaron a cabo métodos de concentración radioquímicos los cuales fueron adaptados en función a la capacidad instalada de los Laboratorios del Departamento de Control Ambiental.

Procedimiento analítico para la determinación de Ra^{226} : Se tomó un litro de la muestra y se filtró para eliminar sólidos en suspensión. Se agrega un portador de Bario (20 mg/ml), se calienta hasta ebullición adicionando H_2SO_4 3M y se deja decantar hasta el día siguiente, al cabo de los cuales se lava el precipitado con H_2SO_4 0,1M y se adiciona 2,0 g de Titriplex I (NTA) agregándose agua destilada para disolver. Se lleva a medio básico con NaOH 6M y se calienta a 60°C en baño maría adicionando 5 ml. de $(NH_4)_2SO_4$ (25 mg/ml) ajustando a pH 4,5 - 5,0 con ácido acético glacial. Dejar en baño maría a 60°C durante toda la noche. Lavar el precipitado con 20 ml. de una solución de acetato de amonio al 40%. Disolver el precipitado con 2,0 g. de EDTA, 5

ml. de NH_4OH concentrado y 25 ml. de agua destilada, calentando en baño maría, el pH deberá ser mayor o igual a 13. En seguida, aún en caliente, adicionar 5 ml. de $(\text{NH}_4)_2\text{SO}_4$ (25 mg/ml) para precipitar el radio y ajustar el pH entre 4,5 y 5,0 con ácido acético concentrado. Anotar el día y la hora de precipitación. Dejar calentando durante la noche a 60 °C. Filtrar al día siguiente con papel Whatman 44. Lavar el precipitado con agua destilada y alcohol al 80%. Secar el filtro en estufa a 80 °C durante 30 minutos.

Procedimiento analítico para la determinación de Po^{210} : Se ha desarrollado un procedimiento radioquímico para la determinación de Po^{210} en agua aprovechando la propiedad química del Polonio de depositarse espontáneamente en metales. En este procedimiento, se deposita polonio en discos de plata utilizando clorhidrato de hidroxilamina que incentiva la deposición eliminando las impurezas. La medición se realiza por espectrometría alfa. Se toma una muestra de 2 litros de agua filtrada y se evapora hasta obtener un volumen de 50 ml, luego se trasvasa a la celda de deposición adicionando 1 gramo de clorhidrato de hidroxilamina y se coloca el disco de plata. Calentar en una plancha calefactora a 85-90 °C durante 4 horas con agitación constante evitando se formen burbujas de aire en el disco. Anotar la hora y el día al finalizar la deposición del Po^{210} . Retirar el disco de plata y lavar con etanol.

Electrodeposición de actínidos en planchetas de acero inoxidable: Para la electrodeposición se utiliza una fuente eléctrica de 30 V que tiene un electrodo de platino y otro de acero inoxidable. Para la lectura de las fuentes se utiliza un detector semiconductor de barrera de superficie de 2,5cm de diámetro. Actividades entre 0,03 Bq - 8,00 Bq del trazador elegido de volumen y peso conocidos se colocan en una celda de electrodeposición y se añade ácido sulfúrico y sulfato de sodio regulando el pH a 2. Para la electrodeposición del Th^{230} y del U^{232} , se regula el voltaje a 7 V, para el Pu^{142} y el Am^{241} se regula a 25 V y 20 V respectivamente. El tiempo para lograr la electrodeposición del Th^{230} y el U^{232} es de 90 minutos mientras que para el Pu^{242} y el Am^{241} es de 120 minutos. Un minuto antes de terminar la electrodeposición se agrega 0,5 ml de amoníaco concentrado. El disco de acero se lava con agua destilada y acetona y se pone a secar al medio ambiente para luego ser leído por espectrometría alfa.

Variación en la resolución del espectro alfa de Po^{210} por efecto de la presión de vacío:

Se realizaron lecturas de una fuente de Po^{210} bajo diferentes presiones de vacío de la cámara con la finalidad de evaluar estadísticamente la variación del espectro mediante el análisis del ancho medio del peak de este radionucleído. Se registraron los valores de ubicación del peak del Po^{210} , cuentas totales, cuentas netas, ancho medio (FWHM) y ancho total (FWTM) del área de estudio o región de observación de interés (ROI). Los resultados fueron evaluados estadísticamente mediante la utilización del software Excel-Microsoft: estadística descriptiva, análisis de varianza y pruebas de comparación de medias de Student con un nivel de significación del 95% ($\alpha=0,05$).

Variación de eficiencias debido al proceso de electrodeposición:

Para estimar el grado de confiabilidad del proceso de electrodeposición, se procedió a tomar soluciones con actividades conocidas de Am^{241} y U^{232} fueron sometidas al proceso de electrodeposición establecido para luego proceder a evaluar estadísticamente las eficiencias obtenidas mediante la determinación de sus medidas de tendencia central, de dispersión y análisis de variancia con un nivel de significación del 95%.

Variación de eficiencias debido al proceso de espectroscopía alfa:

Con la finalidad de estimar el grado de variabilidad de la eficiencia debido a las características particulares del sistema de espectroscopía alfa se realizaron lecturas repetidas de planchetas con Th^{230} y Am^{241} procediendo a evaluar estadísticamente las eficiencias obtenidas mediante la determinación de sus medidas de tendencia central, de dispersión y análisis de variancia con un nivel de significación del 95%.

Determinación semicuantitativa de Po^{210} en muestras de agua:

Se realizó la separación radioquímica de Po^{210} en muestras de agua mediante la técnica de deposición espontánea en discos de plata, sin embargo, no fue posible determinar el rendimiento radioquímico ni la actividad específica debido a la falta de soluciones patrón de Po^{210} y Po^{208} . Como base de referencia para ubicar el peak de Po^{210} se utilizó una muestra de agua de río mezclada con una solución de uranio natural y la determinación semicuantitativa se hizo comparando los diferentes valores de las cuentas por segundo totales de las muestras analizadas.

Determinación de Ra²²⁶ en muestras de

agua: Se realizaron ensayos preliminares para la determinación de Ra²²⁶ en muestras de agua colectada en diferentes localidades del país de acuerdo con el método propuesto. Se realizó el análisis estadístico descriptivo del rendimiento químico del sulfato de bario-radio precipitado. No se realizaron determinaciones de la actividad específica de Ra²²⁶ por conteo alfa total en un detector proporcional debido a la falta de patrones estandarizados para este radionucleído.

3. RESULTADOS

- Se implementó satisfactoriamente el sistema de espectroscopía alfa del Laboratorio de Radiometría Ambiental del Instituto Peruano de Energía Nuclear, presentando resultados aceptables para las lecturas de radionucleídos emisores alfa como el Am²⁴¹, Th²³⁰ y U²³².
- El proceso de electrodeposición, aún no está debidamente estandarizado dado que existen fuentes de incertidumbre desconocidas las cuales deberán ser identificadas mediante ensayos experimentales posteriores.
- Se requiere contar con soluciones patrón de actividad conocida de múltiples radionucleídos alfa de modo tal que se puedan determinar la actividad específica de estos elementos en muestras de agua y suelo del país.
- Se ha estandarizado el procedimiento para la recuperación de radio en muestras de agua obteniéndose buenos rendimientos químicos, la siguiente etapa será la evaluación instrumental de estas muestras.

4. BIBLIOGRAFÍA

- [1]. EG & ORTEC. 1996. SOLOIST™ Alpha Spectrometer Operating and Service Manual. EG&ORTEC Part. No. 740180. Manual Revision A. USA. 20 pp.
- [2]. Godoy, J.L. , M.L. Godoy, and Z.L. Carvalho. 1994. Development of an analytical method of sequential determination for U-238, U-234, Th-230, Th-228, Ra-226 and Pb-210 in environmental samples. Journal of Radio anal and Nuclear Chem 182(1), 165-169.
- [3]. IAEA. 1989. Measurement of Radionuclides in Food and the Environment. A Guidebook. Technical Report Series No. 295. Annex IV. pp. 105-116.
- [4]. IRD 1996 Método secuencial para la determinación de plomo, uranio, torio, polonio y radio en muestras ambientales. Instituto de radioprotección y dosimetría documento PA-DEPRA-002. Río de Janeiro Brasil.
- [5]. Lederer, M.; Hollander M. & I. Perlman. 1968. Table of Isotopes. Sixth Edition. John Wiley & Sons. Inc. USA.
- [6]. Russell, F.M. 1960. Electrodeposition of actinide elements at tracer concentrations. Journal Analytical Chemistry 32(3), 326-328.
- [7]. Talvitie, N.A. 1972. Electrodeposition of actinides for alpha spectrometric determination. Journal Analytical Chemistry 44(2), 280-283.

ENVIRONMENTAL RADIOACTIVITY AT THE PERUVIAN SCIENTIFIC STATION "MACHU PICCHU"

^{137}Cs , ^{226}Ra , ^7Be and ^{40}K concentrations in Antarctic samples by gamma spectrometry.

González S.⁽¹⁾ sgonzales@ipen.gob.pe, Osores J.⁽¹⁾ josores@ipen.gob.pe, Martínez J.⁽¹⁾, López E.⁽¹⁾, Jara R.⁽¹⁾

(1) *Departamento de Control Ambiental – IPEN / Lima, Perú*

ABSTRACT

In order to continue with the Research Program in Environmental Radioactivity in the Antarctic Region initiated in 1996, the Peruvian Institute of Nuclear Energy (IPEN) participated in the 11th. Scientific Expedition to Antarctica (ANTAR XI) on 2000. The main objective of this study is to evaluate environmental components for achieving a baseline study related to artificial and natural radioactivity level. For this purpose, samples of brown macro-algae (Phaeophyta), lichen, moss, gramineous, soil, marine sediment, sea water and air were collected in the surrounding area of the Machu Picchu Scientific Station. The physical, radiochemical treatment and radiometric assays of the samples were done in the Environmental Control Department of the "RACSO" Nuclear Center. The presence of anthropogenic radionuclide ^{137}Cs , in some antarctic environmental components, confirms that this element was dispersed globally after the nuclear testing carried out in other latitudes. The environmental radiological impact in the antarctic ecosystem has been minimum due to the low levels of found radioactivity. In general, lichens seem to accumulate more ^{137}Cs than other biological components.

1. INTRODUCTION

The determination of fission product levels, in particular ^{137}Cs in environmental samples such as soil and sediment may give information about atmospheric circulation. Although, the main quantity of this radionuclide was released and deposited in the Northern Hemisphere, it was also partially transported through stratospheric circulation to the Southern Hemisphere (Kogan et.al. 1971). With exception of the 12 atmospheric nuclear weapon test conducted by the United Kingdom in Australia (Woomera 31°S, 137°E and Maralinga 30°S, 131°E) and the 26 test

performed by France in Mururoa, Tuamotu Archipelago (21°S, 137°W), the other 383 atmospheric nuclear weapons test were carried out in the Northern Hemisphere (Carter and Moghissi, 1977).

Tropospheric radioactive fallout tends to remain in the same hemisphere where it was produced. Ascendant air currents at the equator do not allow the input of fission products from the Northern to the Southern Hemisphere. Only the radionuclides which reach the stratosphere, due to the tests at higher altitudes as well as the more powerful detonations, are able to reach the Southern Hemisphere from tests in the Northern Hemisphere. In general, stratospheric fallout shows a typical seasonal variation, with a spring maximum and autumn minimum in both hemispheres (UNSCEAR 1977).

Based on measurements performed since 1956, Piccioto and Wilgain (1963) have found fission products in air filter samples collected at different places in the Antarctic Region. The concentrations were 50 times lower than those obtained in the Northern Hemisphere.

The absence of vascular plants in the Antarctic is partially compensated by a great abundance of moss and lichen species. Lichens are a symbiotic association of algae and fungus and have been used for some years as "bio-indicators" to detect environmental pollution. Water absorption by lichens occurs in the whole stalk area and lichen can contain several times its dry weight in water. Therefore, soluble pollutants can be easily incorporated into the lichen via rain water. The surface structure of lichen also make easy the accumulation of pollutants through dry fallout.

Since lichens can live for a very long time, even more than 100 year (Quilhot, 1988), they act as a long-term integrator of environmental pollutants. As a result, the analysis of organisms older than 40-50 year may give

information about the total radioactive fallout from atmospheric nuclear testing.

The aim of this study was to determine the actual ^{137}Cs levels in environmental samples collected in the South Shetland Archipelago, and using these data, estimate the total regional ^{137}Cs inventory. In addition to ^{137}Cs , other gamma emitting radionuclides were analyzed by gamma spectrometry.

2. MATERIAL AND METHODS

Soil, lichen, moss, algae, seawater and sediment samples were collected in January and February (1996-2000) on King George Island ($62^{\circ}10'S$, $58^{\circ}30'W$), between Mackellar Inlet and Crepin Point. (Fig. 1), in the surrounding area of the Peruvian scientific station "Machu Picchu" ($62^{\circ}05'39"S$, $58^{\circ}28'16"W$).

Soil sampling was performed in an area of 100 cm^2 and from the 0-5 cm. layer at each site. The soil samples were air-dried and sieved to $< 0.5\text{ mm}$. About 250 g dry soil were weighed in a 12 cm. high by 7 cm. diameter polyethylene vessel.

The lichen samples were collected at the same places as the soil samples, when available, and identified as *Usnea antarctica* and the moss samples as *Polytrichum* sp. and *Drepanocladus* sp. The algae samples were collected from Inca beach and Naylamp beach. They were dried at 105°C until reaching a constant weight and ashed at 400°C for 24-48 hours. The ashes were sieved to remove soil particles (0.5 mm. sieve) and weighed in polyethylene pots. The sample mass was limited by the amount of moss or lichen present at each sampling site, and ranged from 50 to 250 g of dry weight.

The sediment samples were collected using a dredge at Admiralty Bay, more precisely at the Mackellar Inlet located in King George Island (Fig. 2). The sampling depths were between 15 and 30 m. The sediment samples were wet-sieved (0.5 mm. sieve) and dried at 105°C until reaching a constant weight. About 250 g of dry sample were placed in a 12 cm. high by 7 cm. diameter polyethylene pot. The pots were then sealed to allow ^{222}Rn and its short-lived daughters to equilibrate.

The seawater samples were collected at the Mackellar Inlet. The sampling volume were between 20 and 50 L. The seawater samples were treated by ammonium

molybdophosphate (AMP) to concentrate Caesium (Lopez, 1997). The final precipitate, about 5 g, was placed in a 2 cm. high by 3 cm. diameter polyethylene pot.

Air samples were collected at the Peruvian scientific station "Machu Picchu" using a Staplex high volume air sampler and TFA filter type "S". The sampling volume were between 500 and 1000 m^3 .

Gamma spectrometry analysis was performed between one and two months after sampling. Canberra intrinsic germanium detector of 15% relative efficiency were used. The detector had xx cm of lead and 1 mm. of cooper and plexiglass as shielding. The typical counting time for the samples and for the background was 1000 minutes (IAEA, 1989). For the determination of the ^{226}Ra and ^{228}Ra levels, ^{214}Bi (609 keV) and the ^{228}Ac (911 keV) gamma ray peaks were used, respectively (Godoy, et.al. 1998). Quality assurance was maintained by a regular program of gamma spectrometry interlaboratory exercises with the International Atomic Energy Agency (IAEA).

The spectra were evaluated manually and the detection limits were calculated according EPA-600/7-77-088 (1977). The analytical results were calculated according Eurachem/Citac Guide (2000) with 95% of confidence ($\alpha=0,05$).

3. RESULTS AND DISCUSSION

The ^{137}Cs activity concentrations in biological, geological and hydrological samples are shown in Table 2 and Table 3. ^{134}Cs has not been detected in these samples, showing that no detectable Chernobyl fallout has reached this Antarctic region (Aoyama, et.al. 1991).

Note that in sea water the levels of ^{137}Cs increased in 1998 with $6.76\text{ Bq}\cdot\text{L}^{-1}$ going down to $0.01\text{ Bq}\cdot\text{L}^{-1}$ in 1999. Since then, the values reported not to be detectable. These results probably suppose some not reported liberation of ^{137}Cs at the end of 1997 and as time passes, it has been diluted.

The measured ^{137}Cs concentrations in antarctic soils (Table 2) were high, comparable to those obtained in Brazil (Schuch et al., 1992) and higher than those obtained in Peru (Gonzales, et.al. 1994). The results obtained in this work were compatible with those from Hashimoto et al. (1989), Triulzi et al. (1991) and Godoy, et al. (1998).

The ^7Be activity concentrations in lichens and gramineae are shown in Table 4. This element is produced by the interaction of the cosmic rays with the atmosphere and is concentrated with more magnitude on lichens. We can observe that the biggest concentrations were given in 1996 and 1997 with $953.70 \text{ Bq.kg}^{-1}$ and $230.00 \text{ Bq.kg}^{-1}$ respectively.

Levels of radionuclides descending of the chain of disintegration of Thorium and Uranium are found to be higher in the abiotic components, specially in the geologic ones because of being the main source. However, in some cases, levels of activity in algae are found to be higher than in geologic components. This could be due to some bioconcentration process in the marine ecosystem. Presence of Thorium and Uranium descending radionuclides are not evidenced in lichens because of their capability of taking nutrients directly from the atmosphere. This is not true for gramineous and mosses, which receive nutrients directly from the soil, including radioactive elements.

It is interesting to note the difference between the ^{226}Ra , ^{228}Ra and ^{40}K concentrations in soil samples observed in King George Island and those in other islands. Since the Antarctic soil is of volcanic origin, it is possible to classify it based on the mean ^{226}Ra content (18.31 Bq.kg^{-1}) of King George Island and 3.43 Bq.kg^{-1} of the other islands (Godoy, et.al. 1998). According to Iyengar (1990), the King George Island soil with the higher ^{226}Ra content should have been derived, probably, from an intermediary volcanic rock while the other island soils are of volcanic base rock origin.

The ^{40}K , ^{226}Ra and ^{228}Ra content in sediments (Table 5) reflects those observed in the King George Island soils. The observed ^{226}Ra and ^{228}Ra content in soils and sediments are generally lower than those observed by Triulzi et al. (1989) near the Italian base in the Terra Nova Bay (74°S , 164°W) and same as Godoy et al (1998) in Marlet inlet near the Mackellar inlet.

4. CONCLUSIONS

Gamma emitters data of the surrounding area of the peruvian scientific station has been obtained during the last five years, following with previous work done in this area by other researchers.

The presence of anthropogenic radionuclide ^{137}Cs , in some antarctic environmental components, confirms that this element was dispersed globally after the nuclear testing carried out in other latitudes. The environmental radiological impact in the antarctic ecosystem has been minimum due to the low levels of found radioactivity. In general, lichens seem to accumulate more ^{137}Cs than other biological components. Therefore, they are more adequate as bio-indicators than mosses and gramineous.

To estimate the atmospheric behavior, more studies on the presence of natural radionuclides, product of the cosmic activity in the region and those of terrestrial origin as the descendants of Thorium and Uranium, are required.

5. ACKNOWLEDGMENTS

The authors give thanks to the people of Scientific Research Ship "Humboldt", Fuerza Aérea Peruana, Ejército del Perú, Dirección de Hidrografía y Navegación de la Marina de Guerra del Perú and the Instituto del Mar del Peru for the assistance and help during this work.

6. REFERENCES

- [1]. Aoyama, M.; Hirose, K. and Sugimura, Y. (1991) The temporal variation of stratospheric fallout derived from the Chernobyl accident. *Journal of Environmental Radioactivity* 13, 103-115.
- [2]. Carter, M.W. and Moghissi M.A. (1977). Three decades of nuclear testing. *Health Physics* 33: 55-71.
- [3]. Godoy, J.M.; Schuch, L.; Nordemman, D.; Reis, V.; Ramalho, M.; Recio, J.; Brito, R and Olech, M. (1998) ^{137}Cs , $^{226,228}\text{Ra}$, ^{210}Pb and ^{40}K concentrations in Antarctic Soil, Sediment and Selected Moss and Lichen Samples. *Journal of Environmental radioactivity*. Vol.41. No.1. pp.33-45.
- [4]. Gonzales V., S.; Osoreo R., J.M.; Jara M., R. (1994) "Radiactividad Ambiental en el Centro Nuclear RACSO 1990-1993". Instituto Peruano de Energía Nuclear. Lima, Perú.

- [5]. Gonzales V., S.; Osoro R., J.M.; Jara M., R. (1996) "Radiactividad Ambiental en la Región Antártica Peruana - Estación Científica Machu Picchu". Informe Científico Antar VII. Concytec. Lima, Perú.
- [6]. Gonzales V., S.; Osoro R., J.M.; Jara M., R. (1998) "Environmental Radioactivity at Machu Picchu Scientific Station". Korean Journal of Polar Research 9 (1): 71-74. Polar Research Center, KORDI 1998.
- [7]. Hashimoto, T.; Morimoto, T.; Ikeuchi, Y.; Yoshimizu, K.; Torii, T. and KOMura, K. (1989) A survey of artificial radionuclides in the Antarctic. *Radioisotopes* 38, 209-218.
- [8]. IAEA. (1989). Determination of Radionuclides in Food and the Environment. A Guidebook. Technical Report series No. 295. International Atomic Energy. Vienna.
- [9]. Iyengar, M.A.R. (1990) The natural distribution of radium. In: *The Environmental Behavior of Radium*. Technical Report Series No.310. International Atomic Energy Agency. Vienna. pp. 59-128.
- [10]. Kanipe, L. (1977) Handbook for analytical quality control in radioanalytical laboratories. U.S. Environmental Protection Agency EPA-600/7-77-088. Washington DC.
- [11]. Kogan, R.M.; Nazarov. I.M. and Fridman, S.D. (1971) Gamma spectrometry of natural environments and formation. Israel Program for Scientific Translations. Jerusalem.
- [12]. Lopez, E. (1997). "Implementación de una técnica radioquímica para la determinación de Cs-137 en aguas del mar peruano". Proyecto de Tesis en ejecución. Facultad de Química. Universidad Federico Villarreal - Instituto Peruano de Energía Nuclear.
- [13]. Piccioto, E. And Wilgain, S. (1963) Fission products in antarctic snow, a reference level for measuring accumulation. *Journal of Geophysical Research* 68: 5965-5972.
- [14]. Qhillo, W. (1988) The occurrence of gold in Usnea auranticoatra. *Serie Científica. Instituto Antártico Chileno (INACH)* 37: 117-119.
- [15]. Triulzi, C.; Nonnis-Marzano, F.; Mori, A.; Casoli, A. and Vaghi, M. (1991) Presence of radionuclides in biotic and abiotic matrixes collected in the environment around the Italian base in Antarctica. *Annali di Chimica* 81, 549-561.
- [16]. UNSCEAR (1977) Sources, Effects and Risks of Ionising Radiation. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. United Nations. New York.

RADIATIVIDAD AMBIENTAL EN LA ESTACIÓN CIENTÍFICA ANTÁRTICA PERUANA MACHU PICCHU 1999 – 2000

González S.⁽¹⁾ sgonzales@ipen.gob.pe, Osores J.⁽¹⁾ josores@ipen.gob.pe,
Martínez J.⁽¹⁾, López E.⁽¹⁾, Jara R.⁽¹⁾

(1) Departamento de Control Ambiental – IPEN / Lima, Perú

RESUMEN

El Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN) inicia los estudios de radiactividad ambiental en la Región Antártica en el año 1996. Constituyen objetivos de esta investigación, determinar los niveles de radiactividad natural y artificial que permitan evaluar el estado radiológico en la región antártica. Se efectuaron muestreos de algas pardas (Phaeophyta), líquenes, musgo, gramíneas, suelo, sedimento marino, aire y agua de mar en el entorno de la Estación Científica Machu Picchu. En el presente estudio se muestran los resultados correspondientes al período 1999 – 2000.

1. INTRODUCCIÓN

La determinación de productos de fisión, en particular ^{137}Cs , en muestras ambientales, tales como suelo y sedimento, puede ofrecer información sobre circulación atmosférica. Aunque la mayor cantidad de este radionucleido ha sido liberado y se halla depositado en el Hemisferio Norte, también se ha transportado parcialmente mediante circulación estratosférica al Hemisferio Sur (Kogan *et al.* 1971). Con excepción de los 12 ensayos nucleares realizadas por el Reino Unido en Australia (Woomera 31 °S, 137 °E y Maralinga 30 °S, 131 °E) y las 26 pruebas efectuadas por Francia en los Archipiélagos de Mururoa y Tuamotu (21 °S, 137 °W), los otros 383 ensayos nucleares se efectuaron en el Hemisferio Norte (Carter y Moghissi, 1977).

El fallout radiactivo troposférico tiende a permanecer en el mismo hemisferio donde fue producido. Las corrientes ascendentes de aire en el Ecuador no permiten el ingreso de productos de fisión del Hemisferio Norte al Hemisferio Sur. De los ensayos efectuados en el Hemisferio Norte, sólo los radionucleidos que alcanzan la estratósfera, debido a ensayos realizados a grandes altitudes así

como a detonaciones muy poderosas, son capaces de llegar al Hemisferio Sur. Se ha encontrado que para ambos hemisferios, el fallout estratosférico presenta una variación estacional típica, con un valor máximo en primavera y uno mínimo en otoño (UNSCEAR 1977).

Basados en las mediciones efectuadas desde 1956, Piccioto y Wilgain (1963) han encontrado productos de fisión en muestras de filtros de aire tomadas en diferentes lugares de la Región Antártica. Las concentraciones fueron 50 veces menores que las obtenidas en el Hemisferio Norte.

La ausencia de plantas vasculares en la Antártida es compensada parcialmente por una gran abundancia de especies de líquenes y musgos. Los líquenes son una asociación simbiótica de algas y hongos, y han sido utilizados desde hace algunos años como bioindicadores para evaluar la contaminación ambiental en diversas regiones del mundo. En los líquenes, la adsorción de agua ocurre en el área entera del tallo, pudiendo contener varias veces su peso seco en agua. Por lo tanto, los contaminantes solubles pueden incorporarse fácilmente en los líquenes a través del agua de lluvia. La estructura de la superficie de los líquenes también facilita la acumulación de contaminantes mediante el fallout seco.

Habida cuenta que los líquenes pueden vivir por mucho tiempo, aún más de 100 años (Quilhot, 1988), actúan como integradores de contaminantes ambientales a largo plazo. Como resultado, el análisis de organismos mayores de 40 ó 50 años puede brindar información sobre el fallout radiactivo procedente de pruebas nucleares atmosféricas.

Constituye objetivo de este estudio determinar los niveles de ^{137}Cs en muestras ambientales tomadas en la Estación Machu Picchu para actualizar el inventario regional de ^{137}Cs . Además de este elemento, se analizaron los radionucleidos $^{226,228}\text{Ra}$, ^7Be y ^{40}K mediante espectrometría gamma.

2. MATERIAL Y MÉTODOS

Se recolectaron muestras de suelo, líquenes, musgo, algas, sedimento y agua de mar en la Isla Rey Jorge (62°10'S, 58°30'W), entre la Ensenada Mackellar y Punta Crepín (Figura 1) y en el área de entorno de la Estación Científica Peruana Machu Picchu (62°05'39"S, 58°28'16"W).

La recolección de muestras de suelo se efectuó en un área de 100 cm², en capas de 0 a 5 cm de profundidad en cada punto de muestreo. Las muestras fueron secadas a la intemperie y tamizadas a un diámetro inferior a 0,5 mm. Para el acondicionamiento, se tomaron 250 g de muestra seca en un recipiente de polietileno de 12 cm de altura x 7 cm de diámetro.

Se tomaron muestras de líquenes y musgo en los mismos lugares que en las muestras de suelo, donde había disponibilidad de ellos. Las muestras de líquenes fueron identificadas como *Usnea antarctica* y las de musgo como *Polytrichum sp.* y *Drepanocladus sp.* Las muestras de algas fueron recolectadas en las playas Inca y Naylamp. Estas muestras fueron secadas a 105 °C hasta alcanzar un peso constante, e incineradas a 400 °C por 24 -48 horas. Las cenizas fueron tamizadas para eliminar partículas de suelo (malla 0,5 mm.) y se pesaron en recipientes de polietileno. El peso de las muestras estuvo limitado por la cantidad de musgo o líquen presente en cada punto de muestreo, obteniéndose entre 50 y 250 g de peso seco.

Las muestras de sedimento se recolectaron en la Bahía de Almirantazgo mediante dragas, específicamente en la Ensenada Mackellar ubicada en la Isla Rey Jorge. Las profundidades de muestreo variaron entre 15 y 30 m. Las muestras de sedimento fueron secadas a 105 °C hasta obtener pesos constantes. Se colocaron aproximadamente 250 g de muestra seca en recipientes de polietileno. Dichos recipientes fueron cerrados para permitir el equilibrio del ²²²Rn y sus descendientes de vida corta.

Las muestras de agua de mar fueron tomadas en la Ensenada Mackellar. El volumen recolectado fue variable, entre 20 y 50 L. Las muestras de agua de mar fueron tratadas con fosfomolibdato de amonio (FMA) para concentrar cesio (López, 1997). El precipitado final, aproximadamente 5 g, fue acondicionado en un recipiente de polietileno de 2 cm. de altura x 3 cm. de diámetro.

Las muestras de aire se recolectaron en la Estación Machu Picchu, usando un

muestreador de aire Staplex de alto volumen y filtros TFA tipo "S". Los volúmenes de muestreo variaron entre 500 y 1000 m³.

El análisis por espectrometría gamma fue realizado utilizando un detector HpGe Canberra de eficiencia relativa 15%. El tiempo de contaje establecido para las muestras y el fondo fue de 1000 minutos (IAEA, 1989). Para la determinación de los niveles de ²²⁶Ra y ²²⁸Ra, se utilizaron fotopicos gamma de ²¹⁴Bi (609 keV) y de ²²⁸Ac (911 keV) respectivamente (Godoy, *et al.* 1998). El aseguramiento de calidad fue realizado mediante un programa regular de ejercicios de intercomparación en espectrometría gamma con el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA).

Los espectros obtenidos y los límites de detección se evaluaron de acuerdo a EPA-600/7-77-088 (1977). El tratamiento y análisis de los resultados fue realizado según la Guía Eurachem/Citac (2000) con 95% de confianza ($\alpha=0,05$).

3. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

Las concentraciones de actividad de ¹³⁷Cs en muestras biológicas, geológicas e hidrológicas se presentan en la Tabla 1. No se ha detectado ¹³⁴Cs en estas muestras, demostrando que en esta región, no se ha detectado fallout proveniente de Chernobyl (Aoyama, *et al.* 1991).

Las concentraciones de ¹³⁷Cs medidas en suelos antárticos (Tabla 1) fueron altas comparables a las obtenidas en Brasil (Schuch *et al.*, 1992) y más altas que las obtenidas en Perú (Gonzales, *et al.* 1994). Los resultados obtenidos en esta investigación fueron compatibles con los de Hashimoto *et al.* (1989), Triulzi *et al.* (1991) y Godoy *et al.* (1998).

Las concentraciones de actividad de ⁷Be en líquenes y gramíneas se presentan en la Tabla 1. Este elemento es producido por la interacción de los rayos cósmicos con la atmósfera y se concentra en mayor proporción en los líquenes.

Se encontró que los niveles de radionucleidos descendientes de la cadena de desintegración del Torio y del Uranio fueron más altos en los componentes abióticos, especialmente en los geológicos, por constituir éstos la fuente principal. Sin embargo, en algunos casos, los niveles encontrados de actividad en algas fueron más altos que en componentes geológicos. Esto podría ocurrir debido a ciertos procesos de bioconcentración en el ecosistema marino. Los líquenes no evidencian presencia de radionucleidos descendientes del Torio y del Uranio debido a su capacidad de tomar

nutrientes directamente de la atmósfera. Estos no ocurren en gramíneas y musgos, que reciben nutrientes directamente desde el suelo, incluyendo elementos radioactivos.

Es interesante notar la diferencia entre las concentraciones de ^{226}Ra , ^{228}Ra y ^{40}K en las muestras de suelo procedentes de la Isla Rey Jorge y las de otras islas. Habida cuenta que el suelo antártico es de origen volcánico, es posible clasificarlo en base al contenido medio de ^{226}Ra : 18.31 Bq.kg^{-1} en la Isla Rey Jorge y 3.43 Bq.kg^{-1} en las otras islas (Godoy, *et al.* 1998). Según Iyengar (1990), el suelo de la Isla Rey Jorge, con más alto contenido de ^{226}Ra , sería procedente, probablemente, de una roca volcánica intermedia mientras que los suelos de las otras islas serían originarios de rocas volcánicas de base.

El contenido de ^{40}K , ^{226}Ra y ^{228}Ra en sedimentos (Tabla 2) refleja los valores observados en los suelos de la Isla Rey Jorge. Los valores de ^{226}Ra y ^{228}Ra encontrados en suelos y sedimentos son inferiores a los observados por Triulzi *et al.* (1989) cerca de la base Italiana en la Bahía

de Terra Nova ($74^{\circ}\text{S}, 164^{\circ}\text{W}$) y los mismos hallados por Godoy *et al.* (1998) en la Ensenada Marlet, cerca de la Ensenada Mackellar.

5. CONCLUSIONES

La presencia del radionucleido antropogénico ^{137}Cs en algunos componentes ambientales antárticos, confirma que este elemento fue dispersado globalmente después de los ensayos nucleares efectuados en otras latitudes. El impacto radiológico ambiental en el ecosistema antártico ha sido mínimo debido a los bajos niveles de radiactividad encontrados. Sin embargo, existe limitada información sobre la transferencia de radionucleidos en las cadenas tróficas antárticas por lo que SCAR recomienda profundizar estudios en este aspecto.

Por otro lado, los líquenes parecen mostrar mejor capacidad de acumulación de ^{137}Cs con respecto a otros componentes biológicos, pudiendo ser utilizados como bioindicadores.

Para estimar el comportamiento atmosférico, se requieren más estudios sobre la presencia de los radionucleidos naturales productos de la actividad cósmica en la región y los de origen terrestre tales como los descendientes del Torio y del Uranio 7.

Tabla 1. Niveles de Cs-137 y Be-7 en muestras ambientales antárticas.

Muestra	Cs-137		Be-7	
	1999	2000	1999	2000
Liquen (Bq kg ⁻¹) Usnea antarctica	3,16 ± 1,14	2,17 ± 1,96	111,71 ± 63,42	55,38 ± 44,66
Algas pardas (Bq kg ⁻¹)	7,84 ± 4,16	5,42 ± 3,54	< 74,14	-
Algas rojas (Bq kg ⁻¹)	1,04 ± 0,78	1,02 ± 0,62	< 14,80	-
Musgos Bq kg ⁻¹				
Polytrichum sp. Drepanocladus sp.	1,71 ± 0,92	1,35 ± 2,02	< 17,52	-
Gramíneas Bq kg ⁻¹	1,37 ± 0,42	1,18 ± 1,24	52,38 ± 43,44	37,02 ± 36,50
Suelo Bq kg ⁻¹	3,08 ± 4,22	1,29 ± 0,66	< 10,41	-
Sedimento Bq kg ⁻¹	2,75 ± 4,34	1,38 ± 0,72	< 11,17	-
Agua de mar Bq L ⁻¹	0,01 ± 0,004	< 0,001	< 0,23	-
Hielo Glaciar Bq L ⁻¹	< 0,001	< 0,001	< 1,20	-
Aire Bq L ⁻¹	< 2,00 x 10 ⁻⁶	< 2,00 x 10 ⁻⁶	< 9,00 x 10 ⁻⁵	-

Tabla 2. Niveles de K-40, Ra-226 y Ra-228 en muestras ambientales antárticas.

Muestra	K-40		Ra-226	Ra-228
	1999	2000	2000	2000
Liquen (Bq kg ⁻¹) Usnea antarctica	44,38	44,39 ± 39,98	< 2,33	< 2,87
Algas pardas (Bq kg ⁻¹)	1342,37	1114,28 ± 169,90	44,29 ± 39,94	33,79 ± 34,88
Algas rojas Bq kg ⁻¹	946,17	-	-	-
Musgos Bq kg ⁻¹	210,23	210,23 ± 87,00	4,51 ± 4,24	5,06 ± 4,46
Polytrichum sp. Drepanocladus sp.				
Gramíneas Bq kg ⁻¹	276,62	276,62 ± 99,80	9,16 ± 6,06	6,61 ± 11,42
Suelo Bq kg ⁻¹	537,28	537,29 ± 139,08	18,31 ± 25,68	13,82 ± 22,30
Sedimento Bq kg ⁻¹	630,22	630,23 ± 160,60	17,37 ± 25,00	12,50 ± 21,20
Agua de mar Bq L ⁻¹	1,69	1,69 ± 2,60	0,06 ± 0,04	0,08 ± 0,06
Hielo Glaciar Bq L ⁻¹	< 2,39	-	-	-
Aire Bq L ⁻¹	< 1,80 x 10 ⁻⁴	-	-	-

6. REFERENCIAS

- [1]. Aoyama, M.; Hirose, K. and Sugimura, Y. 1991. The temporal variation of stratospheric fallout derived from the Chernobyl accident. *Journal of Environmental Radioactivity* 13, 103-115.
- [2]. Carter, M.W. and Moghissi M.A. (1977). Three decades of nuclear testing. *Health Physics* 33: 55-71.
- [3]. Godoy, J.M.; Schuch, L.; Nordemman, D.; Reis, V.; Ramalho, M.; Recio, J.; Brito, R and Olech, M. (1998) ^{137}Cs , $^{226,228}\text{Ra}$, ^{210}Pb and ^{40}K concentrations in Antarctic Soil, Sediment and Selected Moss and Lichen Samples. *Journal of Environmental Radioactivity*. Vol.41. No.1. pp.33-45.
- [4]. Gonzales V., S.; Osoro R., J.M.; Jara M., R. (1994) "Radiactividad Ambiental en el Centro Nuclear RACSO 1990-1993". Instituto Peruano de Energía Nuclear. Lima, Perú.
- [5]. Gonzales V., S.; Osoro R., J.M.; Jara M., R. (1996) "Radiactividad Ambiental en la Región Antártica Peruana - Estación Científica Machu Picchu". Informe Científico Antar VII. CONCYTEC. Lima, Perú.
- [6]. Gonzales V., S.; Osoro R., J.M.; Jara M., R. (1996) "Environmental Radioactivity at Machu Picchu Scientific Station". *Korean Journal of Polar Research* 9 (1): 71-74. Polar Research Center, KORDI 1998.
- [7]. Hashimoto, T.; Morimoto, T.; Ikeuchi, Y.; Yoshimizu, K.; Torii, T. and KOMura, K. (1989) A Survey of Artificial Radionuclides in the Antarctic. *Radioisotopes* 38, 209-218.
- [8]. IAEA. (1989). Determination of Radionuclides in Food and the Environment. A Guidebook. Technical Report Series N° 295. International Atomic Energy. Vienna.
- [9]. Iyengar, M.A.R. (1990) The Natural Distribution of Radium. In: *The Environmental Behavior of Radium*. Technical Report Series N° 310. International Atomic Energy Agency. Vienna. pp. 59-128.
- [10]. Kanipe, L. (1977) Handbook for Analytical Quality Control in Radioanalytical Laboratories. U.S. Environmental Protection Agency EPA-600/7-77-088. Washington DC.
- [11]. Kogan, R.M.; Nazarov. I.M. and Fridman, S.D. (1971) *Gamma Spectrometry of Natural Environments and Formation*. Israel Program for Scientific Translations. Jerusalem.
- [12]. Piccioto, E. And Wilgain, S. (1963) Fission Products in Antarctic Snow, a Reference Level for Measuring Accumulation. *Journal of Geophysical Research* 68: 5965-5972.
- [13]. Quilhot, W. (1988) The occurrence of Gold in *Usnea auranticoatra*. *Serie Científica*. Instituto Antártico Chileno (INACH) 37: 117-119.
- [14]. Triulzi, C.; Nonnis-Marzano, F.; Mori, A.; Casoli, A. and Vaghi, M. (1991) Presence of Radionuclides in Biotic and Abiotic Matrixes collected in the Environment around the Italian Base in Antarctica. *Annali di Chimica* 81, 549-561.
- [15]. UNSCEAR (1977) Sources, Effects and Risks of Ionising Radiation. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. United Nations. New York.

STUDY OF ANTARCTIC LICHENS AS ENVIRONMENTAL BIOMONITORS IN THE ADMIRALTY BAY: PRELIMINARY STUDY OF TRACE ELEMENTS CONTENTS BY NEUTRON ACTIVATION ANALYSIS

González S.⁽¹⁾ sgonzales@ipen.gob.pe, Osores J.⁽¹⁾ josores@ipen.gob.pe,
Mendoza P.⁽²⁾ pmendoza@ipen.gob.pe

(1) Departamento de Control Ambiental – IPEN / Lima, Perú

(2) Departamento de Química – IPEN / Lima, Perú

ABSTRACT

Al, As, Cu, Fe, Mn and Ti contents were analyzed for the epilithic antarctic lichen *Usnea antarctica*, used as a biomonitor for air quality. The samples were taken in the surrounding area of the Peruvian scientific station "Machu Picchu" on King George Island, in the Southern Shetland Archipelago (Antarctica). These elements have been assayed by Neutron Activation Analysis (NAA). The preliminary obtained results support the hypothesis that an atmospheric circulation of chemicals exists on the assessed area and the activities developed at the different scientific stations located on this island would be a potential source of chemical pollutants for the evaluated area.

1. INTRODUCTION

Environmental research on antarctic ecosystems is becoming of great interest for the international scientific community in recent years (Honda et.al. 1987).

The use of biological indicators to evaluate the time-trend of pollutants in the environment has shown to be a successful tool (Phillips, 1980). In this way, lichens have been recognized as good bio-accumulators of atmospherically-transported heavy metals (Tomassini, et al. 1976).

The present preliminary study is about the assessment of the anthropogenic activities impact on an area of King George Island by the determination of several elements (Al, As, Cu, Fe, Mn and Ti) in the lichen specie of the region: *Usnea antarctica*.

2. MATERIAL AND METHODS

During the Summer Antarctic Cruise 2000 (Antar XI), samples of the lichen specie *Usnea*

antarctica were collected in the surrounding area of the Peruvian scientific station "Machu Picchu" on King George Island, located at 62°05'S, 58°28'W in the Southern Shetland Archipelago.

The work was divided in two study areas: one of them, closer the station following wind direction, probably more influenced by human developed activities than the other. The samples were collected between January and February 2000, kept individually in plastic bags and stored in a thermic box to be transported to the scientific station.

Samples were identified, individually kept in plastic bags and stored at -5°C, for their conditioning and treatment in the laboratory. There, samples were washed with bi-distilled water and dried at 20°C for 24 hours. Then, samples were homogenized using liquid nitrogen, ground, sieved and stored in small glass recipients.

Elements contents were measured by Neutron Activation Analysis (NAA) in the Chemistry Department of the Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN) in Lima, Peru. Analytical quality was checked using a reference material (Lichen IAEA-336). Comparisons between the obtained results from different areas were developed through one-way analysis of variance (ANOVA) and Pearson's Correlations.

3. RESULTS AND DISCUSSION

Contents of Al, As, Cu, Fe, Mn and Ti were determined in specimens of *Usnea antarctica* from the surrounding area of the "Machu Picchu" station (Table 1). The international literature (e.g Market, 1995) has remarked the suitability of *Usnea* as a sentinel organism, considering its antarctic and continental distribution, and so it allows comparison of the possible effects that anthropogenic activities

(characteristics from different areas) could have on the plants.

The analysis of the obtained results of Al in both study areas, has shown that no significant differences ($\alpha=0,05$) exist between them, and their corresponding average values were $797,14 \pm 555,28 \mu\text{g/g}$ and $1015,25 \pm 558,58 \mu\text{g/g}$ respectively (Table 1).

No significant differences ($\alpha = 0,05$) have been obtained between the As concentrations (Table 1). In this way, the average concentration of arsenic as obtained for study area 1 was $0,66 \pm 0,31 \mu\text{g/g}$ while for area 2 the corresponding mean value was $1,20 \pm 0,28 \mu\text{g/g}$.

The obtained data show that *Usnea antarctica* has accumulated more Cu at study area 2 and their differences in Cu concentrations were significant ($\alpha=0,05$). Thus, the average Cu value for area 1 was under the Minimum Detectable Concentration, while the corresponding mean value for area 2 was $15,75 \pm 6,66 \mu\text{g/g}$ (Table 1). These copper levels were significantly higher than the data reported by Poblet et al. (1997) for the lichens *Usnea auranticoatra* and *Usnea antarctica* from the 25 de Mayo Island in the Southern Shetland Archipelago, Antarctica.

The obtained data show that *Usnea antarctica* has accumulated more iron in study area No.2, but their differences in Fe concentrations were no significant ($\alpha=0,05$). Thus, the average Fe value for area 1 was $716,86 \pm 342,51 \mu\text{g/g}$ while the corresponding mean value for area 2 was $1260,25 \pm 311,37 \mu\text{g/g}$. These levels of Fe were higher than those previously reported by Poblet et. al. (1997) for the lichens *Usnea auranticoatra* and *Usnea antarctica* from the 25 de Mayo Island in the Southern Shetland Archipelago, Antarctica.

In the general analysis, *Usnea antarctica* has shown to have similar Mn concentrations in both areas, with average values of $12,64 \pm 7,78 \mu\text{g/g}$ and $14,28 \pm 7,06 \mu\text{g/g}$ respectively but the concentrations are not similar to those previously reported by Saeki et al. (1977) and Poblet et al. (1997).

No significant differences have been recorded between the titanium concentrations (Table 1). In this way, the average concentration of Ti was recorded for study area 1 was $62,29 \pm$

$38,74 \mu\text{g/g}$ while for area 2 the corresponding mean value was $97,50 \pm 58,86 \mu\text{g/g}$.

Although only the copper showed significant differences ($\alpha=0,05$), in the Fig.1 we can appreciate qualitatively that all the elements are found in more concentration in the study area 2, because this area receives the discharge of the gaseous emissions released by the electric generator of the scientific station. However, since all the activities in the Machu Picchu station are developed in January and February of every year, the environmental impact has not been significant yet.

4. CONCLUSIONS

The preliminary results show that most of the analyzed trace elements can be accumulated by the *Usnea antarctica*, indicating that during their growth they have been exposed to these pollutants atmospherically transported to the assessed areas. This conclusion is sustained considering that it is largely known that lichens have neither roots nor other kind of adsorptive structures, and consequently for mineral nutrition they largely depend on atmospheric depositions (Bargagli, 1989). These results have shown that *Usnea antarctica* is useful to identify patterns of deposition of heavy metals atmospherically transported, and so it would be possible to study variations in the spatial distribution of these elements, not only at local but at regional scale.

Since the present work is a preliminary study, it is necessary to make new samplings and more analysis to have reliable less dispersed and better data. However, we have been able to verify qualitatively that an environmental impact exists for gaseous discharges to the atmosphere due to the human activities developed in the Peruvian Scientific Station "Machu Picchu". Finally, it is necessary to outline the suitability of lichen *Usnea antarctica*, to be used in monitoring programmes directed to evaluate the environmental quality of antarctic ecosystems.

Acknowledgements

Thanks to Maria del Rosario Lopez and Edith Lopez (Federico Villarreal University), for their suggestions and technical assistance during this work.

5. REFERENCES

- [1]. Bargagli R. and Focardi S. (1989) Determination of metal deposition patterns by apiphytic lichens. *Toxicol Environ Chem* 18:249-256.
- [2]. Market B, Sample preparation for trace element analysis in plant matrices. *Sci. Total Environ* 1995; 176:45-71.
- [3]. Honda K, Yamamoto Y, Tatsukawa R. Distribution of heavy metals in Antarctic marine ecosystem. *Proc. NIPR Symp Polar Biol* 1987; 8:171-184.
- [4]. Phillips DJH, editor. *Quantitative Aquatic Biological Indicators: Their use to Monitor Trace Metal and Organochlorine Pollution*. London, UK: Applied Sci. Publ., 1980: 455.
- [5]. Poblet A, Andrade S, Scagiola M, Vodopivec C, Curtosi A, Pucci A, Marcovecchio J. The use of epilithic Antarctic lichens (*Usnea auranticoatra* and *U. antarctica*) to determine deposition patterns of heavy metals in the Shetland Islands, Antarctica. *Sci. Total Environ* 1997; 207:187-194.
- [6]. The Scientific Committee on Antarctic Research (SCAR) and the Council of Managers of National Antarctic Programs (COMNAP). *Monitoring of Environmental Impacts from Science and Operations in Antarctica: A Report*. July 1996.
- [7]. Tomassini FD, Nieboer KJ, Richardson E, Grace B. Determination of copper, iron, nickel and sulphur by X-ray fluorescence in lichens from the Mackenzie Valley, Northwest Territories and Sundbury district, Ontario, Canada. *Can. J. Bot.* 1976; 54: 1591-1603.

Table 1. Geographical distribution of metals ($\mu\text{g}\cdot\text{g}^{-1}$ dry wt.) in *Usnea antarctica* from Peruvian Scientific Station "Machu Picchu" (2000).

Element	Study Area	Mean ($\mu\text{g}\cdot\text{g}^{-1}$)	Standard Uncertainty	Confidence Intervals ($\alpha=0,05$, $k=2$)
Al	1	797,14	277,64	241,87 – 1352,42
	2	1015,25	279,29	456,67 – 1573,83
As	1	0,66	0,15	0,35 – 0,96
	2	1,20	0,14	0,93 – 1,47
Cu	1	< 10,00	< 10,00	< 10,00
	2	15,75	3,33	9,09 – 19,05
Fe	1	716,86	171,26	374,24 – 1059,37
	2	1260,25	311,37	637,52 – 1882,98
Mn	1	12,64	3,89	4,87 – 20,42
	2	14,28	3,53	7,22 – 21,34
Ti	1	62,29	19,37	23,54 – 101,03
	2	97,50	29,43	38,64 – 156,36

Table 2. Analysis of variance (ANOVA) between distribution of elements ($\mu\text{g}\cdot\text{g}^{-1}$ dry wt.) in *Usnea antarctica* from Peruvian Scientific Station "Machu Picchu" (2000).

Element	F calculated
Aluminium	0,2612
Arsenic	0,7501
Cooper	5,7057*
Iron	3,6343
Manganese	0,0786
Titanium	1,1435

*F critic ($\alpha=0,05$) = 5,1174

Table 3. Pearson's correlation among Al, As, Cu, Fe, Mn and Ti for the 11 sampling points distributed in the two study areas of the Peruvian Scientific Station (2000).

	Al	As	Cu	Fe	Mn	Ti
Al	1,000					
As	0,388	1,000				
Cu	0,233	0,584	1,000			
Fe	0,845*	0,634*	0,482	1,000		
Mn	0,966*	0,332	0,196	0,810*	1,000	
Ti	0,936*	0,551	0,218	0,924*	0,905*	1,000

(*): Significant correlation ($p < 0,05$)

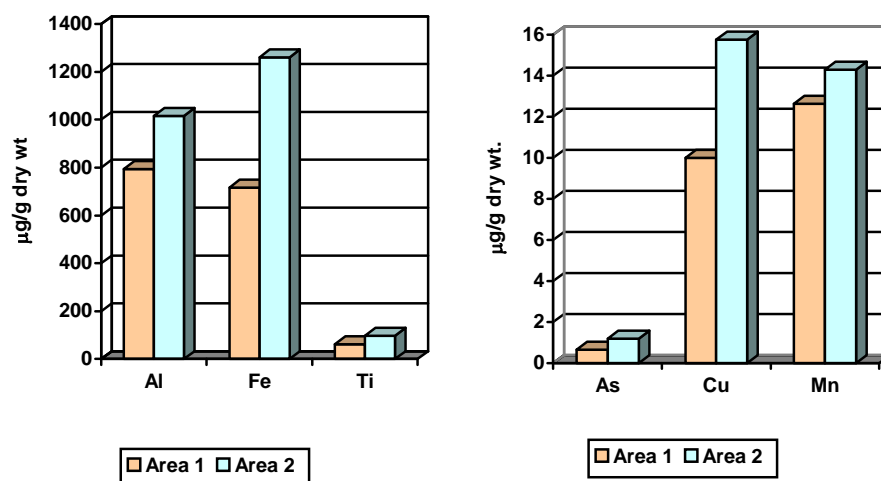


Figure 1. Geographical distribution of metals in *Usnea Antarctica*.

PROGRAMA DE VIGILANCIA RADIOLÓGICA AMBIENTAL EN EL CENTRO NUCLEAR RACSO 1998 – 2001

González S.⁽¹⁾ sgonzales@ipen.gob.pe, Osóres J.⁽¹⁾ josoresh@ipen.gob.pe,
Martínez J.⁽¹⁾, López E.⁽¹⁾, Jara R.⁽¹⁾, Anaya A.⁽¹⁾

(1) Departamento de Control Ambiental – IPEN / Lima, Perú

RESUMEN

La protección del hombre y el medio ambiente de los riesgos de las radiaciones ionizantes constituyen una de las principales funciones del Instituto Peruano de Energía Nuclear. El Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA-CNR) se ejecuta en la zona de influencia del Centro Nuclear RACSO con la finalidad de evaluar el impacto de la operación de las instalaciones radiactivas. En ese sentido, radionucleidos como ^{131}I , $^{123\text{m}}\text{Te}$, ^{192}Ir , ^{54}Mn y ^{60}Co son analizados. Para la evaluación del fallout global atmosférico se determina los niveles de ^{137}Cs y ^{134}Cs . En este artículo se presentan los resultados correspondientes al período 1998 – 2001, los cuales indican que a la fecha no existe compromiso radiológico en el ecosistema evaluado.

INTRODUCCIÓN

El Centro Nuclear Oscar Miró Quesada de la Guerra - CN "RACSO", se encuentra ubicado en el valle del río Chillón, a 28 Km. al norte de la ciudad de Lima, a 400 m.s.n.m., a 77 grados de longitud oeste y 11 grados de latitud sur.

De las instalaciones que conforman el CN "RACSO" son de interés, desde el punto de vista ambiental, el Reactor de 10 MWt (RP-10), la Planta de Producción de Radioisótopos (PPPR) y la Planta de Gestión de Residuos Radiactivos (PGRR). Tales instalaciones iniciaron su operación en diciembre de 1989.

El PVRA - CNR se desarrolla con la finalidad de evaluar los niveles de radiactividad en diferentes componentes ambientales de la zona de influencia del CN "RACSO" debido a la operación normal de la citada instalación.

Los radionucleidos producidos por la operación de las instalaciones radiactivas son ^{131}I , $^{123\text{m}}\text{Te}$, ^{192}Ir , ^{54}Mn y ^{60}Co . Para el

estudio del fallout global atmosférico se consideran los radionucleidos ^{137}Cs y ^{134}Cs .

MUESTREO, TRATAMIENTO Y ACONDICIONAMIENTO DE COMPONENTES AMBIENTALES

Se colectan aerosoles, aguas, muestras biológicas (productos agrícolas, leche) y geológicas (suelo y sedimento), los cuales son sometidos a tratamientos fisicoquímicos (secado, calcinado, molienda, tamizado, etc.) para su acondicionamiento en recipientes de geometría apropiada para su medición radiométrica gamma. Asimismo se realiza la captura de I-131 utilizando cartuchos de carbón activado en dos estaciones de muestreo: Jardines de RP-10 y Estación Meteorológica.

ANÁLISIS RADIOMÉTRICO GAMMA

Sistemas de medición

Se cuenta con dos detectores de centelleo sólido compuestos de NaI(Tl) y dos detectores semiconductores de germanio hiperpuro (HpGe) que se encuentran asociados a módulos de alto voltaje, preamplificadores y amplificadores marca Canberra y mediante un módulo Mixer-Router a una tarjeta electrónica multicanal Canberra-S-100 y a una PC compatible Pentium.

Parámetros de análisis

Se utilizan diversas geometrías de contaje de acuerdo al tipo de muestra analizada. Los tiempos de contaje oscilan entre 2000 a 4000 segundos cuando se evalúan radionucleidos específicos y de 10000 a 60000 segundos cuando se realizan los análisis isotópicos gamma en los detectores semiconductores.

Calibración

Se realizan calibraciones para cada tipo de geometría de contaje utilizando soluciones estándar de Eu-152 para los detectores semiconductores y patrones de radionucleídos específicos para los detectores de centelleo sólido. La Eficiencia (E), el Límite de Detección Instrumental (LD) así como la Concentración Mínima Detectable (CMD), están dadas por las siguientes fórmulas:

$$E = \frac{\text{Integral} - \text{Fondo}}{\text{tiempo de contaje(s)} * \text{Emisión}}^{-1}$$

$$LD = 4,66 * [\text{Fondo}]^{0,5} * [\text{Eficiencia} * \text{Tiempo de contaje(s)} * \text{emisión}]^{-1}$$

$$CMD = \text{Límite de detección} / \text{Peso o volumen analizado.}$$

Evaluación

Los espectros obtenidos son evaluados mediante el empleo de hojas de cálculo electrónicas (Excel) y los resultados son expresados en Bequerelios por kilogramo de peso seco, litro o metro cúbico dependiendo del tipo de muestra.

Aseguramiento de la calidad

El cálculo de las incertidumbres se efectuó utilizando las recomendaciones de la Guía Eurachem/Citac "Quantifying Uncertainty in Analytical Measurement"- Second Edition, Helsinki (2000). El nivel de confiabilidad establecido fue del 95% ($\alpha=0,05$; $k=2$).

Se participa en ejercicios de intercomparación con diversos organismos internacionales como el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) y el Departamento de Energía de los Estados Unidos (U.S. DOE), habiendo logrado óptimos niveles de aceptabilidad.

REPORTE DE RESULTADOS

La siguiente tabla presenta los resultados de los análisis efectuados en el período 1998–2001. Los valores indicados corresponden a las concentraciones mínimas detectables de los radionucleídos evaluados.

	Polvo en aire (Bq/m ³)	Agua (Bq/L)	Suelos /Sedim. (Bq/kg)	Leche (Bq/L)	Prod. agrícolas (Bq/kg)
Te-123 ^m	< 0,0081	< 0,68	<3,12	< 0,76	< 11,28
I-131	< 00047	< 25,10	< 6,00	< 0,44	< 22,56
Cs-137	< 0,0034	< 0,42	< 1,70	< 0,38	< 6,13
Cs-134	< 0,0018	< 0,43	< 1,76	< 0,40	< 6,36
Mn-54	< 0,0055	< 0,42	< 1,77	< 0,42	< 6,40
Ir-192	< 0,0101	< 0,62	< 3,08	< 0,85	< 11,14
Co-60	< 0,0045	< 0,53	< 2,17	< 0,43	< 7,84

Los resultados del Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental en el Centro Nuclear RACSO indican que los niveles de Te-123^m, I-131, Cs-137, Cs-134, Mn-54, Ir-192 y Co-60 se encuentran en el rango de la concentración mínima detectable.

La presencia de muy bajas concentraciones de Cs-137 en muestras de suelo son atribuidas al incremento global de la radiactividad ambiental ocasionada por el fallout estratosférico.

Entre los valores de I-131 registrados por las descargas de la chimenea de la PPR se detectaron eventualmente bajos niveles de radiactividad en los jardines del RP-10 (zona de emplazamiento), obteniéndose un valor promedio de 1,154 Bq/m³, durante el período evaluado 1998-2001. Sin embargo, en la Estación Meteorológica, los resultados encontrados indican valores inferiores a la concentración mínima detectable (< 0,0047 Bq/m³).

CONCLUSIONES

Los niveles de radiactividad detectados en muestras biológicas y ambientales, provenientes de la zona de influencia del Centro Nuclear "RACSO" durante el período 1999-2000, se encuentran dentro del orden de magnitud de la concentración mínima detectable.

Los resultados del PVRA-CNR indican que el área de influencia no ha sufrido compromiso radiosanitario durante el período 1998-2001.

REFERENCIAS

- [1]. Gonzales, S; Osore, J.; Martínez, J.; López, E.; Jara, R.; Anaya, A. – Informe del Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental 1994-1998. Instituto Peruano de Energía Nuclear. Lima – Perú. 1999.
- [2]. Gonzales, S; Osore, J.; Martínez, J.; López, E.; Jara, R.; Anaya, A.. – Informe del Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental 1999-2000. Instituto Peruano de Energía Nuclear. Lima – Perú. 2001.
- [3]. IAEA. Measurement of Radionuclides in Food and the Environment. IAEA Technical Report Series Nro. 295. Vienna. 1989.

VIGILANCIA RADIOLÓGICA MARINA 1999 – 2000

González S.⁽¹⁾ sgonzales@ipen.gob.pe, Osores J.⁽¹⁾ josores@ipen.gob.pe,
Martínez J.⁽¹⁾, López E.⁽¹⁾, Jara R.⁽¹⁾, Anaya A.⁽¹⁾

(1) Departamento de Control Ambiental – IPEN / Lima, Perú

RESUMEN

Desde 1993, el Instituto Peruano de Energía Nuclear ejecuta el Programa de Vigilancia Radiológica Marina en el litoral peruano con el apoyo del Instituto del Mar del Perú, con la finalidad de acopiar datos sobre los niveles actuales de radiactividad en el medio marino y obtener información sobre las tendencias espaciales temporales para futuros estudios sobre contaminación marina en la región. El presente estudio muestra los resultados del Programa de Vigilancia Radiológica Marina realizado en el litoral peruano durante el período 1999-2000 en muestras de agua de mar, sedimento y biota marina.

1. INTRODUCCIÓN

La contaminación marina producida por actividades humanas es un problema permanente que motiva gran preocupación a nivel mundial, habida cuenta de su relación con sus efectos económicos y de salud sobre la población. En general, se reconoce la importancia de nuestros océanos y mares en el desarrollo económico y el equilibrio ambiental.

Entre los contaminantes que causan mayor preocupación se encuentran las sustancias radiactivas, cuyo monitoreo depende de una serie de factores, incluida la infraestructura de los laboratorios y la capacidad para determinar y medir con exactitud la concentración del contaminante.

La vigilancia radiológica en componentes marinos ha cobrado mayor importancia a raíz de los accidentes en centrales nucleares, las descargas provenientes de la industria nuclear, el vertimiento de desechos radiactivos en el pasado, los accidentes de submarinos nucleares, la contribución de los polígonos de ensayos nucleares, la pérdida de fuentes radiactivas y el quemado de satélites que utilizan radioisótopos como fuente energética, entre otros.

2. MATERIAL Y MÉTODOS

Muestreo y Tratamiento de Muestras

Muestras de agua de mar, sedimento y productos hidrobiológicos son recolectados en 06 perfiles, a lo largo del litoral peruano: Paita, Punta Falsa, Chimbote, Ancón, Callao e Ilo.

Tratamiento de muestras

Las muestras de sedimento marino fueron acondicionadas homogéneamente en planchas de acero para su secado en estufa a una temperatura de 110 °C durante 36 a 48 horas. La muestra seca fue tamizada, pesada y acondicionada para su medición radiométrica. Las muestras de biota marina fueron trozadas, pesadas y acondicionadas para su secado en estufa a 110°C por 48 horas. La muestra seca fue pulverizada y acondicionada para su medición radiométrica. Las muestras de agua de mar fueron tratadas radioquímicamente para la determinación de Cs-137 y Sr- 90.

Determinación radioquímica de Cs¹³⁷

Volúmenes grandes de agua de mar (100 L) previamente acidificados con HNO₃ fueron tratados con un portador de cesio estable y fosfomolibdato de amonio (FMA). La mezcla fue sometida a agitación continua y se dejó decantar por 24 horas. El precipitado Cs-FMA fue separado y acondicionado para su medición por espectrometría gamma de alta resolución (HpGe).

Medición radiométrica gamma

Se utilizó un sistema de espectrometría gamma de alta resolución (detector de germanio hiperpuro HpGe (3"x3"), preamplificador marca Canberra Mod. 2001C y amplificador Canberra Mod. 2021), asociado a una tarjeta electrónica multicanal Ortec y a una PC compatible.

Se realizaron calibraciones para cada tipo de geometría utilizando soluciones estándar de ^{152}Eu . Los tiempos de contaje oscilaron entre 10000 y 60000 segundos.

Los radionucleidos determinados son ^{137}Cs , ^{40}K , ^{226}Ra , ^{214}Pb , ^{214}Bi , ^{232}Th .

Radiometría beta

Para la determinación de la actividad beta global fue utilizado un detector de centelleo plástico marca LAS - TELECOM con un fondo de 3 cpm. Las muestras de sedimento y biota marina, previamente tratadas y homogenizadas, fueron adaptadas a la geometría específica de contaje (plancheta de 3 cm de diámetro). El equipo fue calibrado con ^{40}K , utilizando KCl anhidro, elaborando la curva de eficiencia en función de su densidad másica. Los tiempos de contaje oscilaron entre 30 a 120 minutos.

Aseguramiento de la calidad

Se utilizaron materiales de referencia del OIEA y se participó en ejercicios de intercomparación.

El tratamiento estadístico de los resultados fue efectuado según los lineamientos del EURACHEM/ CITAC "Quantifying Uncertainty in Analytical Measurement" (2000). El nivel de confianza establecido fue del 95% ($\alpha = 0,05$; $k = 2$).

3. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

En la Tabla 1 se muestran los resultados de la determinación radioquímica de ^{137}Cs en aguas de mar en 06 perfiles de muestreo durante el período 1999 – 2000. Los valores reportados se encuentran por debajo de la concentración mínima detectable.

En la Tabla 2 se presentan los valores de radiactividad gamma correspondientes a ^{137}Cs y ^{40}K en biota marina registrados durante 1999. Los resultados se encuentran cercanos a la concentración mínima detectable para el caso de ^{137}Cs . La elevada concentración del radionucleido natural ^{40}K se debe a que cuenta con una abundancia isotópica de $1,17 \times 10^{-4}$ respecto al potasio estable.

En la Tabla 3 se muestran los resultados de la determinación radioquímica de ^{90}Sr en aguas de mar en 03 perfiles de muestreo, correspondientes al año 2000. Los valores reportados se hallan por debajo de la concentración mínima detectable.

En la Tabla 4 se muestran los valores de radiactividad gamma en sedimento marino. Se

reportan valores de radionucleidos antropogénicos (^{137}Cs) y radionucleidos naturales (^{40}K , ^{214}Pb , ^{214}Bi , ^{232}Th) para el período 1999 – 2000.

En la Tabla 5 se presentan los niveles de actividad beta global equivalente en sedimento marino para los años 1999 y 2000. En la Tabla N° 06 se presentan los niveles de actividad beta global equivalente en biota marina para 1999.

Tabla 1. Cs-137 en agua de mar.

Año	Perfil	Activ. Esp. (Bq/L)
1999	Ancón	< 0,0291
	Callao	< 0,0391
	Paita	< 0,1432
2000	Punta Falsa	< 0,0581
	Chimbote	< 0,0602
	Ancón	< 0,0356

Tabla 2. Radiactividad gamma en muestras biológicas marinas (Bq kg⁻¹) – 1999.

Perfil	Muestra	Cs-137	K-40
Paita	Merluccius gayi peruanus	< 1,29	91,05
Callao	Cinoscium analis	< 3,43	94,91
Ilo	Isacia conceptionis	< 3,00	153,15
	Odonthesthes regia regia	< 1,39	94,91
	Concholepas concholepas	< 1,85	77,73

Tabla 3. Radiactividad gamma en sedimento marino (Bq kg⁻¹).

	Callao	Paita	Chimbote
	1999	2000	2000
Cs-137	< 14,03	< 7,98	< 11,68
K-40	531,35 ±	568,36 ±	687,07 ±
	365,20	223,38	361,30
Ra-226	< 66,43	< 31,88	< 62,95
Pb-214	10,61 ± 5,28	6,13 ± 2,55	11,03 ± 5,18
Bi-214	25,94 ± 16,26	21,98 ± 8,83	26,82 ± 14,56
Th-232	10,78 ± 3,35	6,33 ± 1,62	14,49 ± 4,07

Tabla 4. Actividad meta en sedimento marino.

Perfil	Muestra	Actividad Beta (Bq / kg)
1999	Callao	88,61 ± 68,81
2000	Chimbote	251,84 ± 164,77
	Paita	235,62 ± 250,41

Tabla 5. Actividad beta en muestras biológicas marinas – 1999.

Perfil	Muestra	Actividad Beta (Bq kg ⁻¹)
Paita	Merluccius gayi peruanus	88,61 ± 68,81
Callao	Cinoscium analis	251,84 ± 164,77
	Isacia conceptionis	235,62 ± 250,41
	Odonthesthes regia regia	254,59 ± 486,73
Ilo	Concholepas concholepas	370,38 ± 220,24

4. REFERENCIAS

- [1]. Carter, M.; Moghissi, A. 1997. Three decades of nuclear testing. *Health Physics* 34: 34 -37
- [2]. Ballestra, S. 1990. IAEA Intercomparison Sample IAEA-368 (Pacific Ocean Sediment) for determination of Artificial and Natural Radionucleides. International Laboratory of Marine Radioactivity. Mónaco.
- [3]. Technical Report Series N° 295. 1989. Measurement of Radionuclides in Food and the Environment. International Atomic Energy Agency.
- [4]. Technical Report Series N° 172. 1986. Effects of ionizing radiation on aquatic organisms and ecosystems. International Atomic Energy Agency.
- [5]. Technical Report Series N° 169. 1975. Reference Methods for Marine Radioactivity Studies II. International Atomic Energy Agency.

EFECTO DE 2, 4 y 6 kGy SOBRE LAS CARACTERÍSTICAS MICROBIOLÓGICAS DE HAMBURGUESA DE POLLO ALMACENADAS A 2 ± 2 °C

Torres Z. ⁽¹⁾ ztorres@ipen.gob.pe, Vivanco M. ⁽¹⁾, Basurto H. ⁽²⁾, Silva M. ⁽²⁾

(1) Instituto Peruano de Energía Nuclear / Lima, Perú

(2) Universidad Nacional Agraria La Molina (UNALM) / Lima, Perú

RESUMEN

Se determinó la dosis de reducción decimal (D_{10}) de *S. typhimurium* en caldo Casoy (TSB) e inoculada en hamburguesa de pollo obteniéndose D_{10} de 0,425 y 0,547 kGy respectivamente, siendo el segundo valor 22,3 % superior. Posteriormente, hamburguesas previamente radioesterilizadas a 15 kGy fueron inoculadas con *S. typhimurium*, y sometidas a dosis de 2, 4 y 6 kGy, que fueron almacenadas por 57 días a 2 ± 2 °C y HR 90-95%. Otro lote de hamburguesas, sin radioesterilización, fue sometido también a 2, 4 y 6 kGy y almacenadas bajo las mismas condiciones con el fin de estudiar la flora natural. Se observó que existe un efecto sinergista entre dosis de irradiación y tiempo de almacenamiento ($\alpha=5\%$) en el recuento de *S. typhimurium*. En hamburguesas sin irradiar, el número de coliformes totales se incrementó de 29 a 4250 NMP/g en el día 22 y para coliformes fecales de 4 a 240 NMP/g, para volver a disminuir al final del periodo de almacenamiento mientras que en las muestras irradiadas no se encontró presencia de coliformes. Las bacterias mesófilas y psicrótrofas nativas disminuyeron su capacidad de formar colonias, proporcionalmente a la dosis de irradiación aplicada. Sin embargo, conforme avanzó el tiempo de almacenamiento, estas bacterias recuperaron su capacidad de crecimiento y de causar deterioro.

ABSTRACT

Decimal reduction dose (D_{10}) of *S. typhimurium* irradiated in Casoy broth (TSB) and inoculated in chicken burger was found to be 0,425 y 0,547 kGy respectively being the second value 22,3 % higher than the first one. Then, chicken burger previously radiosterilized at 15 kGy were inoculated with *S. typhimurium*, irradiated at 2, 4 y 6 kGy and kept under storage for 57 days at 2 ± 2 °C y HR 90–95%. Another batch of

chicken burger without radiosterilization was irradiated at 2, 4 y 6 kGy and stored under the same conditions than the previous one in order to study the natural bacterial flora. It was observed that does exist a synergic effect irradiation dose an time of storage ($\alpha=5\%$) in the counting of *S. typhimurium*. In unirradiated chicken burger, the number of total coliforms was increased from 29 NMP/g at the beginning to 4250 NMP/g at the day 22 and fecal coliforms from 4 to 240 NMP/g; subsequently the number of these bacteria dropped again at the end of the storage time, while in irradiated samples there was not found coliforms. Mesophilic and psicrótrófic bacteria diminished its ability of growing up and making colonies, proportionally at the applied irradiation doses. However, as the storage time advanced these bacteria recovered its ability of growing up and of causing spoilage.

1. INTRODUCCIÓN

El pollo es la fuente de proteína animal de mayor consumo en el Perú [1]. Los grandes volúmenes de producción han permitido la segmentación del mercado creando subproductos con alto valor agregado como la hamburguesa de pollo (carne de pollo, grasa, sal, polifosfatos y pan rayado). Este producto, además de presentar características favorables para el desarrollo de microorganismos (alta Aw, pH cercano a 7 y nutrientes fácilmente disponibles) está expuesto durante su proceso de elaboración a la contaminación microbiana proveniente de diversas fuentes [2]. A los saprófitos ya conocidos *Pseudomonas*, *Aeromonas*, *Achromobacter*, *Proteus* y *Micrococcus* se suman los patógenos *Listeria monocytogenes*, *Staphylococcus aureus*, *Escherichia Coli* y diferentes especies de *Salmonelas*, los cuales están presentes en el 30% de las carcasas de las aves de consumo humano siendo *Salmonella typhimurium* la más importante por su difusión y patogenicidad [3] y por ser en el Perú la segunda causa de enfermedades diarreicas sólo superado por *V. cholerae* [1].

Debido a las características de su proceso de elaboración, este no ha recibido tratamiento para reducir su carga microbiana, por lo que tiene que estar sometido a una rigurosa cadena de frío. Además, algunas cepas de *S. typhimurium*, han demostrado ser resistentes a temperaturas tan bajas como -18°C en sistemas alimenticios [4]. La irradiación ha demostrado ser un buen método para controlar los microorganismos patógenos y en especial *S. typhimurium* que contamina la carne de pollo (ver Refs [5-8]). Además, el 21 de septiembre de 1992, el Departamento de Agricultura de los Estados Unidos aprobó la irradiación de carne fresca y congelada de pollo hasta una dosis de 3 kGy para controlar ciertas bacterias comunes a la carne de pollo que pueden causar enfermedad cuando el pollo no es bien cocido o es mal manipulado [9].

Los objetivos del presente estudio fueron: determinar la dosis de reducción decimal (D_{10}) de *Salmonella typhimurium* en Caldo Casoy (TSB) y en hamburguesa de pollo para determinar su resistencia, así como evaluar el comportamiento de *S. typhimurium* inoculada y de la carga microbiana natural de hamburguesa almacenadas a $2 \pm 2^{\circ}\text{C}$ luego de haber sido sometidas a dosis de 2, 4 y 6 kGy.

2. MATERIALES Y MÉTODOS

El presente trabajo fue realizado en los laboratorios del Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN) del proyecto Planta de Irradiación Multiuso (PIMU).

2.1 Métodos de análisis

Recuento de bacterias aeróbicas mesófilas viables.- Mediante recuento estándar en placa [11] utilizando Agar tripticosa de soya (TSA) (Merck) con adición del colorante 2-3-5-trifenil-2H-tetrazolo (TTC) (Merck) en una concentración de 10 mg/L de agar (de aquí en adelante llamado TSA+TTC). Se contaron las colonias rojas, rojas con halo transparente y las colonias no pigmentadas.

Recuento de bacterias psicrótrofas.- Mediante recuento estándar en placa [10] utilizando Agar TSA+TTC. Se contaron las colonias rojas, rojas con halo transparente y las colonias no pigmentadas.

Recuento de coliformes.- Según lo propuesto por [11] usando el Caldo Lauril Sulfato (Merck), Caldo EC (Merck), Caldo Verde Brillante Bilis-Lactosa (BRILA) (Merck), Agar Eosina Blue Metilene-Lattasio sec. Levine (EMB) y galería INViC (Merck).

Detección de *Salmonella*.- Método propuesto por [11] usando como medio de pre-enriquecimiento no selectivo Caldo TSB, Caldo Rappaport-Vasiliadis (Merck), y Caldo Tetratoato (TT) (Merck).

Detección de *Staphylococcus aureus*.- Según [11]. usando como medio Agar Baird Parker (Merck).

Recuento de mohos y levaduras.- Recuento en placa usando Agar Oxitetraclina Glucosa Extracto de levadura (OGY) con Oxitetraclina (Merck) [11].

2.2 Preparación de muestras

Hamburguesas de pollo (100 g peso, 9 cm diámetro y 0,8 cm espesor aproximadamente) adquiridas de una empresa local fueron trozadas en pedazos de 25 g, transferidos asépticamente a bolsas de polietileno de alta densidad y mantenidos a -18°C hasta su uso.

2.3 Conservación de la cepa

Una cepa de *S. typhimurium* serotipo (O): B (H). I; 1,2 certificada por la unidad de cultivos enteropatógenos del Instituto Nacional de Salud (INS) fue repicada asépticamente sobre Agar TSA e incubado por 18-24 h a 35°C , y conservada en refrigeración. Antes de cada uso, se verificó la pureza de la cepa mediante inoculación en agar TSI (Merck), LIA (Merck) y medio SIM (Oxoid).

2.4 Determinación del valor D_{10} en caldo TSB

Se sembró *S. typhimurium* sobre Agar TSA e incubó a 35°C por 24 ± 2 h. Las células se recuperaron enjuagando la superficie del agar con 100 mL de caldo TSB consiguiéndose una concentración promedio de 9,7 log ufc/mL. 10 mL de esta suspensión se vertió en tubos de ensayo de 2 cm de diámetro previamente esterilizados con calor seco a 190°C por 2

h. Luego estas alícuotas fueron irradiadas a 0; 0,2; 0,4; 0,6; 0,8 y 1 kGy (Irradiador Gammacell 220, fuente de ^{60}Co , Nordion Inc. Canadá) a 20 ± 2 °C en condiciones aerobias y a una tasa de dosis promedio de 2,1 kGy/h. Luego de la irradiación se dejó reposar 30 min para luego ser incubadas, previa dilución, a 35 °C por 24 ± 2 h en placas con agar TSA+TTC y contadas.

2.5 Determinación del valor D_{10} en hamburguesa de pollo

Con la finalidad que la flora nativa no interfiera en el recuento de *S. typhimurium* a ser inoculada, las hamburguesas fueron previamente radioesterilizadas a 15 kGy y dejadas en reposo por un día, enseguida las hamburguesas fueron inoculadas con *S. typhimurium* vertiendo trozos de 25 g en caldo TSB que contenía un cultivo de 24 h ($8 \log \text{ufc/mL}$ aproximadamente), El tiempo de contacto fue de 12 h a temperatura ambiente, luego se embolsaron en polietileno de alta densidad, se sellaron y se procedió a irradiar a 0,2; 0,4; 0,6; 0,8 y 1 kGy a temperatura ambiente (20 ± 2 °C), condiciones aerobias y presión atmosférica. Luego se dio un reposo de 30 min, se realizaron las diluciones y se incubó a 35 °C por 24 ± 2 h en placas con agar TSA+TTC. Se contaron las colonias de color rojo de forma ovalada o esférica.

2.6 Almacenamiento

Trozos de hamburguesa de 25 g usadas para la inoculación de *S. typhimurium* fueron radioesterilizadas a 15 kGy. La inoculación de *S. typhimurium* se realizó igual que en el caso anterior ($8 \log \text{ufc/mL}$ aproximadamente). Se embolsaron en polietileno de alta densidad en condiciones asépticas, luego se sellaron. Inmediatamente después se realizó la irradiación de las hamburguesas inoculadas así como las no inoculadas a dosis de 2, 4 y 6 kGy más un tratamiento control (sin irradiar). Seguidamente se inició el almacenamiento a 2 ± 2 °C, con evaluaciones cada siete días por 57 días. Otro lote de hamburguesas sin

inocular fue irradiado, embolsado y con almacenamiento en las mismas condiciones; en el transcurso del cual se analizaron coliformes totales, coliformes fecales, bacterias aerobias mesófilas viables y bacterias psicrótrofas.

3. RESULTADOS Y DISCUSIONES

La tabla I muestra los recuentos microbiológicos iniciales. Estos resultados están por debajo los límites máximos permitidos para los diferentes grupos de microorganismos especificados por las normas competentes para carne de pollo [12] excepto el recuento de bacterias psicrótrofas, que incluso es mayor al de las bacterias mesófilas. Estos valores elevados pueden estar relacionados a la alta manipulación sufrida durante el proceso de elaboración así como a las condiciones de almacenamiento en congelación (-12 °C).

El recuento de coliformes totales fue de 25,4 NMP/g, el cual esta muy por debajo del límite máximo de 100 NMP/g que establece la norma. Los hongos presentes posiblemente provengan del pan rallado y de las especias, las cuales contienen normalmente alrededor de $5 \log \text{ufc/g}$ [2].

3.1 D_{10} en caldo TSB

El análisis de la curva de regresión (Fig. 1), indica que existe una relación causa-efecto inversamente proporcional entre dosis de irradiación absorbida por la biomasa microbiana y la tasa de supervivencia. El coeficiente de determinación $r^2 = 0,9943$ indica que la tasa de supervivencia se ajusta al modelo lineal para las dosis de irradiación y concentración de bacterias usadas. El valor D_{10} indica que la dosis necesaria para reducir la población superviviente en un ciclo logarítmico es 0,425 kGy. Este valor hallado se encuentra dentro del rango de valores reportado por diversos autores (Refs. [5-8]). Las diferencias pueden deberse a factores experimentales (edad de la cepa, temperatura de incubación e irradiación entretiros).

Tabla 1. Recuentos microbiológicos iniciales de hamburguesa de pollo.

Grupo bacteriano	Promedio de 3 repeticiones (log ufc/g)	Desviación estándar (s ¹)	Especificaciones (log ufc/g) ²
Recuento de Bacterias Aerobias Mesófilas Viables	5,929	0,022	<6
Recuento de Bacterias psicrótrofas	6,165	0,220	<3
Recuento de mohos y levaduras	6,670	0,056	<3
NMP de Coliformes totales	25,4 NMP/g	3,9	<100 NMP
Detección de Salmonella	Neg./25g	0	neg./25 g
Detección de E. Coli	Neg./25g	0	neg./25 g
Detección de S. Aureus	Neg./25g	0	<2

¹ Desviación estándar

² Fuente: [12]. Se usaron datos de carne de pollo por no existir norma de referencia para hamburguesa de pollo.

3.2. D₁₀ en hamburguesa

La curva de regresión (Figura 2) indica que existe una relación causa-efecto inversamente proporcional entre dosis de irradiación absorbida y tasa de supervivencia con un coeficiente de determinación $r^2 = 0,9909$ que indica un buen ajuste al modelo lineal.

Comparando los resultados de la radioresistencia de *S. typhimurium* en caldo TSB y en hamburguesas de pollo, se observa que en el segundo caso se incrementó en 0,122 kGy (22,3%). Dickson y Maxcy (1984) citados por [13] afirman que la principal explicación para este incremento se debería a que en los sistemas alimenticios, parte de los productos radiolíticos reaccionarían con el material orgánico produciendo compuestos estables; de no haber material orgánico que reaccione con los compuestos radiolíticos, estos actuarían sobre la célula microbiana.

Comparando la radioresistencia de *S. typhimurium* con las de otros patógenos relacionados a la carne de pollo, se

hallaron valores de D₁₀ de *E. coli* de 0,388 kGy, *Staphylococcus aureus* de 0,419 kGy y *Listeria monocytogenes* 0,27 kGy [6]. En general los valores para estas bacterias varían también en función a los mismos factores que para *S. typhimurium* y como se puede ver, ésta es la más radioresistente, y podría ser utilizada como indicador para la eliminación por irradiación de los otros microorganismos mencionados [8], [14].

3.3. Efecto de la irradiación durante el almacenamiento

3.3.1 Efecto sobre *S. typhimurium* artificialmente inoculada

En la figura 3 se observa que existe una relación causa-efecto entre dosis de irradiación, tiempo de almacenamiento y supervivencia de *S. typhimurium*. Para los tratamientos de control y 2 kGy, a medida que se prolongó el tiempo se observó una significativa disminución del número de células viables siendo más severa cuando la dosis de irradiación fue mayor.

Tabla 2. Análisis de varianza de los efectos dosis de irradiación y tiempo de almacenamiento sobre el recuento de *S. typhimurium*² inoculada sobre hamburguesa de pollo.

Fuente de variabilidad	SC	GL	CM	FC	F _(0,05)	Significancia
Total	356,64	35				
Dosis ¹	325,28	1	325,28		4,41	*
Tiempo	24,41	8	3,05	35072,25	2,51	*
Dosis x Tiempo	6,68	8	0,83	328,95	2,51	*
Error	0,17	18	0,01	89,98		
Efectos simples						
Dosis x día 1	20,06	1	20,06	2162,72	4,41	*
Dosis x día 8	24,54	1	24,54	2646,15	4,41	*
Dosis x día 15	34,52	1	34,52	3721,95	4,41	*
Dosis x día 22	37,86	1	37,86	4082,07	4,41	*
Dosis x día 29	28,40	1	28,40	3062,09	4,41	*
Dosis x día 36	70,39	1	70,39	7589,45	4,41	*
Dosis x día 43	70,51	1	70,51	7602,39	4,41	*
Dosis x día 50	69,57	1	69,57	7501,04	4,41	*
Dosis x día 57	67,08	1	67,08	7232,57	4,41	*
Tiempo x Control	3,75	8	0,47	50,48	2,51	*
Tiempo x 2 kGy	27,34	8	3,42	368,45	2,51	*

¹ Solo Control y 2 kGy.

² Expresado como log ufc/g

* = Significativo

En la Tabla 2. podemos observar que existen diferencias significativas en la interacción dosis y tiempo de almacenamiento, lo que indica que existe un efecto sinérgico entre irradiación y el tiempo de almacenaje a la temperatura mencionada, en la inactivación de *S. typhimurium*. Del día 36 al 57, la velocidad de muerte, en el tratamiento control, se hace lenta (0,19 ciclos log), posiblemente debido a una adaptación del microorganismo a su medio ambiente. Con las muestras irradiadas a dosis de 4 y 6 kGy los efectos sobre *S. typhimurium* fueron más severos y no se observó crecimiento durante todo el periodo de evaluación.

3.3.2 Efecto sobre la población de coliformes

En la Fig. 4 se puede observar que en el tratamiento control existe una población inicial de coliformes totales de 29 NMP/g y 4 NMP/g de coliformes fecales los cuales se incrementan hasta alcanzar un número de 4250 NMP/g y 240 NMP/g respectivamente a los 22 días, para luego volver a disminuir. El incremento hace suponer que la temperatura de 2±2 °C es apropiada para el desarrollo de algunas especies del grupo coliformes, ver Ref.

[15]. El descenso posterior posiblemente se deba al cambio en la composición del medio que experimentó un pronunciado descenso de pH.

En la Tabla 3. se puede apreciar que a las dosis de 2, 4 y 6 kGy no hubo crecimiento, debido, posiblemente, al pequeño número de bacterias presentes y a que su radioresistencia es mucho menor a la de *S. typhimurium* [14].

3.3.3 Efecto sobre las bacterias mesófilas

En la Fig. 5 se observa que la irradiación causó una disminución inicial del recuento bacteriano proporcional a las dosis aplicadas. Este fenómeno podría deberse a la presencia de diferentes microorganismos con diferente radioresistencia [2]. Conforme avanza el tiempo de almacenamiento, se produce un incremento en el recuento de las colonias de las muestras irradiadas siendo éste más pronunciado para el tratamiento de 6 kGy, seguido del de 4 kGy, 2 kGy y el tratamiento control. El color de las colonias fue rojo oscuro, al final del periodo de almacenamiento aparecieron colonias de color blanco lechoso.

Tabla 3. Número de coliformes en hamburguesa de pollo durante su vida en anaquel (NMP/ g).

Día	Control		2 kGy	4kGy	6 kGy
	coliformes totales	coliformes fecales	Coliformes totales	Coliformes totales	Coliformes totales
2	29	4	<3	<3	<3
15	150	4	<3	<3	<3
22	4250	240	<3	<3	<3
29	1100	215	<3	<3	<3

3.4 Efecto sobre las bacterias psicrótrofas

Según se observa en la Fig. 6 la pendiente del incremento en la población microbiana, luego de haber sido irradiada, es más pronunciada para la dosis de 6 kGy, seguida de la de 4, 2 kGy y el tratamiento control. Se observó también que las colonias son, en general al inicio, de tamaño pequeño.

El color de las colonias, en general, fue al principio rojo oscuro, o rojo con halo transparente; sin embargo, conforme avanzó el tiempo de almacenamiento se apreciaron en todos los tratamientos, colonias con centro rojo y halo transparente mientras que al final de éste también se observaron colonias de color blanco lechoso que fueron más pequeñas.

Los recuentos más altos de las bacterias psicrótrofas respecto a las bacterias mesófilas indicarían que éstas tuvieron mayor poder de recuperación que las mesófilas, posiblemente debido a que la

temperatura de almacenamiento les fue más favorable.

Al igual que en las bacterias mesófilas, el color de las colonias fue rojo oscuro, al final del periodo de almacenamiento aparecieron colonias de color blanco lechoso.

4. CONCLUSIONES

En las hamburguesas de pollo, la dosis de 2 kGy permitió reducir una población de *S. typhimurium* de 8 log ufc/g a 3 log ufc/g, el cual fue reducido a 0 ufc en 25 g durante el almacenamiento a 2 ± 2 °C. Esta dosis también permitió reducir a <3 NMP/g la población nativa de enterobacterias. Las dosis de 4 y 6 kGy tuvieron efectos más severos sobre *S. typhimurium* y coliformes, que no formaron colonias visibles; sin embargo las bacterias mesófilas y psicrótrofas, que fueron también afectadas significativamente, volvieron a multiplicarse y causaron deterioro.

5. REFERENCIAS

- [1] WEBB, R., FERNANDEZ, G. Perú en números. Cuánto. Lima Perú. (1999) 1199 p.
- [2] ICMSF (International Commission on Microbiological Specifications for Foods). Ecología microbiana de los alimentos. Vol II. Ed. Acribia. Zaragoza España. (1980)
- [3] MINISTERIO DE AGRICULTURA.. Industria avícola y desafíos para el quinquenio 1996-2000 Lima. Perú. (1995) 15 p.
- [4] NOSKOWA, G.. Microbiología de las carnes conservadas por frío, Editorial Acribia, España. (1972) 111 p.
- [5] MULDER, R. Ionising energy treatment of poultry. National Symposium on Ionising Treatment of Foods. Sydney 5-6 october 1983. 4p.
- [6] PATTERSON, M.. Sensitivity of bacteria to irradiation on poultry meat under various atmospheres. Letters in Applied Microbiology (1988) 7, 55-58.
- [7] THAYER, D. y BOYD, G.. Effect of ionizing radiation dose, temperature, and atmosphere on the survival of *Salmonella typhimurium* in sterile,

mechanically deboned chicken meat. Poultry Science (1991) 70: 381 – 388

pollo, gallina y pato. Lima Perú. (1983) 8 p.

[8] GIDDINGS, G. y MARCOTTE, M.. Poultry irradiation: for hygiene and safety and market-life enhancement. Food reviews International (1991) 7(3), 259-282.

[13] DION, P. ; CHARBONNEAU, R.; Effect of ionizing dose rate on the radioresistance of some food pathogenic bacterias. Can. J. Microbiology 40 (1994) p. 369-374.

[9] USDA. Poultry Irradiation and preventing foodborne illness. FSIS backgrounder. Sep. 1992 p. 5.

[14] INGRAM, M.. Microbiology of foods pasteurized by ionizing radiation. International Project in the field of Food Irradiation, Karlsruhe, West Germany. (1975) 50 p.

[10] FAO. Análisis microbiológicos. Manuales para el control de calidad de los alimentos. N° 4 Italia. Roma. (1981) 231 p.

[11] USFDA. Bacteriológical Analytical Manual, 8th Edition. MD. USA. (1995) 618 p.

[15] ADAMS, M.; MOSS, M.; Microbiología de los alimentos. Ed. Acribia. Zaragoza España. (1995) 464 p.

[12] INDECOPI.. Norma Técnica Peruana 011.214. Aves para consumo. Definiciones y requisitos de carnes de

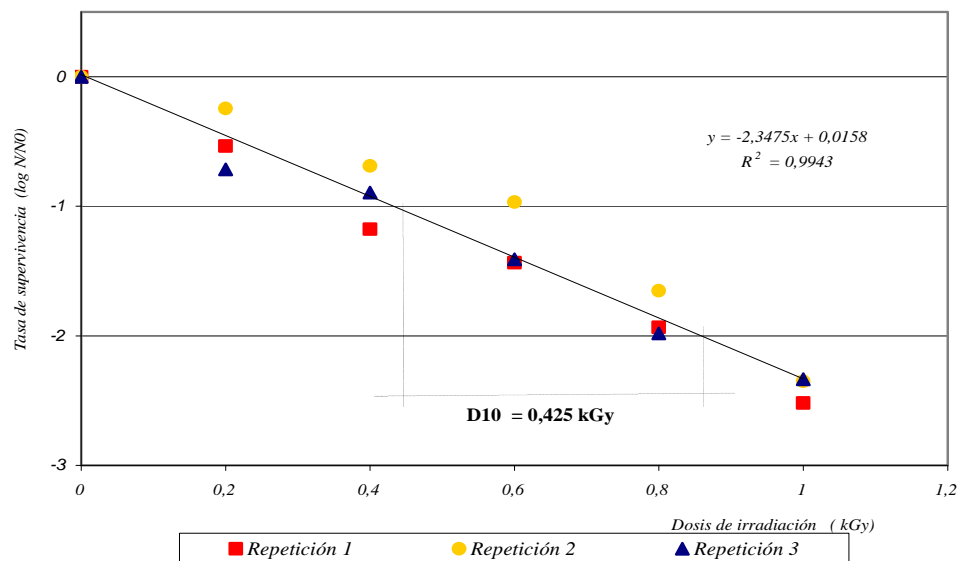


Figura 1. Tasa de supervivencia de salmonella typhimurium sometida a diferentes dosis de irradiación en caldo casoy (TSB).

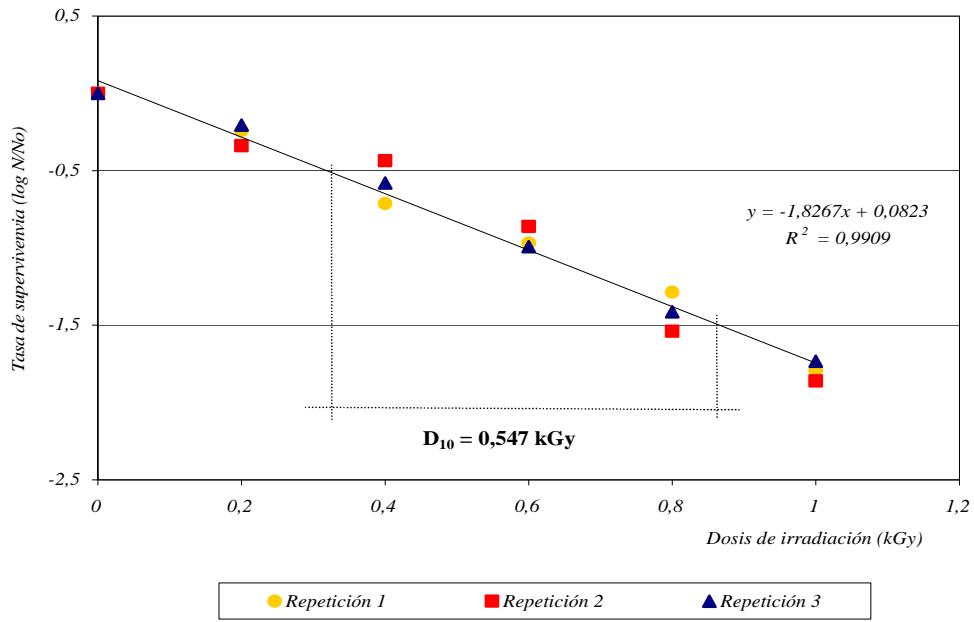


Figura 2. Tasa de supervivencia de salmonella typhimurium sometida a diferentes dosis de irradiación en hamburguesa de pollo.

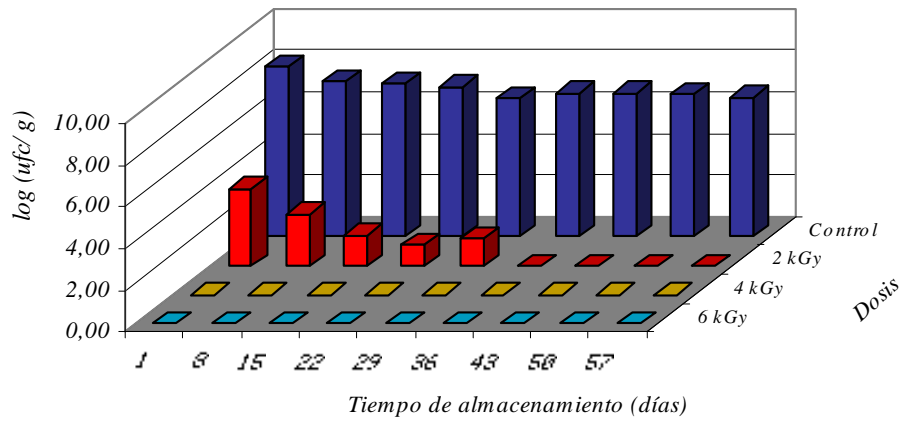


Figura 3. Efecto de la irradiación sobre la supervivencia de salmonella typhimurium inoculada en hamburguesa de pollo y almacenada a $2\pm 2^\circ\text{C}$.

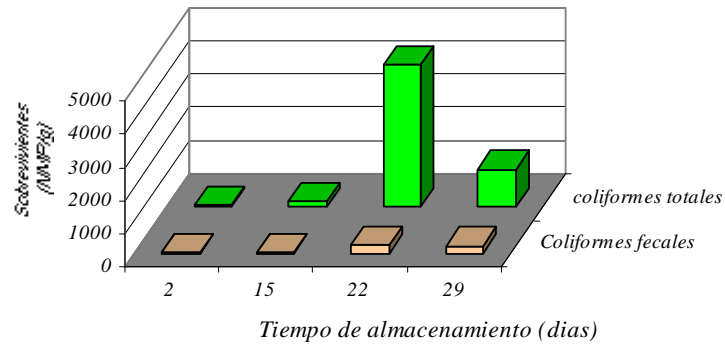


Figura 4. Efecto del tiempo de almacenamiento sobre la supervivencia de coliformes fecales y coliformes totales presentes en hamburguesa de pollo sin irradiar.

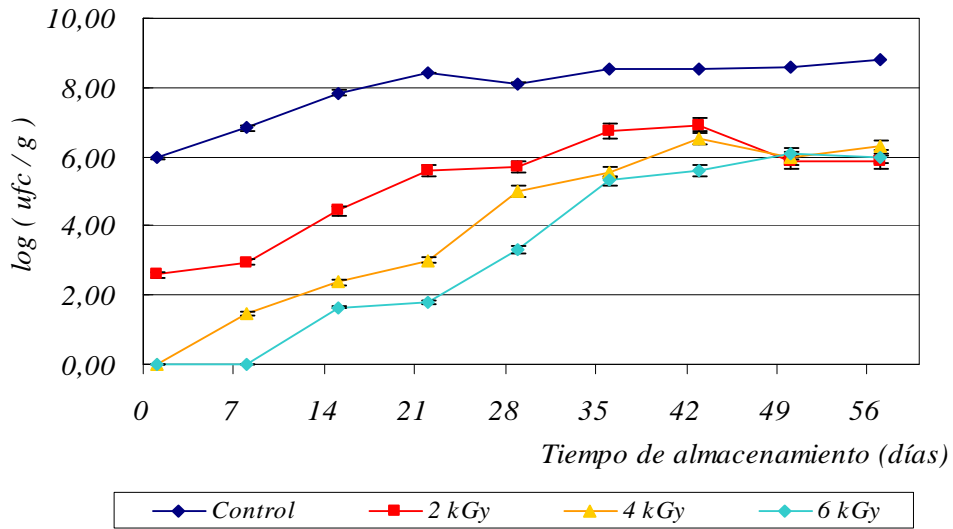


Figura 5. Efecto de la irradiación sobre el recuento de bacterias mesófilas en hamburguesas de pollo almacenadas a 2±2°C.

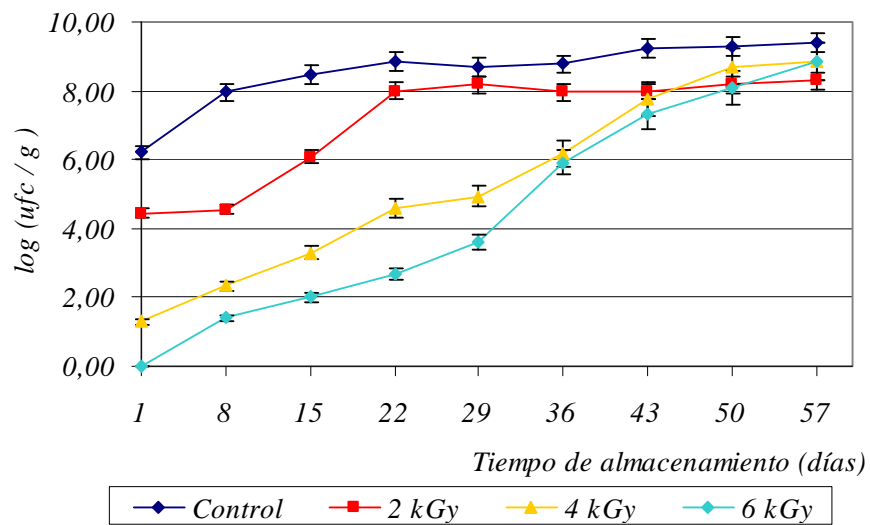


Figura 6. Efecto de la irradiación sobre el recuento de bacterias psicrótrofas en hamburguesa de pollo almacenadas a 2±2°C.

ELIMINACIÓN DE *Vibrio cholerae* EI Tor, EN CONCHAS DE ABANICO (*Argopecten purpuratus*) CON EL USO DE RADIACIÓN GAMMA Y EVALUACIÓN SENSORIAL DEL PRODUCTO

Torres Z.⁽¹⁾ ztorres@ipen.gob.pe, Bernuy B.⁽²⁾, Vivanco M.⁽³⁾, Kahn G.⁽⁴⁾

(1) Instituto Peruano de Energía Nuclear / Lima, Perú

(2) Universidad Nacional Agraria La Molina / Lima, Perú

(3) Universidad Nacional Federico Villarreal / Lima, Perú

(4) Universidad Nacional Agraria de La Selva / Pucallpa, Perú

RESUMEN

Se determinó el valor D_{10} de *Vibrio cholerae* en conchas de abanico (*Argopecten purpuratus*), experimento que fue llevado a cabo *in vivo*. El D_{10} fue de 0,143 kGy por lo que es necesario aplicar 8D en conchas de abanico, que es equivalente a una dosis de 1,14 kGy, la dosis óptima para la extensión de la vida útil de muestras mantenidas bajo condiciones de refrigeración (0-1 °C), examinadas periódicamente bajo el criterio de los diferentes métodos analíticos.

El tiempo de vida útil, para la característica apariencia alcanza el límite de aceptabilidad de 3, a los 11 días para las muestras control y a los 16 y 13 días para las muestras irradiadas a 1 y 2 kGy; olor de las muestras control solo fue aceptado hasta los 13 días mientras que las muestras irradiadas a 1 y 2 kGy sobrepasaron este nivel llegando a 19 y 17 días respectivamente. Del mismo modo, se puede precisar que la vida útil de la característica sabor para las muestras irradiadas a 1 y 2 kGy se extendió hasta los 19 y 20 días respectivamente, mientras que las muestras control sólo alcanzaron los 15 días. La textura de las muestras control se mantuvo dentro de los límites aceptables hasta los 18 días, mientras que las muestras irradiadas a 1 y 2 kGy, llegaron hasta los 21 y 17 días respectivamente. También se estudió el uso del pH y Bases Volátiles Nitrogenadas como índices de calidad.

1. INTRODUCCIÓN

La incidencia de enfermedades transmitidas por alimentos afecta gravemente la salud y productividad en la mayoría de los países en vías de desarrollo, entre éstas destaca nítidamente el cólera, enfermedad que ha causado vastos daños en países como el Perú

donde la epidemia, causó pérdidas del orden de 500 millones de dólares en el comercio internacional de productos marinos el año 1991[1].

La irradiación de alimentos se presenta como una alternativa viable para asegurar la eliminación del *Vibrio cholerae*, en los productos destinados a la exportación o al consumo interno como son las conchas de abanico (*Argopecten purpuratus*), las cuales son producidas ampliamente en crianzas intensivas por algunos países latinoamericanos que las destinan a la exportación en forma de producto crudo-congelado y que se presenta como una especie de riesgo por ser un molusco bivalvo cuyo hábitat se encuentra próximo a la costa, con lo que aumenta las posibilidades de contaminación [2].

El presente trabajo tuvo dos objetivos, el primero fue la determinación de la dosis óptima de irradiación para aumentar el tiempo de vida útil de las conchas de abanico en almacenamiento a temperaturas de refrigeración (0-1 °C) y el segundo la determinación del valor D_{10} para *Vibrio cholerae* en conchas de abanico, estudio que fue conducido *in vivo* y cuyo método de inoculación simula la contaminación natural con agua marina, en la cual el cultivo fue suspendido [3].

2. MATERIALES Y MÉTODOS

2.1. Materia prima

Las conchas de abanico (*Argopecten purpuratus*) usadas para la determinación del valor D_{10} fueron obtenidas directamente del criadero de una planta comercial de procesamiento de moluscos a 30 km de Lima por lo que el tiempo transcurrido entre la captura y el experimento fue de 3 horas. Los especímenes usados para la determinación de la vida útil en almacenamiento fueron comprados en el

Terminal Marítimo de Villa María, teniendo éstas por lo menos 1 día desde la extracción.

2.2. Empacado

Para ambas experiencias se usaron films de Nylon 6 de 25 μ de espesor, selladas a la atmósfera normal y esterilizadas por irradiación, dicho polímero está recomendado para el uso en la radapertización de carnes por su bajo olor residual cuando es sometido a la energía ionizante [4].

2.3. Irradiación

El equipo utilizado para la irradiación fue un Gammacell 220 (^{60}Co), con una tasa de dosis de 48 Gy/min. Para la obtención del valor D_{10} muestras inoculadas con *Vibrio cholerae* fueron irradiadas a dosis de 0,1; 0,2; 0,3 y 0,4 kGy a temperatura ambiente. Las dosis evaluadas para la obtención de la vida útil de las muestras refrigeradas fueron de 1,0 y 2,0 kGy. Para el cálculo de la tasa de dosis se utilizó la dosimetría Fricke.

2.4. Almacenamiento

Todas las muestras (control e irradiadas) fueron mantenidas bajo condiciones de refrigeración (0-1 °C), las mismas que fueron examinadas periódicamente bajo el criterio de los diferentes métodos analíticos para la determinación de la vida útil en almacenamiento, que se indicarán posteriormente.

2.5. Determinación del valor D_{10}

Se determinó el efecto de la radiación gamma (^{60}Co) sobre el *Vibrio cholerae* serotipo Inaba en conchas de abanico, la cual fue incubada en Agua Peptonada Alcalina (APA) a 42 °C y 8 horas, estriada en Agar Infusión Cerebro Corazón (BHIA) inclinado e incubada por 24 horas a 37 °C [5]. El inóculo se obtuvo sembrando una asada del cultivo anterior en 3 matraces con 50 ml de APA e incubándolos a 42 °C por 24 horas; dicho volumen fue vertido en una pecera con agua de mar previamente ozonizada, conteniendo conchas de abanico, las cuales registraron una contaminación aproximada de 10^8 de *V. cholerae*/gr. Se tomaron muestras que fueron homogenizadas e irradiadas a las dosis indicadas en 2,3; y evaluadas microbiológicamente por el método de inclusión en placas con BHIA. Finalmente con los datos de los contajes microbianos (ufc/g) encontrados en función de la dosis de

irradiación se hizo una regresión lineal para obtener una curva semilogarítmica de letalidad donde la inversa negativa de la pendiente es el valor D_{10} [6].

2.6. Métodos analíticos para la determinación de la vida útil en almacenamiento

2.6.1. Evaluación sensorial

Las evaluaciones sensoriales del control y muestras irradiadas fueron llevadas a cabo el día 1ro(después de la irradiación), 6to, 11vo y 16vo día del almacenamiento por un panel entrenado de 5 miembros. La preparación de las muestras, para su evaluación, fue como sigue: las conchas de abanico se cocinaron al vapor, sin la adición de sal ni otros aditivos, por 3 minutos y colocadas en platos codificados. Se utilizó una tabla con una escala descriptiva de las características organolépticas con puntaje de 1 a 5, presentada en el anexo 1, que fue preparada tomando como patrón referencial, la tabla de calificación elaborada por Singson et al. [7].

2.6.2. Análisis microbiológico

Evaluaciones microbiológicas del control y muestras irradiadas fueron ejecutados a intervalos de 7 días durante su almacenamiento en refrigeración efectuándose recuentos de microorganismos aerobios totales usando el método de inclusión en placas con BHIA incubadas a 22°C por 24 horas (experiencia personal).

2.6.3. Análisis químicos

2.6.3.1. Bases volátiles totales (BVT-N)

Fueron cuantificadas por el método de Microdifusión en placas Conway [8], empleando ácido bórico y carbonato de potasio saturado e incubado a 37 °C por 90 minutos. La titulación se llevó a cabo con ácido clorhídrico 0,02N. Las muestras control e irradiada a la dosis óptima, fueron evaluadas inmediatamente después de la irradiación, 6to, 11vo y 16vo día de almacenamiento en refrigeración.

2.6.3.2. pH

El pH de la muestra homogenizada fue

determinada en un potenciómetro eléctrico en una proporción de carne /agua destilada: 1/10[9].

3. RESULTADOS Y DISCUSIONES

3.1 Efectos de la irradiación sobre el *vibrio cholerae*

Esta fase de la investigación se centró en la determinación del valor D_{10} en conchas de abanico, experimento que fue llevado a cabo in vivo, dada la característica de filtrador propia de este espécimen por la cual los vibrios presentes en el medio marino son absorbidos en forma natural y depositados en el sistema digestivo de los mencionados bivalvos

La figura 1 muestra la curva de supervivencia del *Vibrio cholerae* ajustada mediante una regresión lineal. El valor D_{10} fue de 0,143 kGy con un coeficiente de determinación R^2 de 0,97 por lo que es necesario aplicar 8D (que es la dosis equivalente para eliminar una población de 10^8 UFC la cual es el promedio de células que pueden causar la enfermedad [10]) en conchas de abanico, que es equivalente a una dosis de 1,14 kGy.

Esto concuerda con los datos obtenidos por Ref. [3] quien realizó experimentos in vivo utilizando ostras (*Classostrea brasiliana*) obteniendo un valor de 1,5 kGy para la inactivación

de un promedio de 8 ciclos logarítmicos de *Vibrio*

cholerae 0139. Asimismo Ref. [3] halló el valor D_{10} para los serotipos Inaba y Ogawa de *Vibrio cholerae* entre 0,13 y 0,19 kGy .

3.2. Evaluación sensorial

3.2.1. Materia prima

La calidad de la materia prima se consideró como muy buena de acuerdo a lo reportado en la Tabla I en la cual se observa que el primer día el promedio de los puntajes otorgados por los miembros del panel para las características olor y apariencia de las muestras crudas alcanzaron el umbral de los 5 puntos.

3.2.2. Conchas de abanico crudas

Los panelistas reportaron un ligero aroma impropio (off-odor), que se percibió en el momento de la apertura del empaque, el mismo que se disipaba muy rápidamente. Experiencias pasadas a dosis por debajo de 1 kGy, en ostras, indicaron presencia de olor grasoso[11]. De la Tabla 1 se halla mediante una regresión lineal que el tiempo de vida útil, para la característica apariencia alcanza el límite de aceptabilidad de 3, a los 11 días para las muestras control y a los 16 y 13 días para las muestras irradiadas a 1 y 2 kGy, respectivamente.

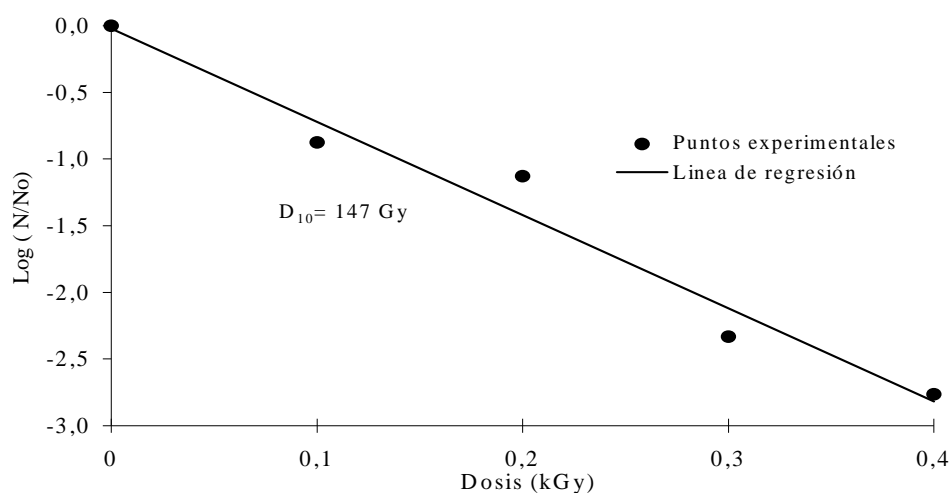


Figura 1. Determinación del valor D_{10} para *vibrio cholerae* en conchas de abanico.

Tabla 1. Calificaciones promedio y límites de confianza de parámetros organolépticos evaluados en conchas de abanico crudas.

Días de almacenamiento	Control				1 kGy		2 kGy			
	Apariencia	Puntaje	Límite inferior	Límite superior	Puntaje	Límite inferior	Límite superior	Puntaje	Límite inferior	Límite superior
1		5,00	2,63	7,25*	5,00	4,57	5,56*	4,93	3,89	6,31*
6		4,13	1,96	6,00*	4,47	3,93	4,80	4,53	3,24	5,36*
11		2,53	1,00**	5,04*	3,67	3,23	4,10	3,53	2,44	4,56
16		2,33	-0,25**	4,37	2,93	2,47	3,46	2,60	1,49	3,91
Olor										
1		5,00	3,86	6,07*	4,93	4,32	5,40*	4,87	4,41	5,21*
6		4,20	3,17	5,10*	4,27	3,88	4,83	4,20	3,91	4,61
11		3,07	2,33	4,27	3,80	3,37	4,32	3,67	3,36	4,06
16		2,60	1,36	3,57	3,40	2,80	3,88	3,20	2,75	3,55

* La calificación se toma como igual al puntaje máximo (5)

** La calificación se toma como igual al puntaje mínimo (1)

De acuerdo a los resultados indicados en la mencionada tabla tenemos que el olor de las muestras control sólo fue aceptado hasta los 13 días mientras que las muestras irradiadas a 1 y 2 kGy sobrepasaron este nivel llegando a 19 y 17 días respectivamente.

3.2.3. Conchas de abanico cocidas

De la Tabla 2 se puede observar que las muestras control presentaron un olor aceptable sólo hasta los 13 días a diferencia de las muestras irradiadas a 1 y 2 kGy que llegaron a alcanzar los 18 y 17 días respectivamente.

Tabla 2. Calificaciones promedio y límites de confianza de parámetros organolépticos evaluados en conchas de abanico cocidas.

Días de almacenamiento	Control				1 kGy		2 kGy			
	Olor	Puntaje	Límite inferior	Límite superior	Puntaje	Límite inferior	Límite superior	Puntaje	Límite inferior	Límite superior
1		4,87	3,21	6,14*	4,67	3,40	5,63*	4,33	3,71	4,89
6		3,73	2,67	5,23*	3,87	3,08	5,04*	3,80	3,38	4,42
11		3,07	1,94	4,50	3,53	2,63	4,58	3,60	2,98	4,02
16		2,67	1,03	3,96	3,27	2,04	4,27	3,07	2,51	3,69
Sabor										
1		4,80	3,75	5,61*	4,60	3,75	5,28*	4,53	3,53	5,43*
6		3,93	3,25	4,87	3,93	3,43	4,76	3,93	3,27	4,92
11		3,33	2,63	4,25	3,73	3,01	4,34	3,87	2,88	4,53
16		2,93	1,89	3,75	3,27	2,49	4,02	3,27	2,37	4,27
Textura										
1		4,93	3,97	5,71*	5,00	4,84	5,12*	4,73	3,53	5,70*
6		4,13	3,56	5,07*	4,47	4,37	4,62	4,00	3,15	5,04*
11		3,87	3,03	4,54	4,00	3,88	4,13	3,40	2,63	4,52
16		3,27	2,39	4,13	3,53	3,38	3,66	3,20	1,97	4,14

* La calificación se toma como igual al puntaje máximo (5).

Del mismo modo se puede precisar que la vida útil de la característica sabor para las muestras irradiadas a 1 y 2 kGy se extendió hasta los 19 y 20 días respectivamente mientras que las muestras control, sólo alcanzaron los 15 días. La textura de las muestras control se mantuvo dentro de los límites aceptables hasta los 18 días, mientras que las muestras irradiadas a 1 y 2 kGy, llegaron hasta los 21 y 17 días respectivamente.

3.3. Evaluación microbiológica

Los análisis microbiológicos se realizaron periódicamente a partir del día 1, tanto para la muestra control como para las irradiadas. Los resultados aparecen en la Tabla 3.

Los recuentos obtenidos para el día 1, demuestran que desde el punto de vista microbiológico la materia prima era de baja calidad lo cual es usual en países con un control sanitario deficiente como es el caso del Perú, donde la comercialización de productos se realiza en condiciones deficientes.

Al comparar los valores hallados en las muestras irradiadas con el control, el primer día de análisis, se puede observar una disminución significativa de la población microbiana del orden de 0,764 log para la muestra irradiada a 1 kGy y de 2,93 log para la tratada a 2 kGy, lo

cual demuestra la efectividad de las dosis empleadas. Tanto los controles como las muestras irradiadas experimentaron un aumento relativo del número de gérmenes por gramo, a lo largo del almacenamiento, encontrándose en el nivel de rechazo ($1,00 \times 10^6$) en el día 2 para el control y en los días 9 y 16 para 1 y 2 kGy respectivamente. Es necesario hacer notar que la temperatura de incubación empleada (22°C) es la recomendada para este tipo de productos y se dice que los recuentos resultan ser 10 veces más altos que si se emplea la temperatura de 35-37 °C [12].

3.4 Análisis químicos

3.4.1 Nitrógeno de bases volátiles totales

Como se sabe la mayor parte de los ensayos de frescura para la determinación de calidad están basados en la detección y posterior medida de compuestos de degradación, producidos por desarrollo microbiano, tales como ácidos, aminos y demás bases volátiles [13]. Por este motivo en el presente estudio se realizaron los análisis de estos índices, para compararlos entre sí y con los análisis microbiológicos y sensoriales para conchas de abanico irradiadas de modo de seleccionar los tratamientos de irradiación que presenten un mejor comportamiento.

Tabla 3. Recuento total de aerobios mesófilos totales.

Días de almacenamiento	Control	1 kGy	2 kGy
1	$8,70 \times 10^5$	$1,50 \times 10^5$	$1,00 \times 10^3$
6	$6,30 \times 10^6$	$8,10 \times 10^5$	$1,33 \times 10^4$
11	$3,40 \times 10^7$	$1,47 \times 10^6$	$3,70 \times 10^5$
16	$5,40 \times 10^8$	$4,59 \times 10^6$	$1,81 \times 10^5$

Como se puede observar en la figura 2, que el contenido de N-BVT (mgN/100g) presenta un comportamiento diferente en las muestras irradiadas comparándolas con las muestras controles para diferentes días de almacenaje. Así mientras el contenido de N-BVT, crece en forma acelerada en las conchas de abanico no irradiadas a partir del 6to día, en el producto irradiado se mantienen bajos los valores, hasta el día 11 en donde presenta un incremento moderado. Algunos autores afirman [14] que se obtiene un aumento permanente de ácidos y bases en los productos marinos de alto porcentaje proteico irradiados una vez que el número de gérmenes por gramo es superior a 10^8 , esto implica indudablemente que son de escaso

valor (estado de descomposición) tomando en cuenta este índice de calidad. Así las bases volátiles resultan ser buenos índices sólo para el producto no irradiado, ya que en estas muestras el contenido de nitrógeno se va incrementando notoriamente a través del período de almacenamiento.

3.4.2 pH

Se observa que el pH inicial de la materia prima muestra valores bajos (6,05 en promedio) comparado con el rango sugerido por Ref.[9] quien indica que la concha de abanico fresca debe tener un pH entre 6,3 y 6,9; mientras que la de baja frescura muestra un pH menor

a 5,8; esto se debió a que las conchas de abanico compradas en el Terminal Marítimo de Villa María tenían como mínimo de 17 a 20 horas desde la extracción, la misma que se realiza en la caleta de Pisco el día anterior a la compra.

En la figura 3 se puede observar la variación del pH en función al tiempo; mediante una regresión lineal determinamos que la muestra control llega al valor límite de

frescura el día 14; mientras que la muestra irradiada a 1 kGy analizada en forma similar llegaría el día 27; por lo que si tomáramos en cuenta, únicamente, este criterio se podría concluir que la irradiación a 1 kGy es el método adecuado para la conservación de conchas de abanico irradiadas y almacenadas bajo refrigeración (0-1 °C); afirmación que deberá ser corroborada por los demás análisis.

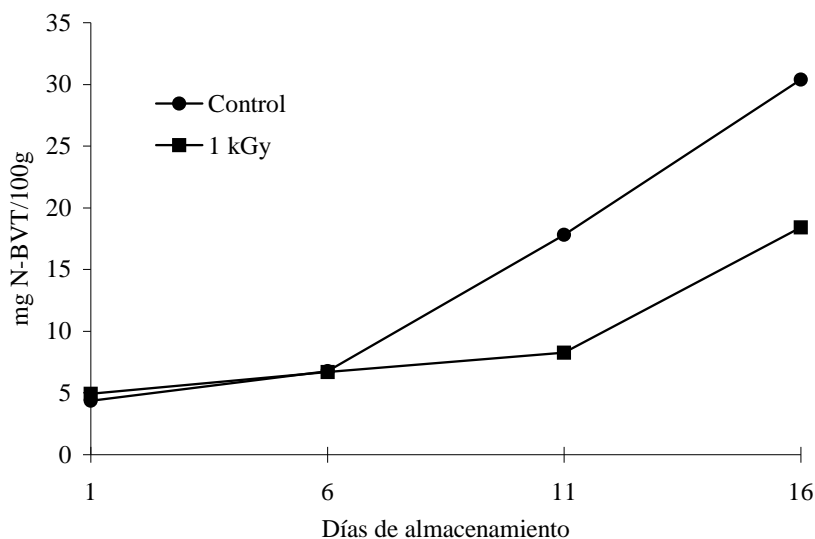


Figura 2. Variación del contenido de nitrógeno de las bases volátiles totales en conchas de abanico crudas control e irradiada a 1 kGy.

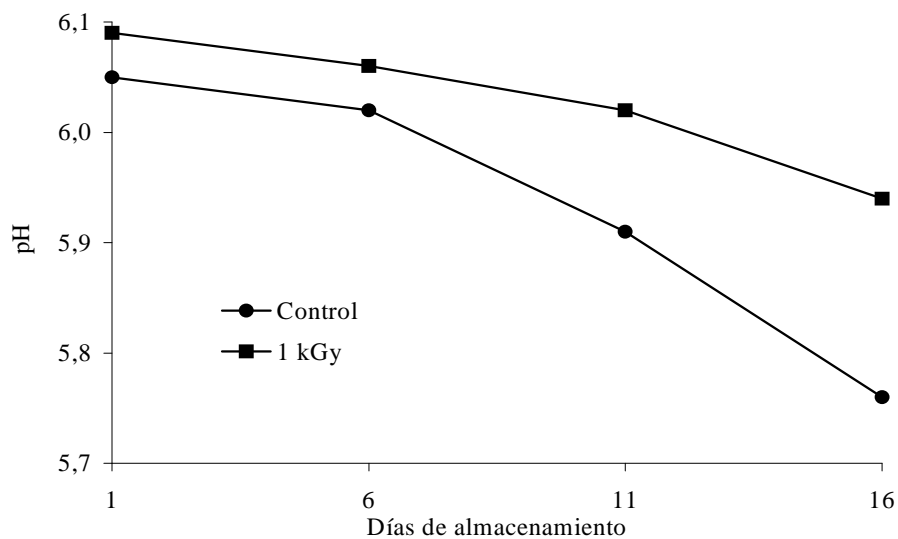


Figura 3. Evaluación del pH en conchas de abanico control e irradiadas a 1 kGy, almacenadas en refrigeración.

Durante el tiempo de almacenamiento se observó una disminución gradual del pH, lo cual se debe a los cambios bioquímicos que experimenta el músculo durante el post-mortem, de los cuales, el más importante es la glicólisis, en el que la degradación del glucógeno conduce a la producción de lactato o en algunos casos, mediante una vía alterna, piruvato. La presencia de estos compuestos se refleja inmediatamente en la disminución del pH [15]. De la misma manera se ha encontrado que algunos microorganismos participan en la formación de ácidos orgánicos, pero esta vía de acidificación se considera intrascendente ya que sólo fermentan un 3 % del total del glucógeno existente en los moluscos. Se recomienda una disminución de la temperatura de

almacenamiento ya que a bajas temperaturas la velocidad de las reacciones enzimáticas se reduce.

3.5 Análisis de costos

3.5.1 Características de la Planta de irradiación

La planta, como observamos en la tabla 4, es del tipo plurifuncional la cual alberga inicialmente una carga de 100 000 Ci, incrementables a 630 000 Ci. El bunker de la planta es un ambiente blindado con paredes de 0,6 a 1,2 m de espesor, y tiene unas dimensiones de 14,0 x 6,6 m en él se encuentra la piscina, cuyas dimensiones son de 2,0 x 2,8 x 4,8 m.

Tabla 4. Características principales de la planta de irradiación.

Conceptos	Especificaciones
Fuente de radiación ionizante	Cobalto 60
Tipo de fuente (lámpicas)	INK-7-4-(URSS)
Actividad nominal inicial	100 kCi
Forma del irradiador	plano
Número de fuentes (lámpicas) para actividad nominal inicial	50
Número de fuentes (lámpicas) para actividad real inicial	56
Capacidad máxima de fuentes	850
Actividad potencialmente máxima cargable inicialmente	630 kCi
Recargas previstas	cada año
Vida útil prevista	15 años
Energía de la radiación ionizante	1,2 Me V
Rango de absorción de dosis promedio	0,1 a 50 kGy
Ratio de absorción de dosis	1,3 máximo
Dimensiones de empaque de "container"	0,4 x 0,4 x 0,4 m
Factor de utilización	25 % mínimo
Número de días de operación al año	350
Número de turnos por día	3
Modos de operación	lote y continuo
Tasa de dosis equivalente:	
a) En la cámara de irradiación con el irradiador en posición de almacenamiento	2,5 Mrem/h
b) Sobre el techo de la cámara de irradiación con el irradiador en posición de trabajo	2,5 Mrem/h

Tabla 5. Costos de capital y costos de operación de la planta de irradiación.

COSTOS DE CAPITAL	COSTOS (US \$)
Construcción civil	1 300 000
Maquinarias y equipos	1 100 000
COSTO TOTAL DE CAPITAL	US \$ 2 400 000
COSTOS DE OPERACIÓN POR AÑO	
COSTO ANUAL DIRECTO DE OPERACIÓN	
<u>Costos de personal</u>	
Jefe de Planta	12 960
Jefe de operación	12 600
Asistente de planta	10 800
Control de calidad	8 400
Gerencia	36 000
Administrativo	54 000
Personal obrero	25 200
<u>Servicios</u>	
Mantenimiento (5% valor eq.)	55 000
Utilitarios (Gastos administrativos)	10 000
Recargo de Co-60 (12,5%)	22 500
Servicios (Agua, luz y tel.)	5 600
	US \$ 253 060
COSTO ANUAL INDIRECTO DE OPERACIÓN	
<u>Depreciación, interés y seguros</u>	
Depreciación de la inversión total (10%)	240 000
Interés basado en 6% del capital total	72 000
Seguros	24 000
	US \$ 336 000
COSTO ANUAL TOTAL	US \$ 589 060

3.5.2 Características del producto

Actualmente el Perú, que es considerado entre los países productores de conchas de abanico, no aporta sino el 0,2% de la producción mundial (700 toneladas), siendo la costa central del país la principal zona de producción de dichos moluscos.

El producto destinado al mercado internacional se empaca en bolsas de polietileno de 1 Kg. capacidad por cada una. La planta de irradiación peruana seleccionada para este análisis de costos en conchas de abanico, es del tipo IV con 45 jaulas que cumplen un circuito alrededor de la fuente de cobalto 60 a una velocidad de 7 m/min. Con lo cual para que el producto reciba una dosis de 1 kGy, cada jaula deberá permanecer 11 minutos en la cámara de irradiación. Considerándose 20 horas efectivas de trabajo al día se podría irradiar un máximo de 12,35 ton de este producto. De los datos observados en la tabla 5 y tomando en cuenta que el costo de irradiación en esta instalación es de US\$ 80,69 por hora, de lo que se deduce que el costo de irradiación por

kg. de concha de abanico es de US\$ 0,1568.

4. CONCLUSIONES

El valor D_{10} para *vibrio cholerae* fue de 0,143 kGy con un coeficiente de determinación R^2 de 0,97 por lo que es necesario aplicar 8D (que es la dosis equivalente para eliminar una población de 10^8 UFC la cual es el promedio de células que pueden causar la enfermedad) en conchas de abanico, que es equivalente a una dosis de 1,14 kGy.

La materia prima con la cual se trabajó para la determinación de la vida útil en almacenamiento fue de mala calidad ya que presentó recuentos bacterianos altos así como valores iniciales de pH inferiores a los recomendados, lo cual es debido a las deplorables condiciones sanitarias durante la comercialización. Asimismo se consiguió una disminución significativa de la población microbiana; en las muestras del primer día fue de 0,764 log para la muestra irradiada a 1 kGy y de 2,93 log para la tratada a 2 kGy.

La dosis de 1 kGy aumenta la vida útil de las conchas de abanico crudas considerando los parámetros apariencia y olor, conclusión que es apoyada por los valores de pH. Se encuentra cuestionable el uso de la cuantificación del N-BVT como un índice de calidad para conchas de abanico irradiadas, no así para el mismo producto sin irradiar.

Se recomienda una disminución de la temperatura ya que el mismo influye directamente sobre la tasa de formación de compuestos acidificantes sean estas de origen microbiano o bioquímico; vía, esta última, que actúa independientemente al proceso de irradiación a las dosis trabajadas.

REFERENCIAS

- [1] IAEA/FAO/PAHO/WHO. Technical consultation on irradiation as a public health intervention measure for control foodborne disease in Latin America and the Caribbean, Washington, (1992).
- [2] OPS/OMS., Riesgo de transmisión del cólera por los alimentos, RIMSA 7/22 WashingtonDC EUA., (30 de Abril de 1991), Tema 10.A
- [3] IAEA/FAO/PAHO/WHO. 2nd. meeting of the IAEA/FAO/PAHO/WHO coordinated research project on use of irradiation as a public health intervention a leaseure to control foodborne disease in Latin America and the Caribbean, Tampa, (1997).
- [4] KILLORAN, J.J., Adv. Chem. Ser., 135 (Chem. Food packag.), (1974) 87.
- [5] CARVAJAL C., ET AL., Microbiología de alimentos marinos, CONCYTEC, Lima, (1991) 55-57.
- [6] MUÑOZ, B.R., SANCHEZ, V.M., UZCATEGUI, A.E., VACA, F.C., Preservación de alimentos por irradiación, Escuela Politécnica Nacional, Quito (1985) 89-93.
- [7] SINGSON, C., et al., Technoeconomic feasibility of food irradiation in the Philippines STI/PUB/883 IAEA, Vienna (1992) 159.
- [8] CONWAY; BYRNE. Métodos de microdifusión en bioquímica, (1933) 27: 41.
- [9] MAZA, R.S., HAMAMOTO, M.H., MUÑOZ, P.A., Manual técnico de conchas de abanico, Congelación del músculo aductor y control de calidad ITP, CATC/publicaciones, Lima (1984).
- [10] OPS/OMS, Contaminación microbiana de los alimentos vendidos en la vía pública, Ed. por Claudio Almeida et al. (1996) 3-4
- [11] GARDNER, E.A., WATTS, B .M., Effect of ionizing radiation on southern oysters, Food Technol.11 (1959) 329.
- [12] FIGUEROA, C., et al. Efecto del pretratamiento con soluciones de tripolifosfato en filetes de merluza radurizados. Comisión chilena de Energía Nuclear Santiago de Chile (1979) 48.
- [13] GALLARDO, S.M., El contenido de bases volátiles como índice del grado de frescura en productos pesqueros. Informe Tec. Inst. Inv Pesq. (1978) 58.
- [14] MAYNARD, A., STEINBERG. The atom preserves seafoods. Proceeding of the gulf and caribbean fishing institute (1965) 56-63.
- [15] YU, B., RICKANSRUB, E., FORSYTHE, E., Postmortem biochemical changes and muscles properties in surf clam (*Spisula solidissima*), Journal of food Science. Vol. 43 (1978) 35-37.

ELIMINACIÓN DE *VIBRIO CHOLERA* 01, BIOTIPO EL TOR, SEROTIPO INABA EN ALMEJAS (*Gari solida*) EMPLEANDO LAS RADIACIONES GAMMA

Torres Z. ⁽¹⁾ ztorres@ipen.gob.pe, Guzmán E. ⁽²⁾, León R. ⁽²⁾

(1) Instituto Peruano de Energía Nuclear / Lima, Perú

(2) Universidad Nacional Federico Villarreal / Lima, Perú

RESUMEN

El presente estudio fue llevado a cabo con el propósito de determinar el valor D_{10} del *Vibrio cholerae* El Tor en almejas, *in vivo* hasta una concentración de 10^5 Vibrios/g. Se calculó un valor D_{10} igual a 0,136 kGy, frente 0,127 kGy en solución salina peptonada; calculándose una dosis de 1,088 kGy (8D) para su total eliminación. Así mismo se determinó que 2 kGy era la dosis óptima de irradiación mediante una evaluación sensorial en muestras crudas y cocidas, con análisis microbiológico paralelo, hasta los 21 días en almacenamiento a una temperatura de 0-1 ° C y H.R del 85%. Se calculó una extensión de vida útil para la apariencia, el olor y la textura en muestras crudas irradiadas de 21, 21 y 23 días, respectivamente, frente a los 12, 11, y 5 días para la muestra control. En cuanto a las muestras cocidas irradiadas fueron calculados para el olor, el sabor y la textura, 21, 22, y 25 días frente a 13, 13 y 15 días para las muestras cocidas control. Los resultados de las pruebas sensoriales fueron evaluados por un diseño factorial $4 \times 3 \times 3$, con un nivel de confianza del 95%.

También se determinó la composición química proximal de las almejas control e irradiadas a 2 kGy sin encontrar diferencias significativas. Se analizó también los atributos de frescura como las bases volátiles totales nitrogenadas (mgN/100g), el pH y la cantidad de líquido exudado o drip para ambas muestras, mostrando la muestra irradiada a 2 kGy mayor resistencia a la descomposición.

1. INTRODUCCIÓN

La almeja *Gari solida* (Gray, 1828) es un pelecípodo dioico, vive enterrado en un sustrato de arena y grava, en la zona intertidal hasta 5 m. Su distribución geográfica va desde Pucusana (Perú) hasta el Archipiélago de los Chonos (Chile)[1].

Por su naturaleza de ser un molusco bivalvo filtrador, bombea gran cantidad de agua, concentrando la materia orgánica así como los microorganismos patógenos presentes en ella, convirtiéndose el consumo crudo de este bivalvo en un riesgo para la salud humana [2]. Este molusco presentó una contaminación del 1,18% de *Vibrio cholerae* en 17 ejemplares analizados durante febrero de 1991 hasta julio de 1992 por el Instituto Tecnológico Pesquero del Perú; época donde el Perú sufrió una epidemia causada por este microorganismo enteropatógeno [3].

Vibrio cholerae 01 ha sido incriminado en los numerosos brotes acaecidos en varios continentes. Las especies acuáticas que viven en aguas salobres y estuarinas han sido consideradas como una fuente de este microorganismo como lo sugiere Kaysner y colaboradores [4]. *V. cholerae* grupo No 01 también ha sido asociadas con enfermedades diarreicas, pero no tan severas como la causada por *V.cholerae* 01.

En la epidemia peruana no se conoce el origen o emergencia de la misma habiéndose sugerido diversas hipótesis como el movimiento de personas (por avión, barco), el agua como vehículo, los alimentos agrícolas contaminados, animales y especies marinas.

Los estudios realizados con especies marinas nos dicen que el tratamiento con radiaciones ionizantes es muy ventajoso tanto para extender el almacenamiento de estos productos a temperatura de refrigeración así como para la descontaminación de microorganismos patógenos especialmente gramnegativos como el *V. cholerae* [5].

Se plantearon como objetivos principales la determinación del valor D_{10} para *Vibrio cholerae* 01, biotipo El Tor, serotipo Inaba en almejas vivas, y el cálculo de la dosis adecuada para su eliminación (8D), así como también la determinación de la dosis óptima de irradiación mediante un análisis sensorial y

microbiológico para prolongar la vida útil de este alimento marino.

2. MATERIALES Y MÉTODOS

2.1. Determinación del valor D_{10} para *V. cholerae* El Tor en almejas *in vivo*

2.1.1 Materia prima

Las almejas vivas fueron recolectadas de la extracción de muestras comerciales de Laguna Grande (14°09'S y 76°16'W) en Pisco Perú y transportadas al Laboratorio, donde fueron lavados con agua de mar con la finalidad de eliminar los restos de arena y fango que se encuentran por lo general en el exterior de las valvas. Luego fueron sumergidas a una pecera con 40 litros de agua de mar ozonizada 50 horas antes de la inoculación del *vibrio cholerae*.

2.1.2 Preparación de la suspensión

La cepa de *vibrio cholerae* El Tor, serotipo Inaba fue obtenida del Ministerio de Salud y para su recuperación, se suspendió una alícuota en una solución de agua peptonada alcalina (APA), incubándose por 8-12 horas a 42°C, para luego ser estriada en agar tiosulfato citrato bilis sacarosa (TCBS) el cual fue incubado a 37°C por 24 horas de la cual se estrió una colonia en agar Infusión Cerebro Corazón (BHIA) inclinado el cual fue incubado por 24 horas a 37°C [3] obteniéndose una concentración entre 10^8 - 10^9 UFC/ml en 150 ml de APA.

2.1.3 Inoculación de la suspensión

El agua de mar previamente ozonizada conjuntamente con las almejas vivas fue contaminada con el inóculo de *vibrio cholerae* preparado.

2.1.4 Análisis de las muestras

Se realizaron ensayos llegándose a encontrar que en un tiempo de 3 horas las almejas se contaminaban hasta una concentración de $4,2 \times 10^6$ UFC de *vibrio cholerae* /g. Para ello se empleó como medio diluyente APA y para el conteo de las colonias agar TCBS (método de extensión en superficie) [12].

2.1.5. Irradiación de las muestras

El irradiador fue el Gammacell 220 cuya fuente fue el ^{60}Co , en donde las muestras contaminadas, embolsadas, se irradiaron a 0,1; 0,2; 0,3; y 0,4 kGy a temperatura de la sala (25-27 °C). Posteriormente se aplicó un tiempo de recuperación de 1 hora, de las muestras enteras previamente desvalvadas en agua peptonada alcalina. Además como punto de referencia se determinó el valor D_{10} para *vibrio cholerae* en solución salina peptonada.

2.1.6 Recuento bacteriano

Se tomaron 5 muestras de almejas vivas desvalvadas y se dejaron reposar por 1 hora en agua peptonada alcalina en proporción 1:1; desde la cual se realizaron diluciones decimales. Se sembró por el método de extensión en superficie utilizando TCBS con el propósito de obtener recuentos específicos de *vibrio cholerae*, debido a que si el medio de siembra fuese otro habría interferencia con el crecimiento de otros microorganismos propios de la flora intestinal de la especie. La cepa irradiada en solución salina peptonada fue analizada de la misma manera. La determinación del valor D_{10} se halló por regresión lineal.

2.2. Determinación de la dosis óptima de irradiación

Las muestras de almejas fueron obtenidos del Terminal Pesquero de Villa María del Triunfo; fueron limpiadas, lavadas con agua potable, escurridas, colocadas en bolsas de polietileno, selladas al aire e irradiadas acompañadas con bolsas de hielo a 1, 2 y 3 kGy. Para el cálculo del tiempo de exposición se utilizó la dosimetría Fricke [11]. Los lotes irradiados y sin irradiar fueron colocados en almacenamiento a 0-1 °C, durante 21 días, durante los cuales se evaluó las características organolépticas tanto en muestras crudas como en cocidas utilizando una escala de 5 puntos, así como también el crecimiento microbiano a 22°C.

2.2.1 Evaluación sensorial

Se utilizaron 5 panelistas entrenados utilizando una escala de evaluación de 5 puntos. Se evaluó de las almejas al estado crudo, la apariencia, olor y textura, mientras que para las almejas cocidas se evaluó el sabor, olor y textura previamente lavados y cocinados en solución al 2% de cloruro de sodio (NaCl). El límite de aceptabilidad fue de 3 puntos. Las evaluaciones se realizaron el día 1, 7, 14 y 21 de almacenamiento. Ambos formatos se muestran en el anexo 1 y 2. Los resultados de la calificación fueron evaluados

utilizando el diseño factorial $4 \times 3 \times 3$ [10] cuyos resultados se utilizaron para la determinación de la dosis óptima.

2.2.2 Análisis microbiológico

Las muestras irradiadas a 1, 2 y 3 kGy y la sin irradiar fueron evaluadas microbiológicamente los días 1, 7, 14, 21. Para ello se empleó el método de inclusión en placas [13] utilizando como medio diluyente APA y como medio de siembra agar BHIA, dejándose incubar a 22°C por 24-48 horas.

2.3. Determinaciones físico-químicas, sensoriales y microbiológicas en almejas control e irradiadas a 2 kGy

Conocida la dosis óptima de irradiación se procedió nuevamente a una evaluación sensorial entre muestra control e irradiada a la dosis óptima; con el objetivo de verificar los resultados de la prueba preliminar y de

calcular por regresión lineal los tiempos de vida útil para cada uno de las muestras, tanto en crudo como en cocido. Paralelamente se realizó un análisis microbiológico, un análisis químico proximal (al inicio de la experiencia) y los atributos de frescura como son las bases totales volátiles nitrogenadas [14], el pH (método potenciométrico) y la pérdida de agua o drip [15].

3. RESULTADOS Y DISCUSIONES

3.1. Resultados sobre el efecto de la irradiación en *vibrio cholerae* El Tor

El valor D_{10} calculado para *vibrio cholerae*, en almejas es de 0,136 kGy ($r^2=0,994$), frente a 0,127 kGy ($r^2=0,95$) en solución salina peptonada.

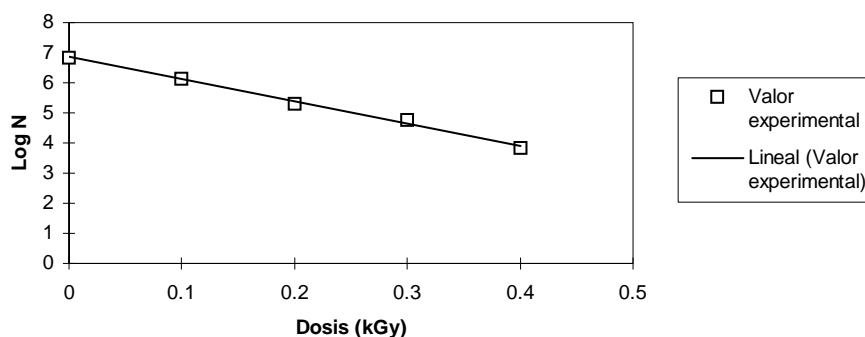


Figura 1. Variación de la población de *vibrio cholerae* en función a la dosis de irradiación en almejas.

Con los resultados obtenidos del valor D_{10} en almejas y en solución acuosa se puede mencionar que dichos valores concuerdan con la teoría de que existe una mayor resistencia de los microorganismos en medio sólido que en un medio acuoso ante la irradiación [6]; además debido a que la inoculación se llevó a cabo en el interior de este bivalvo, se produce un efecto radioprotector de la proteína del músculo [7]. Por otro lado la experiencia nos dice que a dosis muy bajas de irradiación se logra eliminar microorganismos patógenos no esporulados [5] como el *vibrio cholerae* en carnes rojas, pescados y aves de corral, aceptando estos bajos valores de experimentación. La OPS/OMS establece

como dosis infectiva una concentración de $1,0 \times 10^8$ UFC/g [8], por lo tanto una dosis de 8D es equivalente a 1,088 kGy suficiente para garantizar la eliminación de este microorganismo patógeno.

3.2. Resultados del efecto de la irradiación sobre el producto para la determinación de la dosis óptima

3.2.1 Análisis microbiológico

Los resultados microbiológicos a las dosis 1, 2 y 3 kGy, durante los 1, 7, 14 y 21 días de almacenamiento se observan en la tabla 1.

Tabla 1. Recuentos microbianos en almejas control e irradiadas; incubadas A 22 °C (UFC/g).

Tiempo (días)	Control	1kGy	2kGy	3kGy
1	$3,6 \times 10^4$	$1,0 \times 10^3$	$8,2 \times 10^2$	$1,0 \times 10^2$
7	$1,6 \times 10^5$	$4,0 \times 10^3$	$1,0 \times 10^3$	$1,0 \times 10^2$
14	$1,2 \times 10^7$	$4,2 \times 10^4$	$3,0 \times 10^3$	$1,0 \times 10^3$
21	$1,6 \times 10^8$	$4,0 \times 10^5$	$3,4 \times 10^4$	$2,16 \times 10^3$

De acuerdo a la revisión bibliográfica [16], los alimentos marinos tienen un límite de calidad aceptable hasta una población de 10^6 UFC/g, por lo que de acuerdo a los resultados mostrados en la Tabla 1 y aplicando una regresión lineal podemos decir que la muestra control supera los límites microbiológicos alrededor del noveno día, mientras que las muestras irradiadas, en especial las sometidas

a dosis de 2 y 3 kGy se encuentran dentro de los límites con 4,53 log/g y 3,33 log/g respectivamente, al vigésimo primer día de almacenamiento en refrigeración entre 0-1 °C . De esto podemos deducir que microbiológicamente la dosis de 2 y 3 kGy son mejores, pero esto se tuvo confrontar con los resultados de la evaluación sensorial realizadas en paralelo, con la finalidad de obtener la dosis óptima.

Tabla 2. Puntajes promedios obtenidos en la evaluación sensorial en almejas crudas, control e irradiadas a 1, 2 y 3 kGy.

APARIENCIA

Tiempo (días)	Control	1 kGy	2 kGy	3kGy
1	4,7	4,37	4,40	4,2
7	3,13	4,13	4,21	4,13
14	2,73	3,33	3,4	3,28
21	2,13	2,8	3,27	2,8

OLOR

Tiempo (días)	Control	1 kGy	2 kGy	3kGy
1	4,7	4,27	4,61	4,23
7	3,43	3,61	3,93	4,06
14	2,77	3,23	3,53	3,26
21	2,06	2,88	2,88	3,13

TEXTURA

Tiempo (días)	Control	1 kGy	2 kGy	3kGy
1	4,67	4,37	4,4	4,3
7	3,15	4,13	4,33	4,2
14	2,9	4,06	4,23	4,2
21	2,73	3,4	3,86	3,93

Tabla 3. Puntajes promedios obtenidos en la evaluación sensorial en almejas cocidas, control e irradiadas a 1, 2 y 3 kGy.

OLOR				
Tiempo (días)	Control	1 kGy	2 kGy	3kGy
1	4,46	4,93	4,56	4
7	2,8	4,06	3,9	3,95
14	2,06	3,46	3,76	3,53
21	1,26	2,6	2,9	2,73

SABOR				
Tiempo (días)	Control	1 kGy	2 kGy	3kGy
1	4,37	4,53	4,57	4,3
7	2,46	4,06	4,13	4
14	2,05	3,33	3,9	3,4
21	1,13	2,66	3,23	2,96

TEXTURA				
Tiempo (días)	Control	1 kGy	2 kGy	3kGy
1	4,75	4,75	4,73	4,63
7	4	4,6	4,46	4,4
14	3,5	4,13	4,06	4
21	3,2	3,66	3,66	3,6

3.2.2. Evaluación sensorial

Como podemos observar en la tabla II los puntajes promedios obtenidos para las muestras crudas control en el primer día de almacenamiento en refrigeración son cercanas a 4, notándose una disminución en cuanto al olor en las muestras irradiadas, especialmente en la muestra control, 1 y 3 kGy. En relación a las dos primeras se hizo notorio un olor amoniacal y a otros compuestos volátiles producidos por la desaminación de las proteínas por acción de los microorganismos [11]. En cuanto a las muestras de 3 kGy se percibió un olor extraño (olor a irradiado) y un oscurecimiento de la carne [9] siendo la menos aceptable. En cuanto a la textura las tres dosis producen efectos suavizantes en las almejas, debido a la ruptura parcial de los enlaces peptídicos lo que trae como consecuencia una mayor pérdida de agua [5]. En la tabla III podemos observar que la muestra control pierde el olor fresco cocido característico aproximadamente a los 6 días, mientras que las de 1, 2 y 3 kGy mantienen el olor característico hasta los 16, 17 y 20 días respectivamente; de la misma manera se observa una extensión de la vida útil comparando el sabor, ya que el olor y el sabor

a irradiado se disipa por efecto del proceso de cocción [5]. En cuanto a la textura las tres muestras irradiadas obtuvieron puntajes semejantes debido a la rehidratibilidad de la membrana celular en el momento de la cocción.[9].

Los puntajes fueron analizados estadísticamente mediante un diseño factorial 4x3x3 y mediante la prueba de Tukey ($\alpha=5\%$) se llegó a la conclusión que la dosis óptima fue la de 2 kGy con un 95% de confiabilidad.

3.3. Determinaciones microbiológicas, sensoriales y físico-químicas en almejas control e irradiadas a 2kGy

3.3.1 Análisis microbiológico

Se realizó una evaluación microbiológica entre la muestra control y la irradiada a 2 kGy los días 1, 7, 14 y 21 durante el almacenamiento en refrigeración a 0-1 °C con el objetivo de comparar el crecimiento microbiano en función a la dosis aplicada, tal como se muestra en la figura 2.

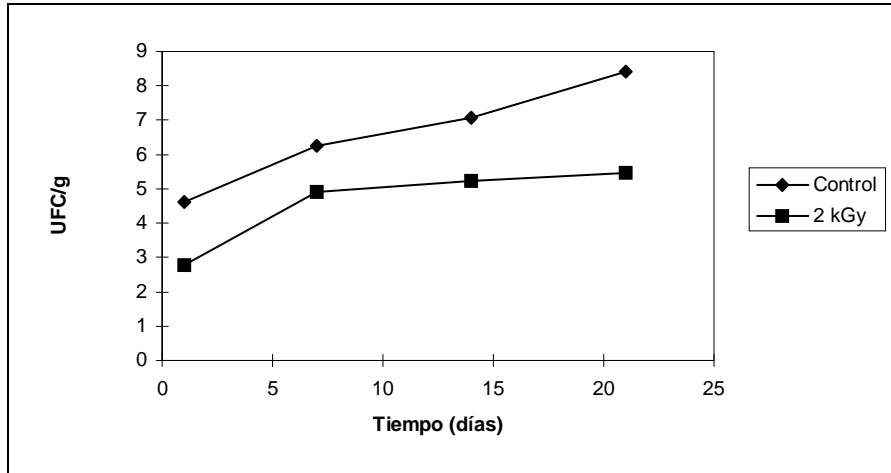


Figura 2. Evaluación microbiológica a 22 °C en almejas control e irradiadas a 2 kGy, durante el almacenamiento a 0-1 °C.

Tomando como límite de aceptabilidad microbiológico de 6 LOG/g [16] se observa que la muestra control al séptimo día ya sobrepasó este límite, mientras que la muestra de 2 kGy lo hizo el vigésimo segundo día aproximadamente. Se observa además que el tratamiento de 2 kGy reduce 2,005 LOG/g en relación con la muestra control en función al

tiempo; teniendo efecto positivo este tratamiento.

3.3.2 Evaluación sensorial

Las figuras 3, 4 y 5 representan el comportamiento de los atributos para las muestras crudas; mientras que las figuras 6, 7 y 8 para las muestras cocidas.

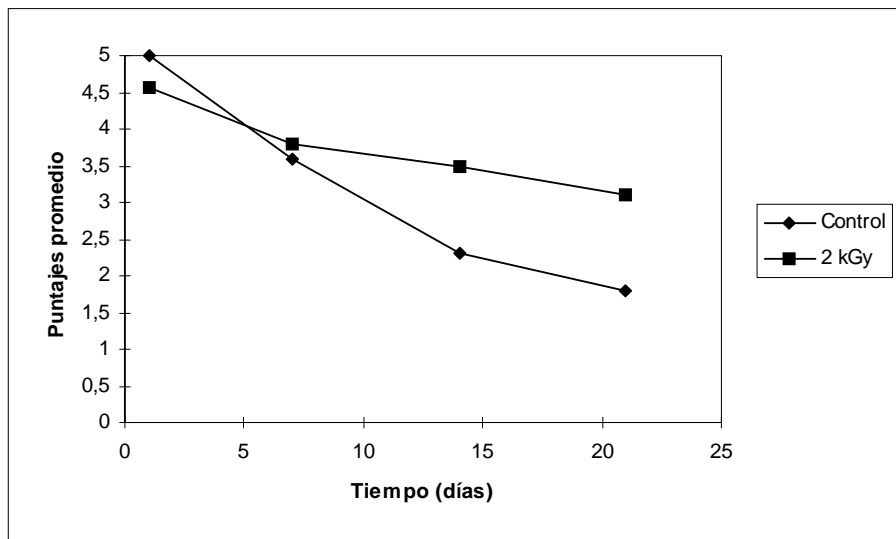


Figura 3. Resultados de la evaluación de la apariencia durante el almacenamiento a 0-1 °C en almejas crudas control e irradiadas a 2 kGy.

Se observa que la muestra control a perdido la apariencia característica a los 12 días, mientras que el tiempo de vida útil calculado por regresión lineal para la muestra de 2 kGy es de 21 días. Además los puntajes se intersectan en el día 6 aproximadamente, debido a un ligero

oscurecimiento de la muestra tratada a 2 kGy a diferencia de la muestra control empieza su etapa de descomposición, deteriorándose en un tiempo muy corto, descendiendo su puntaje rápidamente.

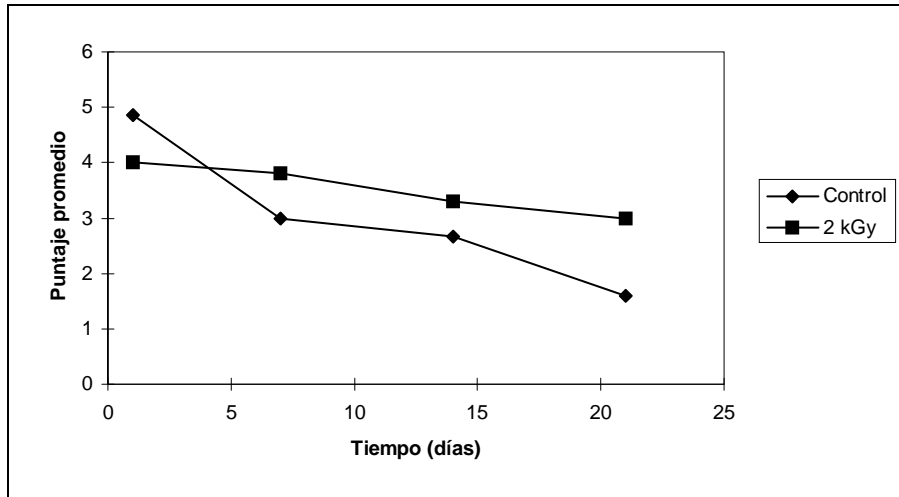


Figura 4. Resultados de la evaluación del olor durante el almacenamiento a 0-1 °C en almejas crudas control e irradiadas a 2kGy.

La muestra control presenta una pérdida ligeramente rápida del olor fresco a los 11 días de almacenamiento, mientras que el

tratamiento a 2 kGy prolonga la estabilidad de este atributo hasta los 21 días.

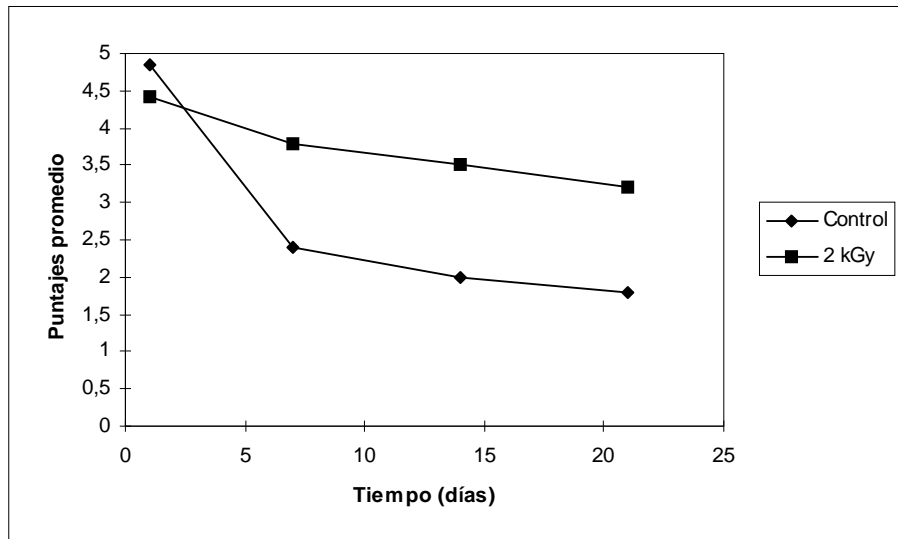


Figura 5. Resultados de la evaluación de la textura, durante el almacenamiento a 0-1 °C en almejas crudas control e irradiadas a 2 kGy.

La Figura 5, indica que la muestra control pierde en 5 días aproximadamente la textura que lo caracteriza, mientras que el tratamiento

de 2 kGy prolonga la textura hasta los 23 días en almacenamiento.

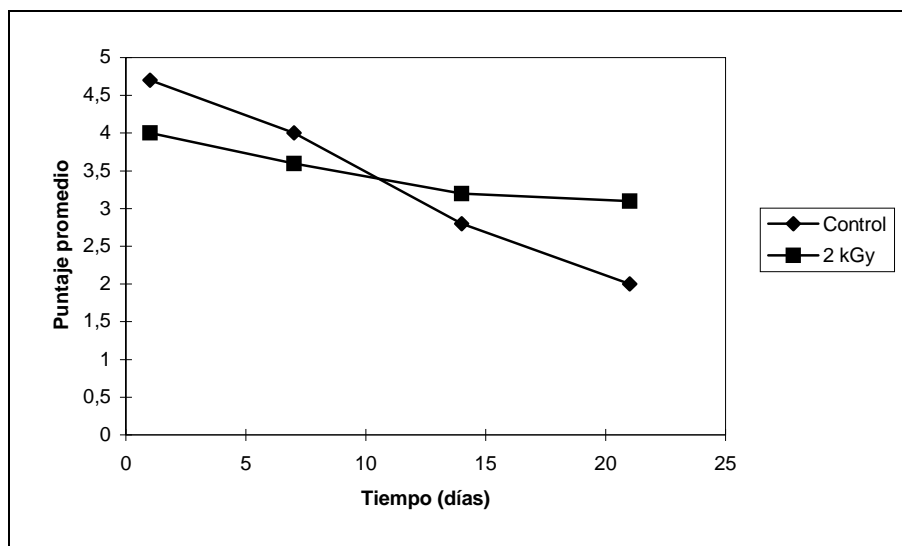


Figura 6. Resultado de la evaluación del olor durante el almacenamiento a 0-1 °C en almejas cocidas control e irradiadas a 2 kGy.

Durante la cocción se produce una pérdida del sabor a irradiado [5] además del enmascaramiento de algunos olores extraños, por ello, se aprecia que el olor de la muestra

control llega al límite de aceptabilidad hasta el día 13, es decir 2 días más que en el estado crudo. El tratamiento de 2 kGy prolonga el olor hasta los 21 días aproximadamente.

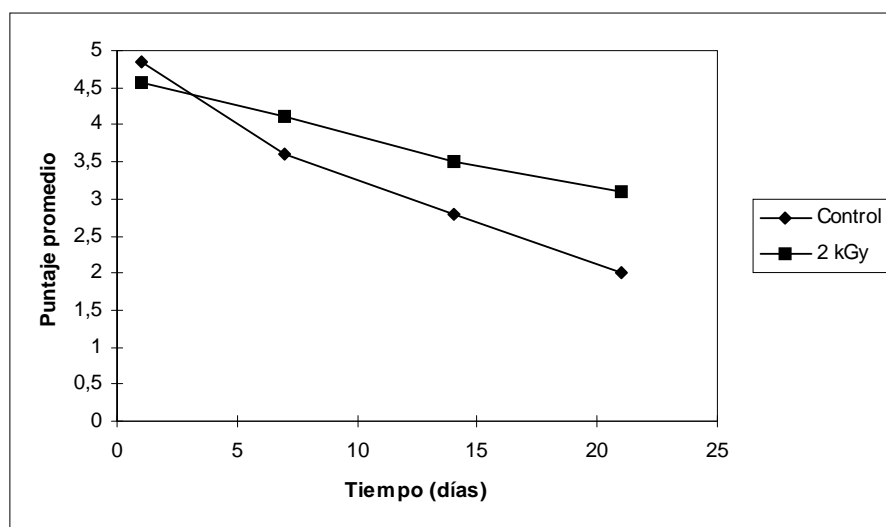


Figura 7. Resultados de la evaluación del sabor durante el almacenamiento a 0-1 °C en almejas cocidas control e irradiadas a 2 kGy.

En la figura 7, se observa que la muestra control tiene un sabor límite aceptable hasta

los 13 días, prolongándose hasta los 22 días con el tratamiento de 2 kGy.

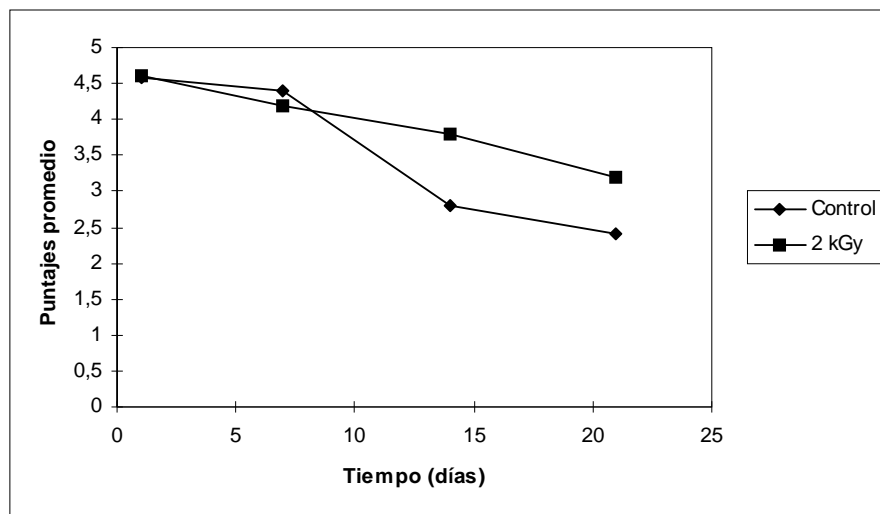


Figura 8. Resultados de la evaluación de la textura durante el almacenamiento a 0-1 °C en almejas cocidas control e irradiadas 2 kGy.

En cuanto a la textura, el tratamiento a 2 kGy permite la extensión de la vida útil 10 días más que la muestra control, presentando esta última un valor límite hasta el día 15, contra 25 días de la muestra tratada.

3.3.3 *Análisis físico-químicos para evaluar la frescura.*

3.3.3.1. Nitrógeno de bases volátiles totales (N-BVT)

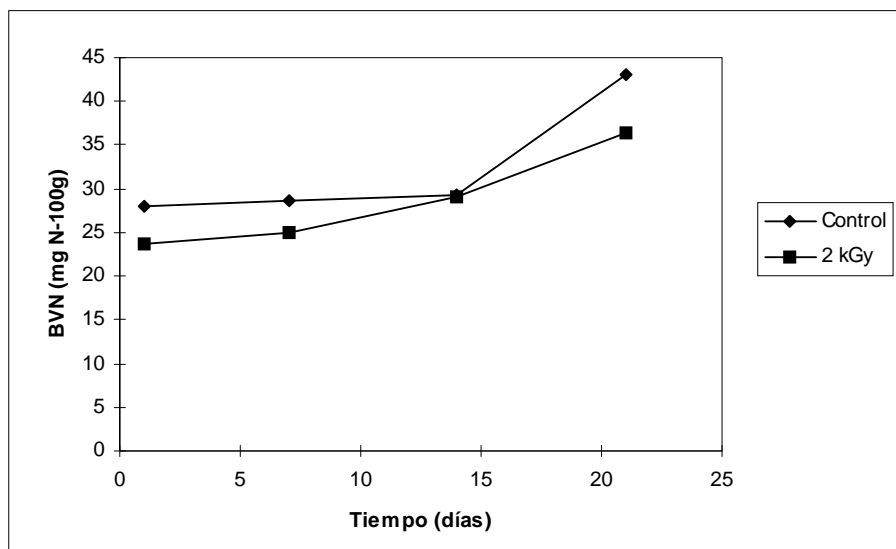


Figura 9. Resultados de la evaluación de las bases volátiles totales durante el almacenamiento a 0-1 °C en almejas control e irradiadas a 2 kGy.

Los valores de 20-25 mg % de N-BVT indican alta frescura, a valores de 30-45 mg% de N-BVT indican baja frescura especialmente a especies marinas como los langostinos, almejas y caracoles etc [14]. La figura 9, nos muestra como la muestra control presenta un nivel de frescura intermedia, manteniéndose así, hasta el día 14; lo que se corrobora con el recuento de 10^6 UFC/g; mientras que la muestra tratada a 2 kGy se mantiene con una alta frescura hasta el día 7, con un recuento microbiano de 10^4 UFC/g y presenta una frescura intermedia hasta el día 14. Al día 21 la muestra control presenta una baja frescura y un olor amoniacal intenso con 43 mg % de N-BVT y un recuento microbiano del orden de 10^7 UFC/g haciéndola inaceptable para el consumo.

En cuanto la muestra tratada a 2 kGy, el día 21 presentó una baja frescura con un recuento

microbiano de 10^5 UFC/g, que está en los límites permitidos, sin presentar el olor amoniacal característico del deterioro enzimático.

3.3.3.2. pH

El pH de una almeja fresca está entre 6,4-6,9 y la de una baja frescura tiene un pH menor a 5,8 [15]. La muestra control empieza el día 1 en estado fresco y se mantiene así hasta el día 7. Posteriormente, el día 14, muestra un descenso en la frescura volviéndose más ácido hasta alcanzar un valor de 5,0 el día 21. Por otra parte la muestra tratada a 2 kGy mantiene la frescura hasta el día 14; produciéndose un ligero descenso a 6,09 en el día 21.

El comportamiento de la misma con respecto al tiempo se aprecia en la Fig. 10.

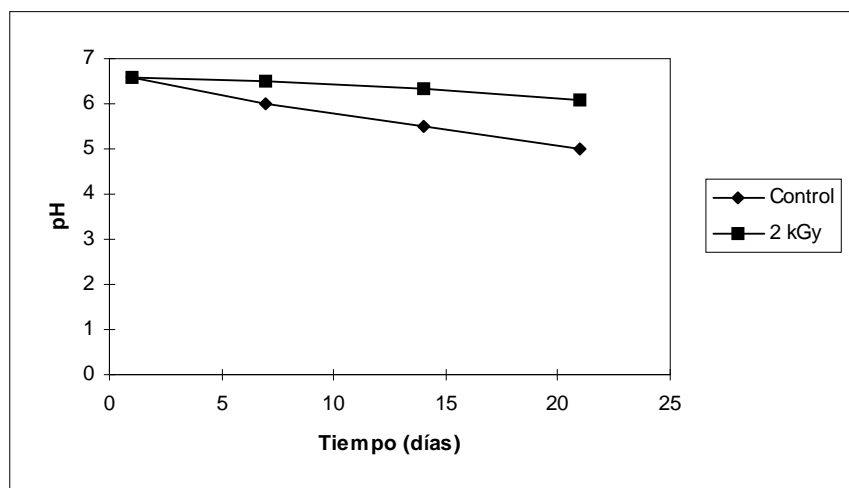


Figura 10. Resultados de la evaluación del pH durante el almacenamiento a 0-1 °C en almejas control e irradiadas a 2 kGy.

El pH en los moluscos, en este caso las almejas; tiene contraste con el comportamiento del pH en los pescados y crustáceos; en los primeros, la acumulación de glucógeno es el responsable de manera principal del descenso del pH durante el almacenamiento. La vía enzimática es la glucólisis, en donde se desdobra este polisacárido en glucosa 6 P y sus respectivos ácidos orgánicos; que son los responsables de manera directa de esta alteración. Estudios realizados en músculo de almejas de oleaje [17] revelan que no se encontró lactato como producto final de la

glucólisis y sólo revelan la presencia de piruvato. Esto indicó que el músculo de la almeja de oleaje podría poseer una diferente vía metabólica a otras conocidas de sistemas musculares diferentes, la cual produce lactato como producto de la glucólisis.

De manera paralela existen bacterias sacarolíticas activas que fermentan el 3% o más del glucógeno presente en el músculo [18] durante el almacenamiento, por lo que se considera una vía no muy significativa en relación a la glucólisis. Se identificó la

presencia de *Lactobacillus* como la bacteria fermentadora más importante de la microflora

alterante.

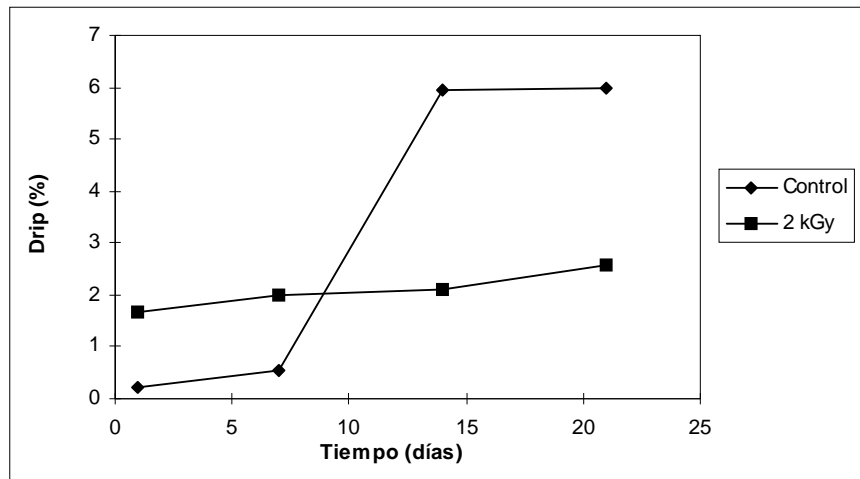


Figura 11. Resultados de la evaluación del drip durante el almacenamiento a 0-1 °C en almejas control e irradiadas a 2 kGy.

3.3.3.3. Pérdida de peso o drip

Se observa que hasta el día 7 el exudado es mayor en las muestras irradiadas con una diferencia de 1,46 % y 1,45 % respecto a la muestra control, resultado directo del proceso de radiólisis [11]. El día 14 el exudado es mayor para las muestras control con una

diferencia de 3,87% respecto a la muestra irradiada; lo mismo sucede el día 21 con una diferencia del 3,4%.

3.3.3.4. Composición química

Los resultados se muestran a continuación en la tabla 4.

Tabla 4. Evaluación de la composición química en almejas control e irradiadas a 2 kGy

Características	Control	2 kGy
Cenizas	1,32 %	1,32 %
Grasa cruda	0,44 %	0,45 %
Proteína cruda	14,26 %	14,58%
Humedad	81,41 %	81,42 %

La aplicación de dosis de 2 kGy no modifica la composición química del alimento. La aplicación de dosis elevadas podría causar algunas modificaciones sobre el alimento, como la pérdida de nutrientes etc.[5]

3.4. Análisis de costos

3.4.1. Características de la planta

La Planta de Irradiación Multiuso es de fabricación rusa, la cual alberga inicialmente una carga de 100 000 Ci,. El bunker de la planta es un ambiente blindado con paredes

de 0,6 a 1,2 m de espesor, y tiene unas dimensiones de 14,0 x 6,6 m; en él se encuentra la piscina, cuyas dimensiones son de 2,0 x 2,8 x 4,8 m.

El costo anual de operación de la Planta asciende a US \$ 589 060 por año; por tanto el costo de tratamiento por hora es de US \$ 80,7/h, considerándose 20 horas de trabajo en un tiempo de 365 días. Para el cálculo de costo de irradiación se tomaron como base los datos obtenidos del estudio de Factibilidad de la Planta de Irradiación Multiuso, que a continuación se muestran en la tabla 4.

Tabla 4. Costo de capital y costo de operación de la planta de irradiación en el Perú.

COSTOS DE CAPITAL	COSTOS (US \$)
Construcción civil	1 300 000
Maquinarias y equipos	1 100 000
COSTO TOTAL DE CAPITAL	US \$ 2 400 000
COSTOS DE OPERACIÓN POR AÑO	
COSTO ANUAL DIRECTO DE OPERACIÓN	
<u>Costos de personal</u>	
Jefe de Planta	12 960
Jefe de operación	12 600
Asistente de planta	10 800
Control de calidad	8 400
Gerencia	36 000
Administrativo	54 000
Personal obrero	25 200
<u>Servicios</u>	
Mantenimiento (5% valor eq.)	55 000
Utilitarios (Gastos administrativos)	10 000
Recargo de Co-60 (12,5%)	22 500
Servicios (Agua, luz y tel.)	5 600
	US \$ 253 060
COSTO ANUAL INDIRECTO DE OPERACIÓN	
<u>Depreciación, interés y seguros</u>	
Depreciación de la inversión total (10%)	240 000
Interés basado en 6% del capital total	72 000
Seguros	24 000
	US \$ 336 000
COSTO ANUAL TOTAL	US \$ 589 060

Fuente: Estudio de factibilidad de la Planta de Irradiación Multiuso (PIMU)

3.4.2. Características del producto

El volumen de extracción total de almejas para el año de 1997 de acuerdo a los datos del Ministerio de Pesquería corresponde a 236 TM, de los cuales 1 TM es destinado para productos enlatados, 3 TM como producto congelado y 232 TM para el consumo fresco; [19] tomándose éste último dato para fines de análisis de costos. El volumen de extracción en este último año se vio enormemente afectado por el Fenómeno del Niño, siendo el 0,47% del volumen total de moluscos extraídos.

Para fines de cálculos se consideró como parte comestible el 25% del total, teniendo una producción disponible de 58 TM por año que de acuerdo a la densidad de 0,33 g/cm³ se necesitan 7 días para ser irradiados a 2 kGy siendo entonces el costo por Kilogramo de producto US \$ 0,167. De acuerdo a lo mencionado el precio asciende a US \$ 0,20 con un margen de utilidad del 20%. La forma

de exportación sería en bolsas de polietileno de 1 kg en estado de refrigeración.

4. CONCLUSIONES

El valor D₁₀ para *vibrio cholerae* en almejas es de 0,136 kGy.

La tecnología de irradiación de alimentos es muy eficaz para la eliminación de microorganismos no esporulados como el *vibrio cholerae*; la aplicación de 1,088 kGy permite la eliminación de 8 LOG/g. siendo esta concentración la dosis infectiva que puede causar daño a personas con acidez estomacal normal.

La dosis óptima de irradiación para almejas almacenadas en refrigeración a 0-1 °C y H.R 85% es de 2 kGy, la aplicación de esta dosis prolonga la vida útil de cada atributo sensorial aproximadamente entre 20-25 días, es decir aproximadamente 14 días más que la muestra control, fijándose en cuanto a la frescura, el

décimo quinto día como el límite de aceptabilidad.

La aplicación de dosis de 2 kGy en almejas almacenadas en refrigeración a 0-1 °C y H.R 85% no modifica significativamente la composición química proximal, conserva la frescura del producto y reduce los índices microbianos retardando la descomposición.

El descenso del pH está relacionado de manera principal con el proceso de glucólisis; por tanto la aplicación de 2 kGy no inactiva este proceso enzimático en función al tiempo, por otro lado la aplicación de temperaturas menores a los -2 °C durante el almacenamiento revelan una mayor eficiencia a la inactivación enzimática.

El costo en la Planta de irradiación peruana para el tratamiento a 2 kGy de almejas desvalvadas en bolsas de polietileno es de aproximadamente 0.167 US \$/ Kg.

REFERENCIAS

- [1]. ISHIYAMA, C. V., CHAVEZ, S.G., Reproducción de *Gari solida*, Revista UNMSM, Vol 75 N°1, Facultad de Ciencias Biológicas Lima-Peru (1990) 53-55.
- [2]. INSTITUTO DE MEDICINA PREVENTIVA VETERINARIA, Universidad Austral de Chile, Calidad bacteriológica de almejas frescas según su lugar de extracción y condiciones de manejo, Rev. Alimentos. Vol 14-N°4. Chile (1989)17-21.
- [3]. CARBAJAL, G., SÁNCHEZ, J., AYALA, M., HASE, A., Características diferenciales de *V. cholerae* marino y clínico durante la epidemia peruana ITP. Boletín de Investigación (1994) 49-60.
- [4]. KAYSNER, CH. A., ABEYTA, C., WEKEL M.M., DE PAOLA, A., STOTT, R. JR. AND LEITCH, J.M. Incidencia de *Vibrio* of *cholerae* 01 from Estuaries of the United States West Coasts. Appl. Env. Mic. 53 (6) (1987)1344-1348.
- [5]. WHO, Food Irradiation. A Technique for preserving and improving the safety food. Worl Health Organization, Geneva, Switzerland (1988) 84pp.
- [6]. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Training Manual on Food Irradiation Tecnology and Techniques, 2nd Ed., Vienna, Austria (1982) 205 p.
- [7]. JAY, J.M., Microbiología moderna de los alimentos, 3ra edición. Editorial Acribia, Zaragoza, España (1994) 345-371.
- [8]. OPS/OMS, Contaminación microbiana de los alimentos vendidos en la vía pública, editado por Claudio Almeida et al., (1996) 3-4.
- [9]. FENNEMA, O., Química de Alimentos. Editorial Acribia, Zaragoza, España (1994).
- [10]. CALZADA, B.J, Métodos estadísticos para la investigación, Lima - Perú (1974) 286-300.
- [11]. MUÑOZ, B. R., SÁNCHEZ, V. M., UZCÁTEGUI, A. E., VACA, F. C., Preservación de los alimentos por irradiación Escuela Politécnica Nacional de Quito (1985) 89-93.
- [12]. CDC / NCID OPS., Métodos de laboratorio para el diagnóstico de *Vibrio cholerae* (1993) 44-69.
- [13]. RATTO, M., VEGA, C., GARRIDO, T., Control microbiológico de alimentos, Métodos recomendados, 1^{era} Edición (CLEIBA), Lima-Perú (1983).
- [14]. MAZA, R. S., Manual de Procesamiento y Control de calidad del Langostino Congelado, ITP. 2-3, (1986)12-13.
- [15]. MAZA, R. S., HAMAMOTO, M. H., MUÑOZ, P. A., Manual Técnico y Control de calidad de almejas (*Protothaca thaca*) (1984).
- [16]. CARBAJAL C. G., Microbiología de alimentos marinos 1. ed. Lima-Perú (1991).
- [17]. JOURNAL OF FOOD SCIENCE, 43 (1978) 35-37.
- [18]. ICMSF, Ecología Microbiana de los alimentos, Volumen II, Editorial Acribia, Zaragoza, España (1985) 590-592.
- [19]. OFICINA GENERAL DE ECONOMÍA PESQUERA. Anuario Estadístico Pesquero (1997) 351-353.

ELIMINACIÓN DE *Vibrio cholerae*, EL TOR, EN CHOROS (*Aulacomya ater*) CON EL USO DE RADIACIÓN GAMMA

Torres Z.⁽¹⁾ ztorres@ipen.gob.pe, Zapata G.⁽²⁾

(1) Instituto Peruano de Energía Nuclear / Lima, Perú
(2) Universidad Nacional Agraria de la Selva / Pucallpa, Perú

RESUMEN

Se determinó el valor D_{10} de *vibrio cholerae* en choros (*Aulacomya ater*), experimento que fue llevado a cabo *in vivo*. El D_{10} fue de 0,138 kGy por lo que es necesario aplicar 8D en choros, que es equivalente a una dosis obtenida de 1,102 kGy para eliminar un recuento de 10^8 Vibrios/g, cantidad que es causante de la enfermedad. La dosis óptima para la extensión de la vida útil de muestras mantenidas bajo condiciones de refrigeración (0-1 °C) examinadas periódicamente bajo el criterio de los diferentes métodos analíticos fue de 1 kGy, el tiempo de vida útil en los choros crudos para la característica apariencia, alcanza los 14 días para las muestras testigo y 31 días para las irradiadas a 1 kGy, el olor de las muestras testigo solo fue aceptado hasta los 12 días mientras que las muestras irradiadas a 1 kGy sobrepasaron este nivel llegando a 22 días. Para los choros cocidos, la característica olor solo fue aceptable hasta los 15 días a diferencia de las muestras irradiadas a 1 kGy que llegaron a alcanzar los 35 días, mientras que la vida útil para el sabor, el testigo solo alcanzó los 14 días en tanto para las muestras irradiadas a 1 kGy se extendieron hasta los 30 días. También se estudió el uso del pH y bases volátiles nitrogenadas como índices de calidad.

1. INTRODUCCIÓN

Existe alta incidencia de enfermedades que son transmitidas por alimentos contaminados por diferentes tipos de microorganismos que afectan la salud del consumidor y provocan cuantiosas pérdidas humanas, además de materiales, que por lo general se presenta en los países en vías de desarrollo, como es el caso del cólera, enfermedad que ha causado cuantiosas pérdidas en países como el Perú donde a causa de la epidemia, las pérdidas superaron el orden de los 500 millones de dólares en el comercio internacional de productos marinos el año 1991[1].

Por tal razón la irradiación de alimentos se presenta como una alternativa viable para asegurar la eliminación del *vibrio cholerae*, microorganismo causante de la enfermedad citada anteriormente, en productos destinados a la exportación o al consumo interno como son los choros (*Aulacomya ater*), las cuales se encuentran distribuidas en grandes cantidades en los diversos "Bancos naturales" de nuestro litoral, la cual hace posible la exportación en forma de producto crudo- congelado y que se presenta como una especie de riesgo por ser un molusco bivalvo el cual filtra sus alimentos del medio y cuyo hábitat se encuentra próximo a la costa, con lo que aumenta las posibilidades de contaminación[2].

Para el presente trabajo se trazaron dos objetivos, el primero fue la determinación del valor D_{10} para el *vibrio cholerae* en choros, estudio que fue realizado *in vivo* y cuyo método de inoculación simula la contaminación natural con agua de mar, en la cual el cultivo fue suspendido y el segundo fue la determinación de la dosis óptima de irradiación para extender el tiempo de vida útil de los choros en almacenamiento a temperaturas de refrigeración (0-1 °C) [3].

2. MATERIALES Y MÉTODOS

2.1. Materia prima

Los choros (*Aulacomya ater*) usados para la determinación del valor D_{10} y para la determinación de la vida útil en almacenamiento proceden del puerto de Pisco, provincia de Ica, y fueron comprados en el Terminal Marítimo de Villa María(ubicado en el distrito de Villa María del Triunfo, Lima) los cuales se encontraban vivos y en estado fresco, lo cual garantizó las diversas pruebas que se realizaron. Existía un promedio de 12 a 15 horas entre la extracción del choro y la realización de la primera prueba en el laboratorio.

2.2. Embolsado

Para este trabajo de investigación se utilizaron films de Nylon 6 de 25 μ selladas a atmósfera normal y esterilizadas por irradiación, para cumplir con los dos objetivos trazados dentro del mismo, dicho polímero está recomendado para el uso en la radapertización de carnes por su bajo olor residual cuando es sometido a la energía ionizante[4].

2.3. Irradiación

El equipo utilizado para la irradiación fue un irradiador Gammacell 220, con fuente de ^{60}Co , y tasa de dosis de 2,4054 kGy/h. Para la obtención del valor D_{10} las muestras inoculadas con *vibrio cholerae* fueron irradiadas a dosis de 0,1; 0,2; 0,3 y 0,4 kGy a temperatura ambiente. La dosis evaluada para la obtención de la vida útil de las muestras refrigeradas fue de 1.0 kGy, nivel de dosis escogido de los resultados obtenidos de la determinación de la D_{10} para la eliminación de un recuento microbiano máximo de 10^8 Vibrio/g. Para el cálculo de la tasa de dosis se utilizó la dosimetría Fricke.

2.4. Almacenamiento

Las muestras (testigo y 1 kGy) fueron mantenidas bajo condiciones de refrigeración (0-1°C), las cuales fueron evaluadas cada 7 días teniendo en cuenta los diferentes métodos analíticos para la determinación de la vida útil en almacenamiento los que se indicaran posteriormente.

2.5. Determinación del valor D_{10}

Se determinó el efecto de la radiación gamma (^{60}Co) sobre el *vibrio cholerae*, el Tor, serotipo Inaba, en choros, la cual fue incubada en Agua Peptonada Alcalina (APA) a 42°C y 8 horas, estriada en Agar Infusión Cerebro Corazón (BHIA) inclinado e incubada por 24 horas a 37 °C [5].

El inóculo se obtuvo sembrando una asada del cultivo anterior en 3 matraces con 50 ml de APA e incubándolos a 42°C por 24 horas; dicho volumen fue vertido en una pecera con agua de mar previamente ozonizada, conteniendo choros, los cuales registraron una contaminación aproximada de 10^8 V. Cholerae/gr. Se tomaron muestras que fueron homogeneizadas e irradiadas a las dosis indicadas en 2,3; y evaluadas microbiológicamente por el método de inclusión en placas con BHIA. Finalmente con los datos de los

contajes microbianos (UFC/g) encontrados en función de la dosis de irradiación se hizo una regresión lineal para obtener una curva semilogarítmica de letalidad donde el negativo de la inversa de la pendiente es el valor D_{10} [6].

2.6. Métodos analíticos para la determinación de la vida útil en almacenamiento

2.6.1. Evaluación sensorial

Las evaluaciones sensoriales del testigo y muestras irradiadas se llevaron a cabo el día 1 (después de la irradiación), 8vo, 15vo y 22vo día del almacenamiento por un panel entrenado de 5 miembros, con más de cinco años de experiencia con productos marinos. Las muestras a evaluar fueron previamente preparadas, la cual consistía en una breve cocción en agua por un tiempo de 3 minutos, sin adicionar sal ni otros aditivos, y luego colocadas en platos codificados. Se utilizó una tabla con una escala descriptiva de características organolépticas con puntajes de 1 a 5, siendo el límite de aceptación igual a 3, presentada en el anexo I, que fue preparada tomando como referencia la tabla de calificación elaborada por Singson et al. [7]. Los resultados obtenidos en las evaluaciones sensoriales fueron procesados mediante el diseño estadístico Parcialmente Vacilante para calcular los límites de confianza y el tiempo de vida útil a partir de las calificaciones de cada parámetro.

2.6.2. Análisis microbiológico

Las evaluaciones microbiológicas del testigo y muestras irradiadas fueron ejecutadas a intervalos de 7 días durante su almacenamiento en refrigeración efectuándose recuentos de microorganismos aerobios totales usando el método de inclusión en placas con BHIA incubadas a 22°C por 24 horas [5].

2.6.3. Análisis químicos

2.6.3.1. Análisis de bases volátiles nitrogenadas (BVT-N)

Fueron cuantificadas por el método de Microdifusión en placas Conway [8], empleando ácido bórico y carbonato de potasio saturado e incubado a 37°C por 90 minutos. La titulación se llevó a cabo con ácido clorhídrico 0,02N.

Las muestras control e irradiada a la dosis óptima, fueron evaluadas inmediatamente

después de la irradiación, 8vo, 15vo. y 22vo. día de almacenamiento refrigerado.

2.6.3.2. Determinación de pH

El pH de la muestra homogeneizada fue determinado en un potenciómetro eléctrico en una proporción de carne /agua destilada 1:10 [9].

3. RESULTADOS Y DISCUSIONES

3.1 Efectos de la irradiación sobre el *Vibrio cholerae*

Esta fase de la investigación se centró en la

determinación del valor D_{10} en choros, experimento que fue llevado a cabo in vivo, dada la característica de filtrador de esta especie, por la cual los vibrios presentes en el medio marino son absorbidos en forma natural y depositados en el sistema digestivo de los mencionados bivalvos

La figura 1 muestra la curva de supervivencia del *vibrio cholerae* ajustada mediante una regresión lineal. El valor D_{10} fue de 0,138 kGy con un coeficiente de determinación R^2 de 0,914 por lo que es necesario aplicar 8D (población promedio que puede causar la enfermedad [10]) en choros, que es equivalente a una dosis de 1,102 kGy.

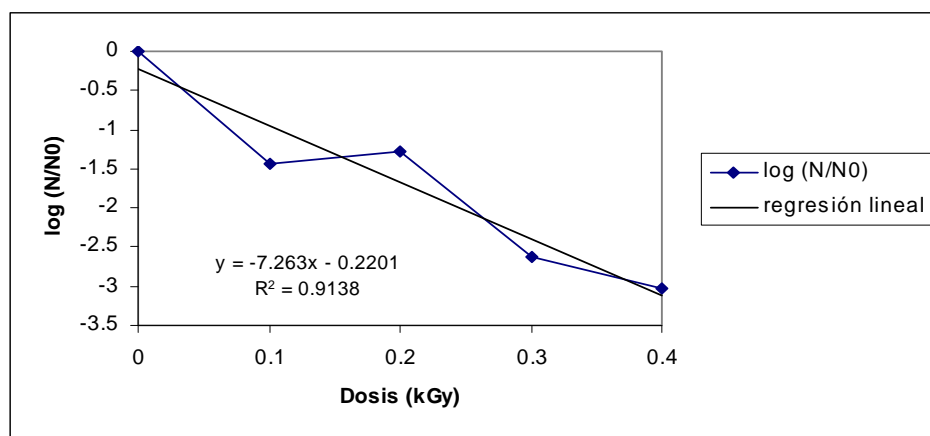


Figura 1. Determinación del valor D_{10} para *vibrio cholerae* en choros.

Esto concuerda con los datos obtenidos por Gelli [3] que realizó experimentos in vivo utilizando Ostras (*Classostrea brasiliana*) obteniendo un valor de 1,5 kGy para la inactivación de un promedio de 8 ciclos logarítmicos de *vibrio cholerae* 0139. Asimismo Rubio [3] halló el valor D_{10} para los serotipos Inaba y Ogawa de *vibrio cholerae* entre 0,13 y 0,19 kGy.

3.2. Evaluación sensorial

3.2.1. Materia prima

La calidad de la materia prima se consideró como muy buena de acuerdo a lo reportado en la Tabla 1, en el cual se observa que el primer día el promedio de los puntajes

otorgados por los miembros del panel para las características olor y apariencia de las muestras crudas alcanzaron valores próximos a los 5 puntos.

3.2.2. Choros crudos

Los panelistas reportaron un ligero aroma impropio (off-odor), que se percibió en el momento de la apertura del empaque, el mismo que se disipaba muy rápidamente. Experiencias pasadas a dosis por debajo de 1 kGy, en ostras, indicaron presencia de olor graso[11]. De la tabla 1 se halla mediante una regresión lineal que el tiempo de vida útil, para la característica apariencia alcanza el límite de aceptabilidad de 3, a los 14 días para las muestras testigo y a los 31 días para las muestras irradiadas a 1 kGy.

De acuerdo a los resultados indicados en el

mencionado cuadro tenemos que el olor de las muestras testigo solo fue aceptado hasta los 12 días mientras que las muestras irradiadas a 1 kGy sobrepasan este nivel llegando a 22 días.

3.2.3. Choros cocidos

De la tabla 2I se halla que las muestras testigo presentaron un olor aceptable solo hasta los 15 días a diferencia de las muestras irradiadas a 1 kGy llegaron a alcanzar los 35 días. Del

mismo modo se puede precisar que la vida útil de la característica Sabor en las muestras testigo solo alcanzan los 15 días, mientras que las muestras irradiadas a 1 kGy se extendió hasta los 35 días. Se observa también que la Textura de las muestras testigo se mantuvo dentro de los límites aceptables hasta los 22 días, en tanto que las muestras irradiadas a 1 kGy, llegaron hasta los 46 días.

Tabla 1. Calificaciones promedios y límites de confianza de parámetros organolépticos evaluados en choros crudos.

Días		Testigo		1 kGy		
Apariencia	Puntaje	Límite inferior	Límite superior	Puntaje	Límite inferior	Límite superior
1	4,30	1,87	7,47 *	4,30	3,72	5,04 *
8	4,20	1,34	6,24 *	4,20	3,48	4,64
15	3,20	0,46**	5,36 *	3,70	3,16	4,32
22	1,70	0,77 **	4,83	3,40	2,76	4,08
Olor						
1	4,40	3,53	5,53 *	4,40	3,81	5,11 *
8	3,70	2,69	4,43	4,00	3,40	4,54
15	2,70	1,72	3,46	3,60	2,91	4,05
22	1,50	0,62 **	2,62	2,90	2,34	3,64
Textura						
1	4,30	2,55	6,59 *	4,50	4,03	4,89
8	4,10	2,03	5,55 *	4,00	3,64	4,40
15	3,20	1,25	4,77	3,50	3,20	3,96
22	2,00	0,21 **	4,25	3,20	2,71	3,57

* Estos valores van a tomarse, como equivalentes a la puntuación máxima (5).

** Estos valores pueden tomarse como equivalente a la puntuación mínima (1).

Tabla 2. Calificaciones promedios y límites de confianza de parámetros organolépticos evaluados en choros cocidos.

Idas		Testigo		1 kGy		
Olor	Puntaje	Límite inferior	Límite superior	Puntaje	Límite inferior	Límite superior
1	4,40	1,88	7,72 *	4,40	3,84	5,14 *
8	4,40	1,35	6,45 *	4,30	3,61	4,75
15	3,20	0,45 **	5,55 *	3,90	3,30	4,44
22	1,80	-0,82 **	5,02 *	3,50	2,91	4,21
Sabor						
1	4,60	2,67	7,13 *	4,50	4,31	4,75
8	4,30	1,90	5,80 *	4,20	3,97	4,35
15	2,80	0,85 **	4,75	3,80	3,60	3,98
22	1,60	-0,48 **	3,98	3,40	3,20	3,64
Textura						
1	4,20	2,79	6,05 *	4,10	3,18	5,24 *
8	4,20	2,52	5,36 *	4,10	3,12	4,92
15	3,60	2,04	4,88	4,00	2,93	4,73
22	2,80	1,35	4,61	3,50	2,61	4,67

*Estos valores van a tomarse, como equivalentes a la puntuación máxima (5).

** Estos valores pueden tomarse como equivalente a la puntuación mínima (1).

3.3. Evaluación microbiológica

Los análisis microbiológicos se realizaron periódicamente a partir del día 1 hasta el día

22, cada siete días respectivamente, tanto para la muestra testigo como para la irradiada a 1 kGy. Los resultados aparecen en la tabla 3.

Tabla 3. Recuento total de aerobios mesófilos en almacenamiento.

Días de almacenamiento	Testigo	1 kGy
1	$6,10 \times 10^4$	$9,00 \times 10^2$
8	$3,00 \times 10^5$	$1,50 \times 10^3$
15	$8,00 \times 10^5$	$5,20 \times 10^3$
22	$7,50 \times 10^7$	$6,40 \times 10^3$

Los recuentos obtenidos para el día 1, demuestran que desde el punto de vista microbiológico la materia prima era regular a baja calidad lo cual es usual en países que no cuentan con un adecuado control sanitario, como es el caso del Perú, donde la comercialización de productos se realiza en condiciones desfavorables.

Al comparar los valores hallados en las muestras irradiadas con el testigo, el primer día de análisis, se puede observar una disminución significativa de la población microbiana de un orden de $1,831 \log$ para la muestra irradiada a 1 kGy, lo cual demuestra la efectividad de la dosis empleada. Tanto el testigo como las muestras irradiadas experimentaron un aumento relativo del número de gérmenes por gramo, a lo largo del almacenamiento, encontrándose en el nivel de rechazo ($1,00 \times 10^6$) en el día 11 para el testigo y en el día 69 para 1 kGy.

Es necesario hacer notar que la temperatura de incubación empleada (22 °C) es la recomendada para este tipo de productos y se dice que los recuentos resultan ser 10 veces más altos que si se emplea la temperatura de 35-37 °C[12].

3.4 Análisis químico

3.4.1 Bases volátiles totales nitrogenadas

Como se sabe la mayor parte de los ensayos de frescura para la determinación de calidad están basados en la detección y posterior

medida de compuestos de degradación, producidos por desarrollo microbiano, tales como ácidos, aminos y demás bases volátiles[13]. Por este motivo en el presente estudio se realizaron las determinaciones de N-BVT (mg de N/100g) paralelas a los análisis microbiológicos y sensoriales con la finalidad de establecer la correlación existente entre ellos durante el almacenamiento y las ventajas de la irradiación en estos aspectos.

Como se puede observar en la figura 2, las bases volátiles totales presentan un comportamiento diferente en las muestras irradiadas con respecto a las muestras testigos para diferentes días de almacenaje. Así mientras el contenido de bases volátiles totales crece en forma acelerada en los choros no irradiados a partir del 6to día, en el producto irradiado se mantuvieron los valores bajos hasta el día 11 a partir del cual presentan un incremento moderado. Algunos autores afirman [14] que se obtiene un aumento permanente de ácidos y bases en los productos marinos de alto porcentaje proteico no irradiados una vez que el número de gérmenes por gramo es superior a 10^8 , esto implica indudablemente que son de escaso valor como índice de calidad ya que con estos resultado dichos productos se encuentran en franca descomposición. Así las bases volátiles resultan ser buenos índices solo para el producto no irradiado, ya que en estas muestras, su comportamiento se va incrementando a través del período de almacenamiento considerado.

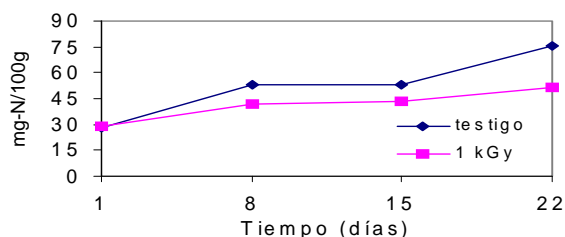


Figura 2. Variación del contenido de bases volátiles totales en muestra control e irradiada.

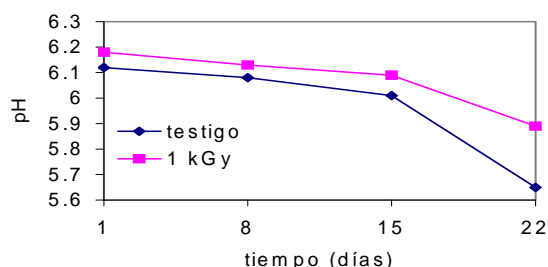


Figura 3. Variación del pH en muestra control e irradiada.

3.4.2 pH

En la figura 3, se observa que el pH inicial de ambas muestras indican valores ligeramente menores que el sugerido por Maza [9], quien señala un rango de 6,3 a 6,9 para calificar un choro de buena calidad. Esto se explica porque los choros adquiridos en el Terminal Marítimo de Villa María tenían entre 12 y 15 horas de haber sido extraídos, debido a la distancia del lugar de extracción. El pH de ambas muestras disminuye ligeramente hasta el día 15 del almacenamiento, no habiendo mucha diferencia entre ellas. Esto se explica por la actividad proteolítica de bacterias gram-negativas, en el caso de ambas muestras, dado que la dosis de 1 kGy no es lo suficiente elevada como para eliminar esa actividad microbiana. A partir del decimoquinto día, la pendiente de las muestras no irradiadas que es mayor al de las muestras irradiadas, muestra una relación

directa con la población de aerobios mesófilos, alcanzando un pH de 5,65 al final del experimento, que se toma como un indicativo de descomposición; mientras que las irradiadas se ubicaron en un nivel más aceptable.

3.5. Análisis de costos

La Planta de Irradiación Multiuso comenzó a funcionar con carácter comercial en abril de 1996. Tiene un diseño ruso y está incluida en la categoría 4 de irradiadores. La carga nominal inicial fue de 100 kCi habiendo sido cargada con una fuente de cobalto-60 de fabricación argentina. La construcción de esta planta significó una inversión inicial de 2 400 000 dólares. Los costos de operación por año, calculados, alcanzan a cerca de US\$ 590 000 por año, como se especifica en el siguiente cuadro:

Tabla 4. Costos de operación por año, calculados, de la planta de irradiación comercial de Santa Anita.

ITEM	COSTO
Costos de personal	
Jefe de planta	12 960
Jefe de operación	12 600
Asistente de planta	10 800
Control de calidad	8 400
Gerencia	36 000
Administrativo	54 000
Personal obrero	25 200
Servicios	
Mantenimiento (5% valor eq.)	55 000
Utilitarios (Gastos administrativos)	10 000
Recargo de Co-60 (12,5%)	22 500
Servicios (Agua, luz y tel.)	5 600
subtotal	US \$ 253 060
COSTO ANUAL INDIRECTO DE OPERACIÓN	
Depreciación, interés y seguros	
Depreciación de la inversión total (10%)	240 000
Interés basado en 6% del capital total	72 000
Seguros	24 000
subtotal	US \$ 336 000
COSTO ANUAL TOTAL	US \$ 589 060

El costo de tratamiento sería US\$ 80,7/h; si se consideran 365 días de operación al año con dos turnos diarios de 10 horas.

3.5.1. Características del producto

En 1997 se recolectaron 9532 toneladas brutas de choros para consumo humano directo. Debe saberse que toda la producción de choros está destinada al consumo interno local y regional, por lo que el propósito de la irradiación sería ofrecer un producto fresco a través de todo el territorio a donde se expande su consumo.

Para los cálculos de la cantidad de producto que podría irradiarse diariamente se tuvo en cuenta el acondicionamiento de los ejemplares quitándoles las concha superior (semidesvalvado, con un rendimiento de 70%), pudiendo ser empacados de acuerdo a los estándares internacionales en bolsas de polietileno, dado que la dosis de radiación aplicable para el propósito es bastante baja.

El sistema de transporte del irradiador consta de 45 jaulas con capacidad de 5 cajas de 80 litros cada una. Para la aplicación de 1 kGy con un promedio de exposición de cada jaula de 11 minutos, es posible cargar hasta 109 jaulas por día, teniendo en cuenta que es posible operar durante 20 horas diarias. A partir de una densidad aparente de 0,62; para los choros semidesvalvados, sería posible irradiar a 1 kGy hasta 22,5 Ton /día; a un costo neto de US\$ 0,07 por kg.

4. CONCLUSIONES

El valor D_{10} fue de 0,138 kGy con un coeficiente de determinación R^2 de 0,914 por lo que es necesario aplicar 8D (población promedio que puede causar la enfermedad en choros, que es equivalente a una dosis de 1,102 kGy).

La materia prima con la cual se trabajó para la determinación de la vida útil en almacenamiento es considerada en nuestro país como de muy buena calidad (producto normalmente así consumido), a pesar de que presentó recuentos bacterianos altos comparados con los estándares de calidad microbiológico internacionales debido a las deplorables condiciones sanitarias, durante la comercialización.

Inmediatamente después de la irradiación la dosis de 1 kGy reduce la población microbiana de la materia prima en 1,831log, y al final del

almacenamiento de 22 días se mantiene muy por encima de los límites microbianos aceptables.

La regresión lineal nos indica que recién a los 69 días de almacenamiento las muestras irradiadas serían descartadas desde el punto de vista microbiológico.

Desde el punto de vista sensorial en estado crudo se concluye que la vida útil para choros en la característica apariencia fue de 14 días para el testigo y de 31 días para las irradiadas a 1 kGy. En cuanto al olor el testigo llega a 12 días y el irradiado 22 días. La textura alcanza 24 días a 1 kGy y 15 días el testigo.

Desde el punto de vista sensorial en estado cocido se concluye que la vida útil para el sabor se extendió a 30 días con dosis de 1 kGy comparado con los 14 días del testigo; tomando en cuenta el olor ésta llegó a 35 días en el irradiado, mientras que el testigo solo 15 días, y la textura permite 46 días de almacenamiento para muestras tratadas y 22 días para el control.

El análisis de nitrógeno de las bases volátiles Totales no es un buen índice de calidad para choros irradiados, no así para el mismo producto sin irradiar.

REFERENCIAS

- [1]. IAEA/FAO/PAHO/WHO, Technical consultation on irradiation as a public health intervention measure for control foodborne disease in Latin America and the Caribbean, Washington (1992).
- [2]. OPS/OMS, Riesgo de transmisión del cólera por los alimentos RIMS 7/22, Washington D C EUA (1991) 10.A.
- [3]. IAEA/FAO/PAHO/WHO, Second meeting of the IAEA/FAO/PAHO/WHO coordinated research project on use of irradiation as a public health intervention a leisure to control foodborne disease in Latin America and the Caribbean, Tampa (1997).
- [4]. KILLORAN, J.J., Adv. Chem. Ser. 135 (Chem. Food packag.) (1974) 87pp.
- [5]. CARVAJAL, C., AYALA, G.M., SIRVAS C. S., Microbiología de alimentos marinos, CONCYTEC, Lima (1991) 55-57.
- [6]. MUÑOZ, B.R., UGÁZTEGUI, A.E., VACA, F.C., Preservación de alimentos por

- irradiación. Instituto de Ciencias Nucleares (1985) 160 pp.
- [7]. SINGSON, C., Technoeconomic feasibility of food irradiation in the Philippines. STI/PUB/883 IAEA, Vienna (1992) 159 pp.
- [8]. CONWAY and BYRNE, Métodos de microdifusión en bioquímica (1933) 41 pp.
- [9]. MAZA, R.S., Manual de procesamiento y control de calidad del langostino (1986) 1-30.
- [10]. OPS/OMS, Contaminación microbiana de los alimentos vendidos en la vía pública. Ed. por Claudio Almeida (1996) 3-4.
- [11]. GARDNER, E. A., WATTS, B. M., Effect of ionizing radiation on southern oysters, Food Technol. 11 (1959) 329 pp.
- [12]. FIGUEROA, C., Efecto del pretratamiento con soluciones de tripolifosfato en filetes de merluza radurizados, Comisión Chilena de Energía Nuclear Santiago de Chile (1979) 48 pp.
- [13]. GALLARDO, S.M., El contenido de bases volátiles como índice del grado de frescura en productos pesqueros, Informe Tec. Inst. Inv. Pesq. (1978) 58 pp.
- [14]. MAYNARD, A., STEINBERG, The atom preserves seafoods. Proceeding of the gulf and caribbean fishing institute (1965) 56-63.

ELIMINACIÓN DE *Vibrio cholerae* EL TOR, EN FILETES DE JUREL (*Trachurus picturatus murphyi*) CON EL USO DE RADIACIÓN GAMMA Y EVALUACIÓN SENSORIAL DEL PRODUCTO

Torres Z.⁽¹⁾ ztorres@ipen.gob.pe, Kahn G.⁽²⁾, Vivanco M.⁽³⁾, Bernuy B.⁽⁴⁾

(1) Instituto Peruano de Energía Nuclear / Lima, Perú

(2) Universidad Nacional Agraria de la Selva / Pucallpa, Perú

(3) Universidad Nacional Federico Villareal / Lima, Perú

(4) Universidad Nacional Agraria La Molina / Lima, Perú

RESUMEN

Este estudio fue llevado a cabo para determinar el valor D_{10} del *vibrio cholerae* el Tor en filetes de jurel fresco. Se calculó un valor D igual a 122 Gy, proponiéndose como dosis de eliminación 0,96 kGy (8D), por lo que se evaluó la extensión de la vida útil de la dosis de 1 kGy, propuesta además como dosis óptima [1]. Utilizando el método de los mínimos cuadrados se calculó una extensión de vida útil para la apariencia, el olor y la textura de los filetes crudos irradiados de 20, 15 y 32 días, respectivamente, frente a los 13, 8 y 16 días calculados para las muestras no irradiadas. Para el sabor y la textura de los filetes irradiados cocidos se calculó un tiempo de aceptación de 27 y 22 días, respectivamente, frente a los 10 y 13 días calculados para los filetes no irradiados en las mismas características y por el diseño estadístico parcialmente vacilante se determinaron los límites de confianza durante el almacenamiento a 0-1 °C durante 15 días, considerándose la evaluación del olor en crudo como la evaluación más confiable. El pretratamiento con tripolifosfato de sodio, redujo casi en un 2% el exudado de los filetes irradiados respecto a los no irradiados al decimoquinto día de almacenamiento.

1. INTRODUCCIÓN

La incidencia de *vibrio cholerae* en el Perú desde el año 1991, hizo que este microorganismo tomase importancia como patógeno potencial en la región, en especial en alimentos frescos que se consumen crudos. El carácter no esporulado de este microorganismo, permite el uso de bajas dosis de radiación para su eliminación, como en el de otros vibriones [2]. La popularidad del consumo de jurel, determinó que este

producto se usase como substrato; no obstante [3] reporta una inexistencia natural de *vibrio cholerae* colérico en especies pelágicas, pero el deficiente sistema sanitario existente coloca al producto en una situación riesgosa, considerando la latencia del patógeno, expuesto a una contaminación cruzada, por lo cual los resultados podrían ser usados cuando el producto no es acondicionado en las factorías o destinado a un uso industrial, sino sólo cuando se trata de consumo humano directo.

El *vibrio cholerae* es un microorganismo en forma de bastón curvado o recto, gram negativo, oxidasa y catalasa positivo, móvil por flagelo polar, fermenta la glucosa sin producción de gas, aeróbico facultativo y que crece abundantemente en condiciones alcalinas. El serogrupo O1 es el responsable de las epidemias, y se divide en tres serotipos: Ogawa, Inaba e Hikojima. La ingestión de dosis de 10^8 UFC puede provocar la enfermedad en personas de acidez normal [4].

El jurel es un pez osteictio de costumbres gregarias y pelágicas, que pertenece a la familia de los carángidos, dentro del orden de los perciformes, la especie que existe en el mar peruano es el *Trachurus picturatus murphyi*. El jurel tiene un cuerpo alargado, alto y comprimido y puede alcanzar una longitud de unos 40 cm. Es característica por las escamas de la línea lateral, grandes y provistas de un aguijón [5].

El porcentaje de desembarque para consumo humano entre los años 1978 y 1992, varió de 14 a 20% entre un total de 20 especies; excepto durante la temporada del El Niño, en 1982-1983 [6]. Estos porcentajes disminuyeron nuevamente durante los años 1996-1997 en los cuales solo representan el 3,9 y 5,2%; respectivamente [7].

Anteriormente se ha determinado la dosis óptima de 1 kGy [1] para filetes de jurel, pre tratados con tripolifosfato de sodio y empacados al vacío, y no se encontró diferencias con los filetes empacados al aire; el propósito de esta evaluación fue introducir un diseño estadístico que permitiera obtener resultados más exactos, por lo cual tampoco se hicieron estudios de aceptabilidad, sino solo sobre la evaluación y extensión de la vida útil.

Se plantearon como objetivos la determinación del valor D_{10} para *vibrio cholerae* el Tor en filetes de jurel, y el cálculo de la dosis adecuada para su eliminación (8D), esta dosis de eliminación, entonces fue aplicada a los filetes y evaluada desde el punto de vista microbiológico, y de las características sensoriales.

2. MATERIALES Y MÉTODOS

2.1. Determinación de los valores D_{10} para *vibrio cholerae*

Para la determinación de los valores D_{10} se consideraron los siguientes pasos:

2.1.1. Preparación de la suspensión

Se seleccionó la cepa de *vibrio cholerae* El Tor, serotipo Inaba, por ser el responsable de la epidemia a principios de los 90; esta fue obtenida a través del Ministerio de Salud. Para recuperar dicha cepa, se suspendió una alícuota en un tubo de ensayo con Agua Peptonada Alcalina (APA), incubándose por 6 a 8 horas a 42 °C, para luego ser estriada en Agar Infusión Cerebro Corazón (BHIA) inclinado el cual fue incubado por 24 horas a 37 °C [8], y nuevamente estriado en dos tubos con BHIA inclinado por otras 24 horas. Dicho crecimiento fue disuelto en 250 ml de APA lográndose una concentración entre 10^8 y 10^9 UFC/ml.

2.1.2. Inoculación de los filetes

Se adquirieron ejemplares de jurel fresco con un promedio de 500 g de peso bruto, los que se filetearon y desde los filetes de prepararon piezas enteras de músculo de 25 g c/u aproximadamente, que fueron irradiados de 10 kGy, con el fin de eliminar la población normal. Estas piezas fueron sumergidas individualmente en la suspensión preparada como se indica anteriormente durante 2,5 minutos, alcanzándose una concentración promedio de

10^7 UFC/g. Los filetes fueron embolsados en polietileno.

2.1.3. Irradiación

Las piezas embolsadas se irradiaron a temperatura de la sala (25-27 °C) utilizando dosis de 0,1; 0,2; 0,3 y 0,4 kGy. Se aplicó un tiempo de recuperación de 1 hora, sumergiendo los filetes en APA.

2.1.4. Recuento bacteriano

Se tomaron 25 g de los filetes y se homogeneizaron con 225 ml de agua peptonada alcalina; desde el cual realizaron diluciones decimales. Se sembró por el método de profundidad utilizando BHIA, porque permitía un crecimiento más rápido que en TSA (apreciación personal), encontrándose los mismos recuentos, y se incubaron por 24 a 48 horas a 37 °C, antes de contar las colonias típicas en las placas. Además, como punto de referencia se determinó el valor D para *vibrio cholerae* en solución salina peptonada (SSP), siguiendo el método descrito por ref. [9]. El cálculo por mínimos cuadrados para la determinación del valor D fue corrido con un nivel de confianza de 95%.

La fuente de irradiación usada fue un Gammacell 220 con fuente de Co-60, con una tasa de dosis de 48 Gy/min. Para el cálculo de la tasa de dosis se utilizó la dosimetría Fricke. Se realizaron tres repeticiones en ambos ensayo.

2.2. Evaluación de la dosis óptima

Para la evaluación de la dosis óptima se utilizó el siguiente procedimiento:

Se adquirieron ejemplares con las mismas características que para el primer ensayo en el Terminal Marítimo de Ventanilla (Callao); considerando la distancia desde la zona de pesca y el transporte es probable que tuviesen hasta 3 días de haber sido pescados. Durante este tiempo los filetes son mantenidos en congelación. Estas fueron trasladadas al laboratorio en coolers utilizando hielo en escamas. Fueron fileteadas, sin quitarles la piel y evitando incluir las zonas con alto contenido de grasa (parte posterior). Sabiendo que el rendimiento por ejemplar está cerca al 60% [1], se obtuvo 4 muestras de 75 g cada una, se procedió a un lavado con agua corriente antes de sumergirlas en una solución de tripolifosfato de sodio al 10% durante 90 segundos. Estas piezas fueron colocadas en bolsas de Nylon 6; selladas al aire y luego

enfriadas. La mitad del lote fue expuesto a una dosis mínima de 1 kGy, acompañados con bolsas de hielo, por lo que pudo mantenerse la temperatura a menos de 10 °C durante el tiempo de exposición.

Ambos, los filetes irradiados y no irradiados fueron colocados en almacenamiento a 0-1 °C por 15 días, durante los cuales se evaluó el crecimiento microbiano a 25 - 27 °C, por el método de recuento estándar en placa (REP) utilizando BHIA, la pérdida de exudado, calculado por diferencia de peso, las BVT-N por el método de Conway y la calificación con escala por parámetro de las características sensoriales en filetes crudos y cocidos.

2.2.1. Evaluación sensorial

Se utilizaron 6 panelistas entrenados, a los que se presentaron dos fichas con un test de evaluación con escala por parámetro. Para los filetes crudos se evaluó la apariencia, olor y textura, estos se presentaron a los panelistas igual como se retiraron de las bolsas. Para la evaluación de filetes cocidos, primero fueron lavados y expuestos a vapor durante 10 minutos antes de presentarlos a los panelistas los que evaluaron el sabor y la textura. Se utilizó una escala de 7 puntos, con un límite de aceptabilidad de 4. Las evaluaciones se realizaron el día 1, 6, 10 y 15 de almacenamiento. Ambos formatos se muestran en el anexo.

Los resultados de la calificación con escala por parámetro fueron evaluados utilizando el Diseño Parcialmente Vacilante [10], con el propósito de determinar los límites de confianza y el tiempo aproximado de vida útil. Los cálculos por mínimos cuadrados para todos los parámetros fueron corridos a un

nivel de confianza de 95%. Durante este ensayo se calculó una tasa de dosis de 29 Gy/min. Se realizaron dos repeticiones.

3. RESULTADOS Y DISCUSIONES

3.1. Efectos de la irradiación sobre el *vibrio cholerae* El Tor

El valor D_{10} calculado para *vibrio cholerae*, en los filetes de jurel es 122 Gy ($r^2 = 0,97$), frente a 127 Gy obtenido en SSP ($r^2 = 0,95$). La curva ajustada se muestra en la figura 1. Gelli [11] obtuvo un valor D_{10} para El Tor Inaba de 0,13 kGy en caldo nutritivo. Con los resultados obtenidos en soluciones acuosas es esperada una mayor resistencia de la cepa inoculada en los filetes. El método de inoculación (por inmersión) y el de dilución (UFC/g en vez de UFC/cm²) pueden ser responsables de este resultado, teniendo en cuenta, primero, que los microorganismos quedaron tan expuestos a las radiaciones como en un medio líquido, ya que no existió componente alguno del músculo que actuase como radioprotector [12] y segundo, que la contaminación superficial se contó como contaminación a través de todo el músculo. No obstante, estos bajos valores de reducción microbiana para los vibriones son aceptables ya que estos microorganismos son no esporógenos gramnegativos.

La dosis mínima que puede aplicarse para eliminar la población de *vibrio cholerae* el Tor en los filetes de jurel es de 8D, que es el equivalente para eliminar una población de 10⁸ UFC, señalado anteriormente, es 0,96 kGy; que, para fines prácticos equivale a 1 kGy.

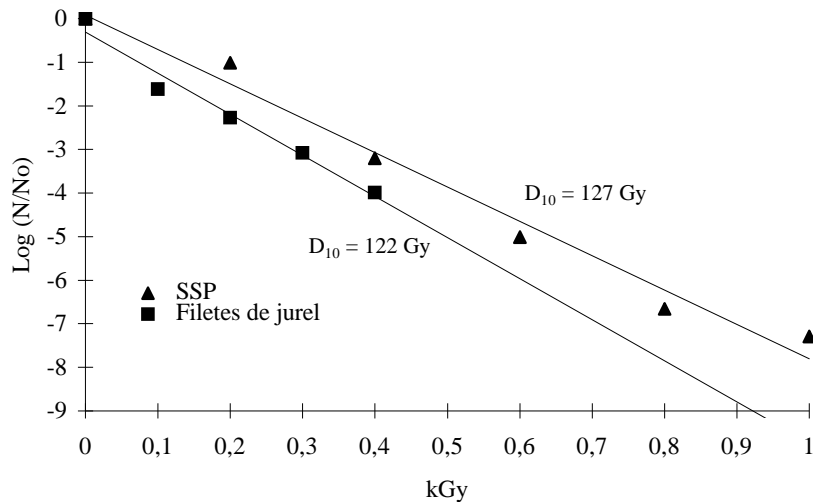


Figura 1. Variación de la población de vibrio cholerae en función a la dosis de radiación en filetes de jurel y en SSP.

3.2. Efectos de la irradiación sobre la calidad de los filetes de jurel

Fueron evaluadas dosis mayores de 1 kGy para confirmar los niveles de reducción microbiana y los cambios esperados en las características sensoriales de estos. Puede observarse en la tabla 1, que la aplicación de 1,5 y 2 kGy reducen la carga microbiana hasta 3,93 y 3,30 log/g; respectivamente frente a los 5,98 log/g iniciales. Sin embargo, las evaluaciones sensoriales indican modificaciones notorias para un producto fresco, sobretodo en los cambios de color y de la presencia de un ligero olor rancio. Este último, probablemente consecuencia del alto contenido de grasa en el músculo, durante la época de evaluaciones.

3.2.1. Evaluación sensorial

Cuando se evaluaron los filetes irradiados a 1 kGy, se determinaron las diferencias frente a filetes no irradiados. En la tabla 2 se detallan los valores de las calificaciones obtenidas y los límites de confianza de cada una de los parámetros evaluados.

En la evaluación de cada uno de los parámetros es esperada una disminución de la calificación con tendencia lineal, las hojas de evaluación fueron diseñadas a partir de las tablas de Ref. [13]. Para la apariencia de los filetes crudos, el primer día de almacenamiento, hay una calificación promedio mayor de 6; esta disminuye con una pendiente mayor en los filetes no irradiados desde la

segunda fecha, hasta alcanzar el límite de aceptabilidad antes del día 15; mientras que los filetes irradiados no llegan al límite sino hasta después del último día de evaluación. El tiempo de vida útil calculado, por mínimos cuadrados, para estas últimas alcanza a 20 días, en tanto que para las muestras no irradiadas se calcula en 13 días. La apariencia de los filetes va a estar ligada directamente con la presencia del exudado, que, en la mayor de las ocasiones, tiene un aspecto rojizo y viscoso, mucho más en los filetes no irradiados, hacemos notar además los amplios límites de confianza obtenidos para los filetes irradiados, influenciados aparentemente por el cambio de color del músculo.

Desde el principio del almacenamiento, las calificaciones para el olor son menores para ambas muestras respecto a las otras características, siendo descartadas las muestras no irradiadas antes del décimo día, esto es esperado por el alto nivel de crecimiento microbiano que ya alcanza hasta 8 log/g. Los filetes irradiados conservan las calificaciones por encima de 4 hasta poco después del decimoquinto día y se calcula un tiempo de vida útil hasta de 15 días contra los 8 días calculados para los testigos. Los límites de confianza más ajustados obtenidos en la evaluación de ambas muestras, indican que la evaluación de estas características será más confiable que las otras, si no estuviese implicado el uso de aditivos coadyuvantes, como el tripolifosfato de sodio, el cual mejoró la textura de los filetes en especial.

Tabla 1. Resultados en la evaluación microbiológica y de las modificaciones sensoriales para filetes de jurel irradiados a 1,5 y 2,0 kGy (25-27 °C).

Dosis (kGy)	Log UFC/g	Modificaciones sensoriales
0,0	5,98	Color: Rojo a rojo pardusco
1,5	3,93	Olor: Neutro a ligeramente rancio
2,0	3,30	Color: Rojo a pardusco. Con manchas obscurecidas Olor: Neutro a moderadamente rancio

Tabla 2. Calificaciones y límites de confianza de los parámetros organolépticos evaluados en filetes de jurel no irradiados e irradiados a 1 kGy.

Días de almacenamiento	0 kGy				1 kGy	
	Puntaje	Límite inferior	Límite superior	Puntaje	Límite inferior	Límite superior
Crudo apariencia						
1	6,50	5,00	7,66*	6,33	3,47	8,64*
6	5,17	4,20	6,50	5,33	3,28	7,77*
10	4,42	3,41	5,72	4,67	2,86	7,34*
15	3,75	2,26	4,92	4,92	1,98	7,16*
Olor						
1	5,67	4,72	6,39	5,75	4,38	6,79
6	4,25	3,65	5,09	4,83	3,99	6,08
10	3,33	2,70	4,15	4,50	3,55	5,64
15	2,33	1,40	3,07	4,17	2,83	5,24
Textura						
1	6,08	4,79	7,19*	6,08	5,10	6,84
6	5,33	4,30	6,39	5,50	4,89	6,40
10	4,58	3,78	5,87	5,33	4,64	6,15
15	4,33	2,97	5,38	5,17	4,21	5,94
Cocido sabor						
1	6,83	4,50	9,07*	6,08	3,94	8,29*
6	5,42	3,25	7,21*	5,50	3,82	7,59*
10	3,50	2,00	5,96	5,83	3,49	7,26*
15	2,67	0,14	4,71	4,75	2,79	7,14*
Textura						
1	6,50	4,00	9,07*	6,75	6,06	7,57*
6	5,83	3,30	7,70*	6,17	5,49	6,80
10	4,17	2,47	6,87	5,75	4,95	6,26
15	3,83	1,09	6,17	4,83	4,18	5,69

* Estos valores van a tomarse como equivalentes a la puntuación máxima (7).

Cuando se evaluó la textura, si bien la calificación inicial es menor que para la apariencia los filetes no irradiados obtuvieron calificaciones de aceptabilidad hasta después del día 15, lo mismo que los filetes irradiados, los que obtuvieron calificaciones mayores de 5 inclusive al decimoquinto día. Esta conservación de la textura, en ambas muestras, es resultado del tratamiento con la solución de

tripolifosfato de sodio, el cual impidió la rápida deshidratación de los filetes. La pérdida de textura en los testigos, a pesar del pretratamiento, indica la elevada actividad de microorganismos de descomposición, mejor reflejada en el olor. Respecto a esta característica el tiempo de vida útil calculada, para las muestras control alcanza sólo 16 días, mientras que en las muestras irradiadas

se calcula en 32 días. Se encuentra un comportamiento muy parecido en la textura de los filetes cocidos, donde los tiempos de vida útil calculados son de 13 y 22 días para los filetes testigos e irradiados, respectivamente. Para estos dos parámetros también pudo calcularse límites de confianza bastante ajustados, excepto para la textura de los filetes cocidos no irradiados.

En la evaluación del sabor de las muestras cocidas, se encuentra una relación parecida al olor de los filetes crudos; entre los días 6 y 10 se encuentra ya un sabor inaceptable en los filetes del control. La calificación menor en los filetes irradiados al primer día de almacenamiento es resultado directo de los gustos extraños provocados por la irradiación, dado el poco tiempo transcurrido entre esta y la degustación. La calificación para las muestras irradiadas aún se mantiene por encima del límite de aceptabilidad hasta el día 15. El tiempo de vida útil calculado, para las muestras testigo alcanza sólo 10 días, frente a 27 días de los filetes irradiados; sin embargo los límites de confianza son los más amplios obtenidos respecto a todos los demás parámetros. La falta de entrenamiento en la evaluación de pescado fresco, puede ser causa de esto. Puede observarse, por lo general que, el tiempo de vida útil calculado para cada

parámetro es el doble o cerca al doble entre las muestras testigos e irradiadas. No obstante, teniendo en cuenta los límites de confianza más ajustados obtenidos para el olor de filetes crudos, proponemos que esta represente la extensión de vida útil del jurel.

3.2.2. Evaluación microbiológica

Desde la figura 2 se observan los recuentos del primer día de almacenamiento que indican una reducción microbiana de 1,86 log/g con una dosis de 1 kGy a 25-27 °C, desde una población inicial de 5,8 log/g. Este nivel de población demuestra el deficiente nivel sanitario de nuestros terminales pesqueros. Los recuentos al sexto día colocan a los filetes testigos como no aptos para el consumo, pues superan 7 log/g; mientras los filetes irradiados muestran una disminución de la población; estos sólo alcanzan 6 log/g poco antes del decimoquinto día; sin embargo esta carga microbiana no parece influir en ciertos parámetros como el olor de los filetes crudos o el sabor de los filetes cocidos. Esto permite apoyar la propuesta de [14], sobre un límite de aceptabilidad para conteos bacteriológicos de pescado irradiado mayor de 1×10^6 UFC/g.

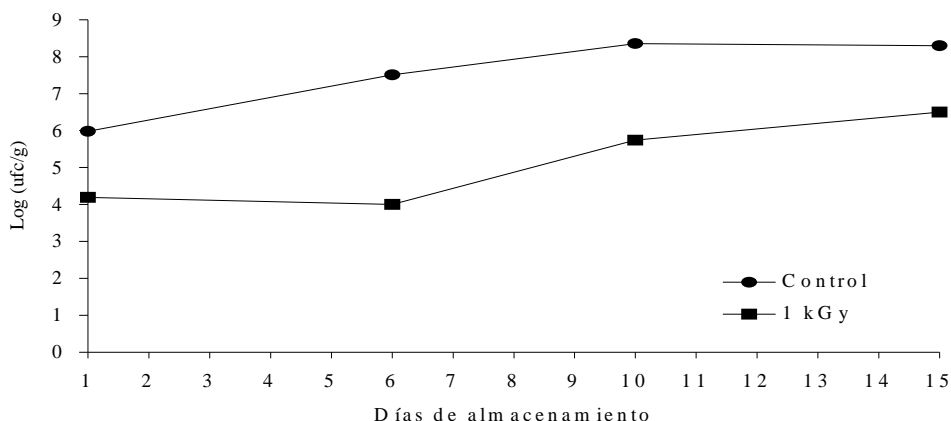


Figura 2. Evaluación microbiológica de los filetes de jurel, durante el almacenamiento a 0 - 1 °C, después de la irradiación (log UFC/g a 25-27 °C).

3.2.3. Determinación de la formación de exudado

En esta evaluación, solo fue de interés averiguar cuanto puede evitar el tripolifosfato de sodio las pérdidas de peso por goteo en los filetes irradiados, frente a las pérdidas de un filete no irradiado, pero no si tiene un efecto bacteriostático. Al primer día de almace-

namiento, como se observa en al figura 3, el exudado formado es mayor en las muestras irradiadas, lo que es esperado, por el efecto directo de la irradiación (radiólisis), dado el alto contenido de agua en los filetes [12]. Inclusive, al sexto día, la pérdida de peso por exudado en la muestra irradiada aún es mayor que en el control. En los análisis del décimo y del decimoquinto día, sin embargo, el exudado

es mayor en la muestra no irradiada hasta con una diferencia de 0,62 y 1,64% respecto al de las muestras irradiadas, en las cuales el porcentaje es 3,8% para ambos días; y donde la tendencia de la pendiente parece mantenerse.

Ref. [13], señalan que los porcentajes en w/w de exudado en filetes de merluza (*Merluccius merluccius*) tratados con solución de tripolifosfato de sodio al 10% y 2% de NaCl, e irradiados a 2 kGy y filetes no irradiados, a la tercera semana de almacenamiento en refrigeración fue 3% y 6%, respectivamente.

3.2.4. Nitrógeno de las bases volátiles totales (N-BVT)

De los resultados mostrados en la figura 3 se observa que, sólo a partir del décimo día hay una diferencia significativa en el valor de N-BVT entre muestras. Desde los análisis del día 10 en los filetes no irradiados, es notoria una elevación bastante señalada respecto al análisis del día 15, el cual ya sobrepasó el límite recomendado que es de 30 mg/100 g [15]; mientras que los valores de N-BVT de los días 10 y 15 en los filetes irradiados a 1 kGy son cercanos a los valores de los días iniciales, inclusive cuando al día 15 la población microbiana está cerca a los 6 log/g.

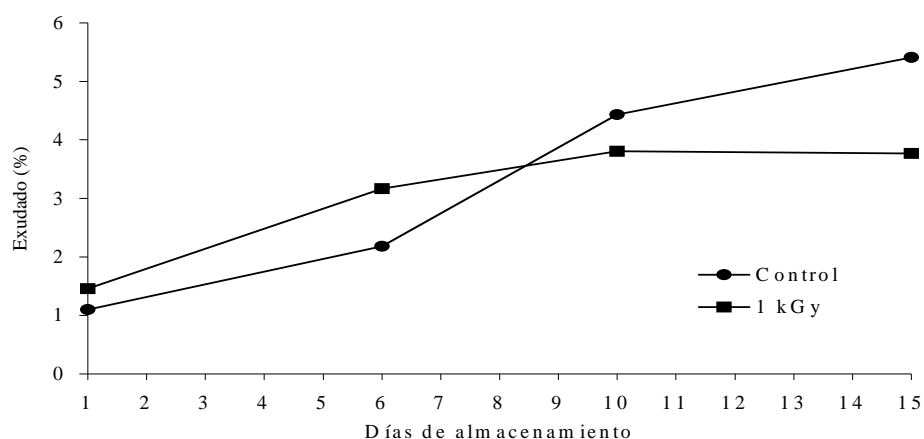


Figura 3. Evaluación de la pérdida de peso por goteo de los filetes de jurel control e irradiado a 1 kGy, durante el almacenamiento a 0 - 1 °C.

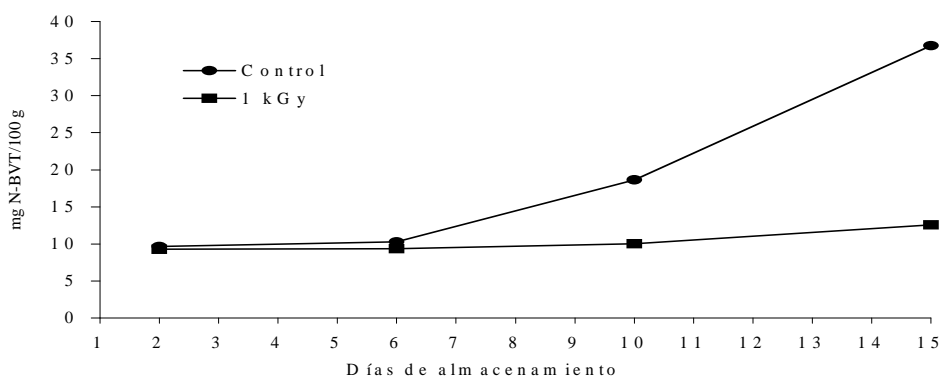


Figura 4. Evaluación del nitrógeno de las bases volátiles totales en los filetes de jurel, no irradiados e irradiados a 1 kGy, durante el almacenamiento (mg N-BVT/100 g).

3.3. Análisis de costos

La Planta de Irradiación Multiuso, ubicada en Santa Anita, Lima, comenzó a funcionar con carácter comercial en abril de 1996. Tiene un diseño ruso y está incluida en la categoría 4 de irradiadores. La carga nominal inicial fue de 100 kCi habiendo sido cargada con una fuente de cobalto-60 de fabricación argentina. La construcción de esta planta significó una inversión inicial de 2 400 000 dólares. Los costos de operación por año, calculados, alcanzan a cerca de US\$ 590 000 por año, incluyendo los costos de personal, de servicios y de depreciación, intereses y seguros.

A partir de los costos anuales, el costo de tratamiento sería US\$ 80,7/h, si se consideran 365 días de operación al año con dos turnos diarios de 10 horas.

3.3.1. Características del producto

El porcentaje de desembarque de jurel para consumo humano directo durante las últimas dos décadas en el Perú, se ha mantenido entre 14 y 20% para un total de 20 especies comerciales, representando en los últimos dos años un promedio de 60 000 toneladas anuales. Debe saberse que toda esta producción está dirigida al consumo interno. En el mar peruano su distribución está dada a través de toda su extensión, ubicándose las principales pesquerías en la costa norte.

Para los cálculos de la cantidad de producto que podría irradiarse diariamente se tuvo en cuenta el acondicionamiento de las muestras como filetes (con un rendimiento de 40%), pudiendo ser empacados individualmente o en pares en bolsas de polietileno, dado que la dosis de radiación es bastante baja y no afecta a este tipo de plástico.

El sistema de transporte del irradiador consta de 45 jaulas con capacidad de 5 cajas de 80 litros cada una. Para la aplicación de 1 kGy con un promedio de exposición por cada caja de 11 minutos, es posible cargar hasta 109 jaulas por día, teniendo en cuenta que puede operarse durante 20 horas diarias. A partir de una densidad aparente para los filetes de 0,46, sería posible irradiar a 1 kGy hasta 20 Ton de filetes/día, a un costo neto de US\$ 0,08 por kg.

4. CONCLUSIONES

El carácter no esporulado del *vibrio cholerae* permite el uso de bajas dosis para su eliminación, a un nivel de radurización, habiéndose determinado que con 0,96 kGy puede reducirse hasta 8 log, suponiendo que la contaminación sucediese en un filete fresco en forma superficial. Sin embargo, se encuentran discrepancias en el método de inoculación experimental y su evaluación, debido al desconocimiento de una técnica estandarizada. Debe observarse además que todo el experimento fue llevado *in vitro*, no evaluándose específicamente la presencia natural de *vibrio cholerae* en los filetes.

El valor de 8D fue evaluado en los filetes frescos, determinándose un tiempo de vida útil hasta el doble de los filetes no irradiados, cuando estos se almacenan a 0 - 1°C. Teniendo en cuenta los límites de confianza y el uso de tripolifosfato de sodio, se considera como el parámetro de evaluación más confiable el del olor de los filetes crudos. Sin embargo, los cambios en el color de músculo, el que se mantiene a través del almacenamiento, podrían hacer inaceptable el producto desde el punto de vista comercial.

Se recomienda la modificación del método de determinación del valor D_{10} , teniendo en cuenta el modo de inoculación y su evaluación, hasta simular mejor los resultados a una contaminación cruzada real.

A partir de los cálculos realizados con los datos obtenidos de la Planta de Irradiación comercial; es posible irradiar, a 1 kGy, hasta 20 Ton de filetes de jurel por día a un costo neto de US\$ 0,08/kg.

5. REFERENCIAS

- [1]. TORRES R., Z., Conservación de filetes de jurel fresco irradiado, almacenado en refrigeración, IPEN - ITP, Lima (1988).
- [2]. ICMSF, Ecología microbiana de los alimentos 1: factores que afectan a la supervivencia de los microorganismos en los alimentos. varios trad., Vol I, Acribia, Zaragoza (1983) 48-73.
- [3]. CARVAJAL, G., ET AL. Características diferenciales de *vibrio cholerae* marino y clínico durante la epidemia peruana. ITP, Boletín de Investigación, Lima, pag 49-60.

- [4]. OPS/OMS, Contaminación microbiana de los alimentos vendidos en la vía pública. Ed. por Claudio Almeida et al. (1996) 3-4.
- [5]. INSTITUTO DEL MAR DEL PERÚ/ INSTITUTO TECNOLÓGICO PESQUERO DEL PERU. Composición biológica tecnológica. STELLA, Callao, Perú, 143 p.
- [6]. INSTITUTO NACIONAL DE ESTADÍSTICA E INFORMÁTICA. Perú: compendio estadístico 92-93. Tomo II, Dirección Técnica de Índices Económicos, Lima (1993) 662 p.
- [7]. <http://www.imarpe.gob.pe/> IMARPE. Pesquería de recursos pelágicos en la costa peruana durante 1997. Lima (1998)
- [8]. CARVAJAL C., ET AL., Microbiología de alimentos marinos. CONCYTEC, Lima, (1991) 55-57.
- [9]. FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION/INTERNATIONAL OF ATOMIC ENERGY AGENCY, Training manual on food irradiation technology and techniques, 2nd Edition, Vienna, (1982), 205 p.
- [10]. GACULA M. C. Jr.. The design of experiments for shelf life study. Food Science (1976); 40 (2) 399-403.
- [11]. IAEA/FAO/PAHO/WHO. Second meeting of the IAEA/FAO/PAHO/WHO coordinated research project on use of irradiation as a public health intervention a leisure to control foodborne disease in Latin America and the Caribbean, Tampa, 1997.
- [12]. JAY, J. M.. MICROBIOLOGÍA MODERNA DE LOS ALIMENTOS. 3 ED. TRAD. POR MANUEL RAMIS VERGÉS, ACRIBIA. ZARAGOZA (1994) 345 – 371.
- [13]. FIGUEROA, C., ET AL.. Efecto del pretratamiento con soluciones de tripolifosfato en filetes de merluza radurizados. Comisión Chilena de Energía Nuclear Santiago de Chile (1979) 48 p.
- [14]. HANNESSON, G.; DAGBJARTSSON, B.. Radurization of scampi, shrimp and cod. STI/DOC/10/124 IAEA, Vienna (1971) 61 – 91.
- [15]. EGAN, H., ET AL. Análisis químico de alimentos de Pearson, 1 ed, 5 reimp. CECSA, México D.F, (1993) 424-426.

ELIMINACIÓN DE *Vibrio cholerae*, EL TOR, EN COLAS DE LANGOSTINO (*Penaeus vannamei*) EMPLEANDO RADIACIÓN IONIZANTE

Torres Z.⁽¹⁾ ztorres@ipen.gob.pe, Vivanco M.⁽²⁾, Guzmán E.⁽³⁾, Kahn G.⁽³⁾, Bernuy B.⁽⁴⁾

(1) Instituto Peruano de Energía Nuclear / Lima, Perú

(2) Universidad Nacional Federico Villarreal / Lima, Perú

(3) Universidad Nacional Agraria de la Selva / Pucallpa, Perú

(4) Universidad Nacional Agraria La Molina / Lima, Perú

RESUMEN

En el presente estudio realizado en el laboratorio PIMU (Proyecto de Irradiación Multiuso) del Instituto Peruano de Energía Nuclear y en los laboratorios de microbiología de la Universidad Nacional Federico Villarreal, se determina la dosis de reducción decimal (D_{10}) para el *V. cholerae* y la dosis óptima de irradiación para la ampliación de la vida útil de las colas de langostino mantenidas a 2 °C, en base a pruebas microbiológicas, organolépticas y químicas.

Se encontró que el valor D_{10} de *V. cholerae* en las colas de langostino fue de 0,111 kGy y en solución salina peptonada de 0,127 kGy; además la dosis óptima de irradiación fue de 2 kGy, la cual disminuye la concentración microbiana de $1,7 \times 10^6$ a $6,2 \times 10^3$ UFC/g y alarga su vida útil de 9 días, en las muestras control a 20 días. También se encontró que a 3 kGy la concentración microbiana se reduce en 3 ciclos logarítmicos, pero las características organolépticas se ven afectadas en el olor y sabor, y que las pruebas sensoriales predominan sobre las microbiológicas y químicas para la aceptación del producto.

1. INTRODUCCIÓN

Los langostinos blancos (*Penaeus vannamei*) constituyen un recurso hidrobiológico que tiene aceptación en el mercado internacional [1]. El Perú, Ecuador, Panamá y otros países tropicales lo producen por el método de crianza intensiva y lo exportan como producto fresco o congelado. Sin embargo, son muy perecibles y pueden resultar contaminados con microorganismos patógenos, dentro de ellos el *vibrio cholerae*, tanto durante la crianza como durante el procesamiento. La carga microbiana contaminante es alta, desde su origen y el mercado consumidor exige

productos frescos e inocuos, por lo que se hace necesario aplicar una tecnología que reduzca la carga microbiana y garantice su sanidad, manteniendo su frescura. La radiación gamma, a dosis inferiores de 10 kGy, se considera adecuada para descontaminar cualquier tipo de productos alimenticios, sin cambiar sus características organolépticas, no significando un riesgo para la salud.

En el siguiente trabajo se reportan los resultados encaminados a determinar la dosis de radiación a la cual es eliminado el *V. cholerae* 01, biotipo El Tor, serotipo Inaba, y la dosis óptima para prolongar la vida útil, en anaquel, de un producto de buena calidad.

2. MATERIALES Y MÉTODOS

2.1. Materia prima

Los langostinos son especies bentónicas que viven en el fondo arenoso entre 2 y 50 metros, la talla promedio que alcanza es de 18 cm. con un máximo de 23 cm., está protegido por un exoesqueleto unido mediante articulaciones. La mayor parte de sus órganos se encuentran en el cefalotórax y su músculo concentrado en la región de la cola (abdomen). La parte comercializada de la especie es la cola, y puede ser con o sin caparazón [2]. Los langostinos frescos se obtuvieron de los criaderos de Acquatumbes (Tumbes) y del Terminal Pesquero de Ventanilla (Lima, Perú).

2.2. Determinación del D_{10} de *vibrio cholerae* en solución salina peptonada (SSP)

Para la determinación del valor D se consideraron los siguientes pasos:

2.2.1. Preparación del inóculo

El *vibrio cholerae* es un microorganismo aerobio o anaerobio, gram negativo, crece en concentraciones altas de sales biliares haciéndolo también en medios alcalinos. Se presentan en forma de un bastoncillo de 1,5 a 2,5 μm de largo y 0,2 a 0,4 μm de ancho, ligeramente encorvado; en ocasiones este encorvamiento es mínimo apareciendo como bacilos. Son los más móviles dentro de las especies patógenas valiéndose de la presencia de un único flagelo polar [3]. La cepa de *vibrio cholerae* El Tor, serotipo Inaba obtenida del Ministerio de Salud del Perú, fue estriada en Agar Infusión Cerebro Corazón (BHIA) inclinado, el cual fue incubado por 24 horas a 37 °C [4], luego de lavar la superficie, se suspendió en Solución Salina Peptonada (SSP) y se prepararon múltiples tubos idénticos a partir de la suspensión, tomando un cm^3 de suspensión y 9 cm^3 de SSP.

2.2.2. Irradiación y cultivo

Se irradió a diferentes dosis: 0; 0,2; 0,4; 0,6; 0,8 y 1,0 kGy los tubos del inóculo y se sembró en BHIA por el método de inclusión en placas para determinar el número de microorganismos viables, se incubó a 37 °C por 24 horas.

2.2.3. Obtención del valor D_{10} para *vibrio cholerae* en SSP

Con los datos de los contajes de microorganismos (UFC/g) encontrados en función de las dosis de irradiación se hace una regresión lineal para obtener una curva semilog de letalidad. La inversa de la pendiente es el valor D_{10} .

2.3. Determinación del valor D_{10} de *vibrio cholerae* en colas de langostino

Las colas de langostino enteras fueron previamente irradiadas a 10 kGy para su descontaminación total, luego se sumergieron en la suspensión de *vibrio cholerae* durante 5 minutos [5], se introdujeron en bolsas de Nylon 6 [6], en cantidades de 50 g cada una y se sellaron. Se irradiaron las muestras, a las dosis de 0,1; 0,2; 0,3; 0,4 y 0,5 kGy; se dejaron reposar por tres horas al cabo de las cuales, se realizaron las siembras microbianas. Con los resultados se obtuvo el valor D_{10} siguiendo la misma metodología que para la SSP.

2.4. Fuente de irradiación

La fuente de irradiación usada fue un

Gammacell 220 con fuente de Co-60 y una tasa de dosis de 48 Gy/min, la temperatura de irradiación fue 25 - 27 °C. Se llevó a cabo la dosimetría Fricke [7] para la determinación de la tasa de dosis en aire y en producto. Se realizaron 3 repeticiones en ambos ensayos.

2.5. Evaluación microbiológica de la materia prima

Para apreciar la calidad de las colas de langostino en la zona de captura, se hicieron determinaciones del Número Total de Microorganismos Aerobios Viables, Coliformes Totales y Vibrones de las muestras de la planta congeladora del criadero de Tumbes, con metabisulfito de sodio y sin metabisulfito de sodio y después de dos meses de congelación.

Se tomaron 10 g de las colas de langostino y se homogeneizaron en 90 ml de SSP; desde la cual se realizaron diluciones decimales, se sembró por el método de inclusión en placas utilizando BHIA y se incubaron a 22 °C por 24 a 48 horas, antes de contar las colonias típicas en las placas.

2.6. Efecto de la irradiación para la extensión de la vida útil

Para evaluar el efecto de la irradiación colas de langostino procedentes del terminal pesquero de Ventanilla, las cuales fueron llevada al laboratorio, donde se lavaron, escurrieron y embolsaron en cantidades de 50 g. por bolsa. Se irradiaron a dosis de 1, 2, y 3 kGy y se hicieron determinaciones microbiológicas y sensoriales en función al tiempo de almacenamiento manteniéndolas a 2 °C por 22 días.

Las determinaciones microbiológicas se hicieron por el método de inclusión en placas en BHIA a 37 °C por 24 a 48 horas para conocer el número total de microorganismos aerobios viables [8].

Las pruebas preliminares consistieron en determinaciones sensoriales realizadas con un panel entrenado de 5 jueces que calificaron a las muestras crudas y cocidas en base a tres parámetros con las pruebas de puntaje que se adjuntan en el anexo. Los valores promedios de tres repeticiones se ordenan en función al tiempo y se aplicó el diseño estadístico parcialmente vacilante para encontrar una ecuación que explique el patrón de alteración con un nivel de confianza del 95% [9]. El límite de aceptabilidad se fija en la calificación 3,0 y

el tiempo que se requiere para alcanzar dicha calificación es el tiempo de vida útil.

Como ensayo final se corrió una prueba con tres repeticiones utilizando la dosis óptima de irradiación (2 kGy) versus muestras control, con el propósito de determinar el tiempo de vida útil y los límites de confianza utilizando, también, el método parcialmente vacilante.

2.7. Evaluaciones químicas y fisicoquímicas de las colas de langostino

2.7.1. Determinación de la composición química proximal

Se determinó el contenido de humedad, proteína, grasa y ceniza [2] de las colas de langostino control y la irradiada a la dosis óptima de 2 kGy.

2.7.2. Determinación del nitrógeno de las bases volátiles totales (N-BVT)

Se determinó el contenido de nitrógeno de bases volátiles totales (N-BVT) por el método de Conway [10], en función del tiempo, en las colas de langostino control y la irradiada a 2 kGy mantenida a 2 °C por 22 días.

2.7.3. Determinación de pH.

Se determinó el pH en las colas de langostino control y la irradiada a 2 kGy mantenida a 2 °C por 22 días, por el método potenciométrico[2].

3. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

3.1. Determinación del valor D₁₀

Se determinó un valor D₁₀ para *V. cholerae* en colas de langostino igual a 0,111 kGy; con un coeficiente de determinación $r^2 = 0,998$; además se determinó el valor D₁₀ en SSP igual a 0,127 con $r^2 = 0,97$; como puede apreciarse en la figura 1.

Teóricamente [11], cuando los microorganismos se irradian en medios sólidos, la resistencia a la irradiación es mayor que en medios acuosos. Se considera que los resultados obtenidos son bastante cercanos entre los dos tipos de medios posiblemente porque la inoculación de la cepa en las colas de langostino sólo fue superficial; por lo tanto, es muy probable que los componentes del langostino no actuaron como un medio protector o amortiguante, frente a la irradiación, para el *V. cholerae* el Tor.

La eliminación del *vibrio cholerae* el Tor en las colas de langostino estaría en función al valor de 12D que significa la aplicación de una dosis mínima de 1,32 kGy.

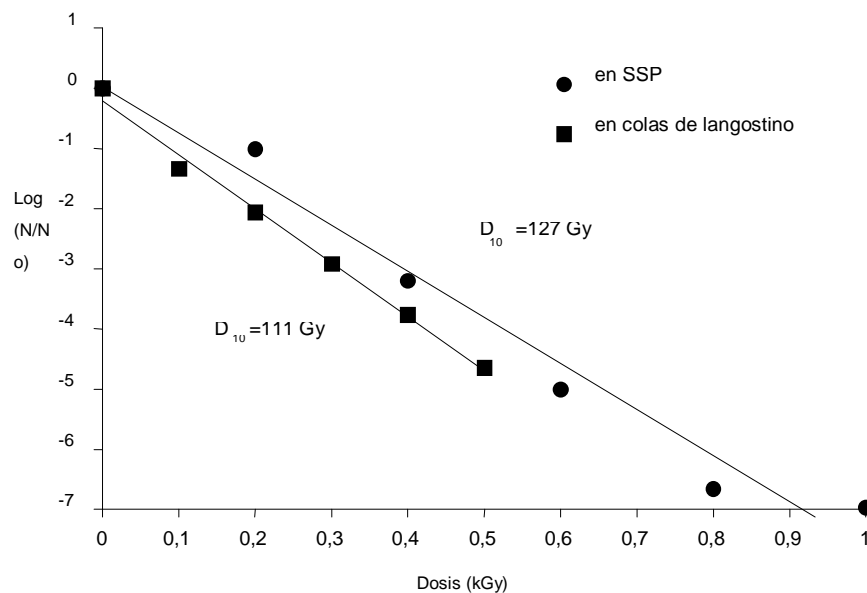


Figura 1. Curva de letalidad del *Vibrio cholerae* utilizando radiación ionizante en colas de langostino y en SSP.

3.2. Evaluación microbiológica de la materia prima

Los contajes obtenidos en el recuento total de microorganismos aerobios viables de los langostinos recién obtenidos son relativamente altos en comparación con otros productos similares que tienen un número comprendido entre 10^4 y 10^5 ufc/g siendo el límite tolerable de 10^6 [2]. El lavado y la adición de metabisulfito incrementan el número de microorganismos en vez de disminuirlo. El agua del criadero es la fuente primaria de contaminación de los langostinos ya que presentó una carga microbiana de $2,0 \times 10^7$ bacterias/cm³.

La tabla 1 muestra los resultados de la evaluación microbiológica de la materia prima. El número de vibriones en todas las muestras fue significativamente alto, siendo variable el número de coliformes totales. La evaluación del agua y los langostinos, ambos del criadero, presentan la más baja contaminación, a diferencia de los

productos procesados en los que aumenta la cantidad de coliformes totales (tabla 1).

3.3. Resultados del efecto de la irradiación para la ampliación de la vida útil desde el punto de vista microbiológico

Se aplicaron dosis de 1, 2 y 3 kGy y se evaluó el crecimiento microbiano a 22°C, en función del tiempo de almacenamiento a 2 °C, comparándolo con muestras no irradiadas. Los resultados se presentan en la tabla 2.

La correlación entre las pruebas microbiológicas y las organolépticas permite sugerir que las colas de langostino no son aptas para el consumo, cuando superan el valor de $1,0 \times 10^7$ UFC/g [2]; esto se alcanza a los 6 días en las muestras no irradiadas y a los 16, 21 y 30 días en las muestras irradiadas a 1, 2 y 3 kGy, respectivamente.

Tabla 1. Análisis microbiológico de la materia prima.

Indicadores microbiológicos	Sin metabisulfito	Sin metabisulfito y lavadas	Con metabisulfito	Con metabisulfito y almacenado por 2 meses
Recuento total	$7,0 \times 10^5$	$1,3 \times 10^7$	$3,5 \times 10^6$	$4,2 \times 10^6$
Vibriones	$2,8 \times 10^5$	$3,0 \times 10^5$	$9,6 \times 10^5$	$3,2 \times 10^5$
Coliformes totales	$4,0 \times 10^1$	$1,1 \times 10^4$	$1,1 \times 10^4$	$7,5 \times 10^2$

Tabla 2. Resultado de la variación microbiana de las colas de langostino irradiadas en función del tiempo.

Días de almacenamiento	0 kGy	1 kGy	2 kGy	3 Kgy
1	$1,70 \times 10^6$	$1,36 \times 10^5$	$6,20 \times 10^3$	$1,64 \times 10^3$
8	$2,67 \times 10^7$	$1,94 \times 10^6$	$4,58 \times 10^6$	$2,50 \times 10^4$
15	$4,37 \times 10^7$	$1,06 \times 10^7$	$1,60 \times 10^6$	$6,95 \times 10^4$
22	$2,31 \times 10^8$	$2,00 \times 10^7$	$7,40 \times 10^6$	$9,03 \times 10^5$

3.4. Resultados del efecto de la irradiación para la extensión de la vida útil desde el punto de vista sensorial

Para determinar la dosis óptima de irradiación se procedió a un análisis sensorial de tres parámetros en cada dosis, manteniéndose la correlación con las evaluaciones microbiológicas, tanto en muestras crudas como cocidas. Los resultados se muestran en la tabla 3.

Considerando la tendencia lineal de las calificaciones para cada parámetro, se determinaron los tiempos de vida útil por mínimos cuadrados a un nivel de confianza de 95%, los cuales se resumen a continuación.

Teniendo en cuenta el menor tiempo de vida útil calculado dentro de los parámetros para cada dosis, se consideró a éste como el tiempo de vida útil general. La vida útil

de las muestras no irradiadas es inferior a 13 días en las colas de langostino crudas y 9 días en las cocidas. El tiempo de vida útil a 1 kGy es 18 y 19 días en las muestras crudas y cocidas respectivamente, a 2 kGy, 22 y 20 días en las muestras crudas y cocidas respectivamente y a 3 kGy 19 y 20 días en las muestras crudas y cocidas respectivamente. Lo que permite observar que en las muestras irradiadas a 3 kGy, el tiempo de vida útil disminuyó, por la presencia de un olor extraño que detectaron los panelistas y que fue objetable para su aceptación[7].

Como las características organolépticas son las que determinan la aceptación del producto se puede concluir que la dosis más adecuada para irradiar las colas de langostino sin detectar olores y sabores extraños es 2 kGy, aunque los mayores beneficios microbiológicos se obtienen a 3 kGy, [12] también determinó una dosis óptima comprendida entre 1,5 y 2,5 kGy. Se escogió 2 kGy para hacer las determinaciones químicas.

De la tabla 3, se puede mencionar que, en el caso de langostino, la textura no es buen parámetro para las determinaciones

sensoriales, por la pequeña variación que tiene durante el almacenamiento y que el análisis de los productos cocidos es más conveniente que el de los productos crudos para determinar los olores y sabores que indican alteración.

3.5. Resultados de la evaluación química y fisicoquímica de las colas de langostino

3.5.1. Composición química proximal

Los resultados de los análisis de la composición química de las colas de langostino no irradiados e irradiados a 2 kGy, se presentan en el tabla V, en donde se puede apreciar que no existe diferencia significativa entre los valores y por lo tanto, se puede concluir que la irradiación a 2 kGy no afecta a las colas de langostino desde el punto de vista de su composición química.

3.5.2. Nitrógeno de bases volátiles totales (N-BVT)

La variación del contenido de N-BVT en colas de langostino, mantenidas a 2 °C en función al tiempo se presenta en la Fig. 2.

Tabla 4. Vida útil calculada para los parámetros de evaluación de las colas de langostino crudas y cocidas irradiadas.

Dosis (kGy)	Crudo			Cocido		
	Apariencia	Olor	Textura	Olor	Sabor	Textura
0	13	14	16	10	9	28
1	19	18	30	19	19	34
2	23	22	41	22	20	34
3	19	24	44	20	21	31

Tabla 5. Composición químico proximal de las colas de langostinos irradiadas a 0 y 2 kGy.

Determinaciones	0 kGy	2 kGy
Humedad	82,55	82,74
Proteína	15,68	15,40
Grasa	0,22	0,27
Ceniza	0,80	0,76
Carbohidratos	0,75	0,83

Según lo recomendado por [2] los valores de las N-BVT que están entre 20 y 23 mg N/100g corresponden a los langostinos frescos y los valores comprendidos entre 30 y 45 mg N/100g a langostino de baja frescura. En las pruebas control con las muestras no irradiadas los valores límites alcanzaron entre 8 y 12 días y con las

muestras irradiadas a 2 kGy alcanzaron entre 20 y 33 días.

3.5.3 pH

La variación de pH en colas de langostino a 0 y 2 kGy, mantenidas a 20°C en función al tiempo se presenta en la Fig. 3.

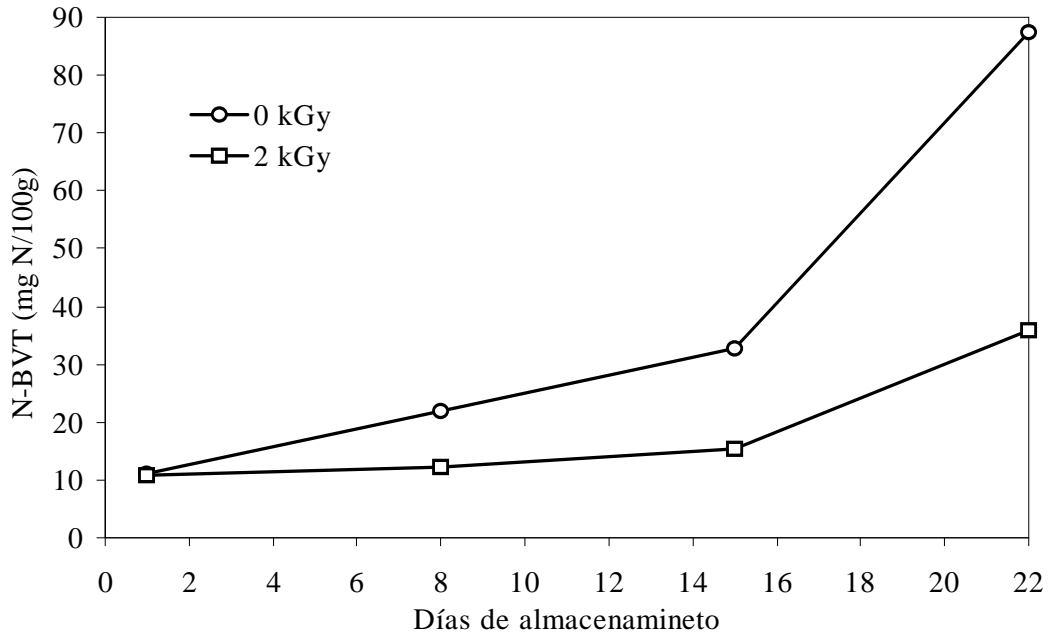


Figura 2. Variación del contenido de bases volátiles nitrogenadas de colas de langostino irradiadas en función al tiempo.

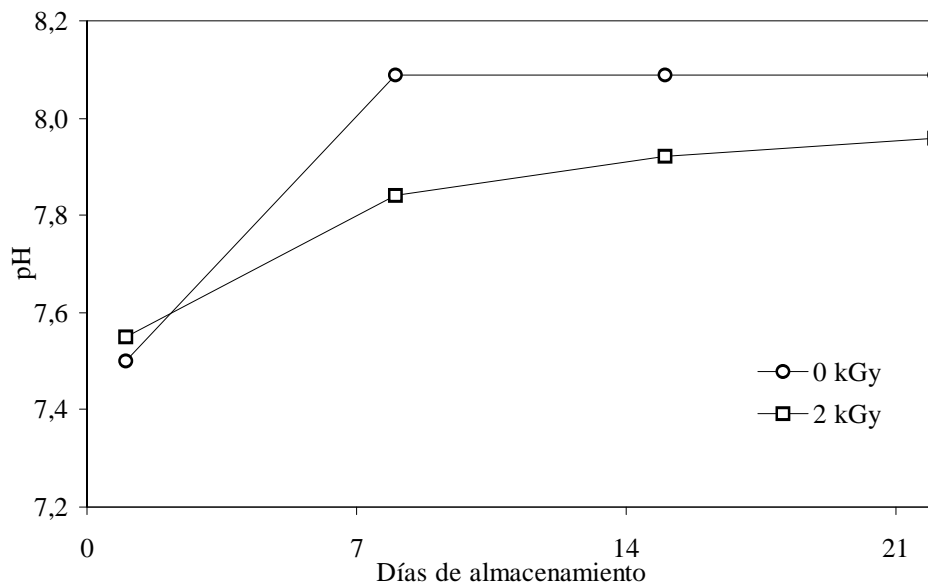


Figura 3. Variación del pH de las cola de langostino irradiadas en función al tiempo.

Los valores de pH de un langostino fresco está comprendido entre 6,8 y 7,9. Los valores superiores a 8,0 indican una baja frescura[2]. Por otro lado [13], consideraron bueno a un

langostino cuando su pH esta entre 6,7 y 7,3; aceptable entre 7,31 a 8,0 e inaceptable a pH mayores a 8,0. En el presente trabajo, los langostinos no irradiados

alcanzan un pH mayor a 8,0 en 7 días y los irradiados a 2 kGy en más de 22 días.

La degradación se evidencia por la aparición de compuestos nitrogenados debido a la acción de enzimas microbianas, quienes aumentan marcadamente la degradación de los aminoácidos o aminas propias del músculo, las cuales por reacción de descarboxilación y deaminación forman amoniaco o aminas incrementando así el pH [14].

3.6. Análisis de costos

3.6.1. Características de la planta de irradiación

La planta de irradiación comercial que funciona en Perú es de tipo plurifuncional y está ubicada en el distrito de Santa Anita. El irradiador es de fabricación rusa, y albergó inicialmente una carga de 100 kCi. La planta comenzó a funcionar en abril de 1996.

Tabla 6. Características principales de la planta de irradiación.

Conceptos	Especificaciones
Fuente de radiación ionizante	Cobalto 60
Tipo de fuente (lápices)	INK-7-4-(URSS)
Actividad nominal inicial	100 kCi
Forma del irradiador	plano
Número de fuentes (lápices) para actividad nominal inicial	50
Número de fuentes (lápices) para actividad real inicial	56
Capacidad máxima de fuentes	850
Actividad potencialmente máxima cargable inicialmente	630 kCi
Recargas previstas	cada año
Vida útil prevista	15 años
Energía de la radiación ionizante	1,2 Me V
Rango de absorción de dosis promedio	0,1 a 50 kGy
Ratio de absorción de dosis	1,3 máximo
Dimensiones de empaque de "container"	0,4 x 0,4 x 0,4 m
Factor de utilización	25 % mínimo
Número de días de operación al año	350
Número de turnos por día	3
Modos de operación	lote y continuo
Tasa de dosis equivalente:	
a) En la cámara de irradiación con el irradiador en posición de almacenamiento	2,5 Mrem/h
b) Sobre el techo de la cámara de irradiación con el irradiador en posición de trabajo	2,5 Mrem/h

La instalación de la Planta significó una inversión de US\$ 2 400 000, incluyendo los

costos de construcción civil, el de maquinarias y equipos:

COSTOS DE OPERACIÓN POR AÑO	COSTO
COSTO ANUAL DIRECTO DE OPERACIÓN	
<u>Costos de personal</u>	
Jefe de planta	12 960
Jefe de operación	12 600
Asistente de planta	10 800
Control de calidad	8 400
Gerencia	36 000
Administrativo	54 000
Personal obrero	25 200
<u>Servicios</u>	
Mantenimiento (5% valor eq.)	55 000
Utilitarios (Gastos administrativos)	10 000
Recargo de Co-60 (12,5%)	22 500
Servicios (Agua, luz y tel.)	5 600
	US \$ 253 060
COSTO ANUAL INDIRECTO DE OPERACIÓN	
<u>Depreciación, interés y seguros</u>	
Depreciación de la inversión total (10%)	240 000
Interés basado en 6% del capital total	72 000
Seguros	24 000
	US \$ 336 000
COSTO ANUAL TOTAL	US \$ 589 060

El costo de tratamiento sería US\$ 80,7/h, si se consideran 365 días de operación al año con dos turnos diarios de 10 horas.

3.6.2. Características del producto

En el Perú, en 1997, la extracción de langostinos dentro de volumen de crustáceos representa más de 97%, siendo, sin embargo la mayor parte destinada a su venta como producto congelado (14 781 TMB). Sólo 867 Ton son destinadas al consumo directo como producto fresco.

La presentación comercial destinada para la exportación de colas de langostino consiste en empaques de cartón parafinado de 28,7 × 16 × 6,8 cm con una capacidad de 5 libras por empaque.

El sistema de transporte del irradiador consta de 45 jaulas con capacidad de 5 cajas de 80 litros cada uno.

Para la aplicación de la dosis óptima de 2 kGy, el tiempo promedio de irradiación por jaula es de 17,5 min, por tanto es posible cargar 69 jaulas/20 h día. De acuerdo a la densidad aparente que es de 0,256 se puede irradiar 7,94 Tn de colas de langostino al día; teniendo en cuenta el costo de tratamiento de US\$ 80,7/h, se calcula un costo de US\$ 0,20 por Kg.

4. CONCLUSIONES

El *vibrio cholerae* en colas de langostino tiene un D₁₀ de 0,111 kGy y un D₁₀ de 0,127 kGy en SSP y con una irradiación a dosis de 2 kGy esta garantizada su completa destrucción.

Los recuentos microbiológicos de los langostinos recientemente extraídos son superiores a 7,0 × 10⁵ UFC/g dentro de los cuales se encuentra una gran cantidad de vibrios y coliformes.

La dosis óptima para la irradiación de las colas de langostino es de 2 kGy, que con un almacenamiento a 2 °C prolonga la vida útil de 9 días a 20 días.

Las pruebas sensoriales predominan sobre las microbiológicas y químicas para determinar la vida útil.

La irradiación a 2 y 3 kGy disminuye la contaminación microbiana total en cerca de 2 y 3 ciclos logarítmicos, respectivamente. Sólo los parámetros de olor y sabor son los más indicados para las determinaciones sensoriales ya que la textura no cambia significativamente durante la alteración.

Considerándose una dosis óptima de 2 kGy para irradiación de colas de langostino, el costo de tratamiento es de US \$ 0,20 por Kg.

5. REFERENCIAS

- [1]. GONZALES, T. J., Pesca responsable, Revista Institucional de la Sociedad Nacional de Pesquería, Año II N°2, (1998) 12-17.
- [2]. MAZA, R. S., Manual de procesamiento y control de calidad del Langostino congelado, ITP, (1986) 1-30.
- [3]. VARGAS DEL MAYO, C., Aislamiento, identificación y cuantificación del *V. cholerae* en agua potable, aguas superficiales y residuales, OPS/OMS (1991).
- [4]. CARVAJAL, C., et al. Microbiología de alimentos marinos, CONCYTEC, Lima (1991) 55-57.
- [5]. ALCANTARA, N., Eliminación de *vibrio cholerae* en filetes de lisa (*Mugil cephalus*), mediante radiación gamma, Tesis Ing. Universidad Nacional Agraria La Molina, Lima (1993).
- [6]. KILLORAN, J.J., Adv. chem. ser 135 (chem. Food packag.), (1974), 87.
- [7]. MUÑOZ, B.R., SANCHEZ, V.M., UZCATEGUI, A.E, VACA, F.C., Preservación de alimentos por irradiación, Instituto de Ciencias Nucleares, Quito (1985), p 89-93, 160.
- [8]. ALINA, R. M., VEGA, L. C., GARRIDO, A. T., Control microbiológico de leche y productos lácteos, Métodos recomendados, CLEIBA, Lima (1983), 67.
- [9]. GACULA, MC., Jr., The design of experiments for shelflife study, Food Science, (1976), 40(2), 399-403.
- [10]. CONWAY, BYRNE, Métodos de microdifusión en bioquímica, 27:41, (1933).
- [11]. JAY, J.M., Microbiología moderna de los alimentos, 3 ed., Trad. Por Manuel Ramis Vergés, Acribia, Zaragoza (1994), 345-371.
- [12]. KUMTA, U. S., SREENIVASAN. Preservation by gamma radiation of Bombay duck, shrimps and white pomfrets. IAEA, Vienna, STI/PUB/196 p 75-104. 1979.
- [13]. BARÓN, A., VILLANUEVA, J. Estudio de un método sencillo para la determinación de la frescura del camarón refrigerado por medio del pH del exudado. Ministerio de Pesquería: Documenta N° 26 Año III, Lima (1973) 30-31.
- [14]. WAKAO, A., PALMA, J. Evaluación de la frescura en sardina y jurel empleando valor K y las Bases Volátiles Nitrogenadas, Boletín de información #1. Instituto Tecnológico Pesquero, Lima (1983), p 35-37.

Tabla 3. Calificaciones promedio y límites de confianza de parámetros organolépticos evaluados en colas de langostino crudas y cocidas.

Días		Control		1 kGy			2 kGy			3 kGy		
Crudo	Puntaje	Límite inferior	Límite superior	Puntaje	Límite inferior	Límite superior	Puntaje	Límite inferior	Límite superior	Puntaje	Límite inferior	Límite superior
Apariencia												
1	4,80	1,98	6,94*	4,73	4,31	5,17*	4,80	3,52	5,99*	4,80	4,34	5,23*
8	3,13	1,45	5,79*	4,13	3,70	4,46	4,27	3,13	5,29*	4,13	3,72	4,49
15	2,73	0,61**	4,95	3,33	3,04	3,80	3,40	2,58	4,74	3,33	3,04	3,81
22	2,13	-0,54**	4,42	2,80	2,33	3,19	3,27	1,88	4,35	2,80	2,30	3,19
Olor												
1	4,67	3,68	5,42*	4,47	3,10	5,51*	4,53	4,18	4,82	4,47	3,10	5,75*
8	3,53	2,93	4,45	3,60	2,73	4,83	3,93	3,72	4,28	4,07	2,83	5,15*
15	2,80	2,08	3,60	3,13	2,20	4,31	3,53	3,22	3,78	3,27	2,39	4,71
22	2,07	1,12	2,86	2,87	1,52	3,93	3,00	2,68	3,32	3,27	1,78	4,43
Textura												
1	4,80	0,99**	7,69*	4,80	3,68	5,80*	4,87	4,12	5,45*	4,87	3,57	5,87*
8	3,13	0,79**	6,64*	4,13	3,38	5,24*	4,33	3,89	5,05*	4,20	3,44	5,44*
15	2,87	0,16**	6,01*	4,07	2,96	4,82	4,20	3,58	4,74	4,20	3,16	5,16*
22	2,80	-0,89**	5,81*	3,40	2,40	4,52	3,87	3,18	4,51	3,93	2,73	5,03*
Cocido												
Olor												
1	4,67	1,97	6,71*	4,40	3,48	5,59*	4,47	3,39	5,61*	4,47	3,62	5,46
8	2,80	1,18	5,32*	4,07	3,01	4,86	3,93	3,03	4,97	4,00	3,17	4,79
15	2,07	0,08**	4,22	3,47	2,41	4,26	3,73	2,53	4,47	3,60	2,61	4,23
22	1,27	-1,31**	3,43	2,60	1,68	3,79	2,87	1,89	4,11	2,73	1,94	3,78
Sabor												
1	4,67	1,09	7,37*	4,47	3,92	5,19*	4,40	3,57	5,45*	4,67	4,22	5,02*
8	2,53	0,35**	5,85*	4,07	3,38	4,50	4,20	3,29	4,93	4,00	3,69	4,39
15	1,80	-0,78**	4,71	3,33	2,77	3,88	3,93	2,97	4,61	3,40	3,11	3,81
22	1,13	-2,31**	3,97	2,67	2,08	3,35	3,27	2,45	4,33	2,93	2,48	3,28
Textura												
1	4,67	2,99	6,02*	4,87	4,49	5,36	4,87	4,87	4,87	4,93	4,60	5,18
8	4,00	2,79	5,44*	4,60	4,14	4,90	4,47	4,47	4,47	4,40	4,20	4,71
15	3,47	2,40	5,04*	4,13	3,73	4,49	4,07	4,07	4,07	4,00	3,76	4,27
22	3,53	1,81	4,84	3,67	3,27	4,14	3,67	3,67	3,67	3,60	3,28	3,86

* La calificación se toma como igual al puntaje máximo (5) ** La calificación se toma como igual al puntaje mínimo (1)

ELIMINACIÓN DE *VIBRIO CHOLERAE* EN FILETE DE LISA (*Mugil cephalus*) MEDIANTE RADIACIÓN GAMMA

Torres Z.⁽¹⁾ ztorres@ipen.gob.pe

(1) Instituto Peruano de Energía Nuclear / Lima, Perú

RESUMEN

En el presente trabajo se investigó la eliminación de *vibrio cholerae* O1 biotipo El Tor ($1,87 \times 10^8$ ufc/g) en filetes frescos de lisa (*Mugil cephalus*) aplicando dosis de irradiación entre 0 y 0,5 kGy. Además, a fin de evaluar cambios físicos, químicos y sensoriales se aplicaron dosis de 1, 2, 3 y 4 kGy a filetes de lisa sin inocular. Finalmente, se determinó el D_{10} para *vibrio cholerae* en una suspensión de suero fisiológico ($5,2 \times 10^8$ ufc/ml) mediante el método del Número Más Probable (NMP) y dosis de irradiación de 0,5; 0,75; 1,0; 1,25 y 1,5 kGy.

El valor D hallado para una concentración de $1,87 \times 10^8$ ufc/g de filete fue de 0,13 kGy. La cantidad de humedad, proteína, grasa y ceniza no fueron afectadas significativamente y se mantuvieron alrededor de 73 a 75,5; 17; 3,8 a 4,2 y 1%, respectivamente. Las muestras control presentaron una variación de "drip" entre 0,82 y 0,88% y de N-BVT entre 15,97 y 44,11%, en tanto que las irradiadas a 1, 2, 3 y 4 kGy presentaron variación de "drip" entre 1,77 y 1,56, 0,98 y 1,99, 2,13 y 2,47, 1,86 y 2,10%, y de N-BVT entre 17,79 y 30,16, 16,37 y 26,88, 16,33 y 25,12, 15,31 y 33,54 mg N/100 g, respectivamente. El mayor promedio de vida para la característica apariencia lo obtuvieron las muestras control (23 días) y el menor las irradiadas a 3 y 4 kGy (15 días), para la característica olor el mayor promedio de vida lo obtuvieron las irradiadas a 1 y 2 kGy (28 días). La dosis de 4 kGy produjo cambios organolépticos que fueron percibidos por los panelistas en la degustación del pescado cocido. El D_{10} hallado en suero fisiológico fue de 0,13 kGy.

1. INTRODUCCIÓN

La epidemia del cólera que se iniciara en nuestro país a fines de enero de 1991 es una prueba fehaciente del serio problema de saneamiento ambiental que afronta una parte de la población peruana. La OMS (1992) citada por [1], indica que de 321 334 casos de cólera registrados, 2 906 fallecieron. Los

primeros casos diagnosticados, a fines de enero de 1991, fueron localizados en las zonas costeras de Lima, sin embargo la epidemia se extendió rápidamente hasta el interior y a las zonas limítrofes del país.

Las fuentes comunes de la infección fueron la ingestión de pescados y mariscos provenientes de aguas contaminadas y consumidos sin cocinar o insuficientemente cocinados como en el caso del "cebiche", plato muy popular en nuestro país. Entre las especies que se usan para su elaboración debido a su abundancia y bajo precio se encuentra la lisa, cuyo hábitat es el litoral costero en donde desembocan los desagües, que podrían contaminar a los peces que viven en esos sitios con microorganismos patógenos como el *vibrio cholerae*.

Dada la eficiencia de la irradiación gamma en la reducción de los microorganismos, en el presente estudio se evaluará la supervivencia del *vibrio cholerae* (inoculado en filetes de lisa) frente a dicho tratamiento, los cambios físicos, químicos y sensoriales que podría producirse, así como también se determinará el D_{10} (en suero fisiológico) para dicho microorganismo.

2. MATERIALES Y MÉTODOS

El presente trabajo se realizó en los laboratorios PIMU del Instituto Peruano de Energía Nuclear.

Los filetes de lisa (*Mugil cephalus*) fueron obtenidos en el Terminal Marítimo de Chorrillos. Se empleó una cepa de *vibrio cholerae* O1 biotipo El Tor, adquirido en los Laboratorios de Enfermedades Tropicales del Hospital Cayetano Heredia.

Se utilizaron los siguientes métodos de análisis químicos y físicos:

- Dosimetría Fricke [2].
- Proteína total, grasa cruda, humedad, ceniza [3].
- Determinación de nitrógeno de bases volátiles Totales (N-BVT) [4].
- Determinación de la cantidad de "drip" por diferencia de peso.

Los métodos de análisis microbiológicos utilizados fueron:

- Recuento de bacterias aerobias mesófilas viables por los métodos de recuento estándar en placa (REP) y del Número Más Probable (NMP); y detección bioquímica y serológica de *vibrio cholerae* [5]

Las evaluaciones sensoriales utilizadas fueron:

- *De calificación por puntos.* Se evaluaron las características de apariencia, olor y textura de las muestras de filete de lisa fresca tratada y sin tratar. Se contó con un panel semientrenado de 10 personas. Se emplearon muestras uniformes codificadas presentadas simultáneamente. Se utiliza el formato propuesto por Matutano y Alonso [6] como se muestra en la tabla I.

Los resultados obtenidos fueron evaluados mediante un Diseño Estadístico Parcialmente Vacilante [7].

- *Prueba de triángulo* [8] Con esta prueba se realizó la evaluación sensorial del pescado irradiado a la dosis de 4 kGy. Tanto los filetes irradiados como los controles fueron cortados en trozos homogéneos y luego sancochados bajo las mismas condiciones. Se contó con un panel semientrenado de 15 personas.

2.1 Procedimiento experimental

2.1.1. Propagación y obtención de la biomasa de *vibrio cholerae*

Como no es conveniente realizar la propagación de la cepa directamente al agar nutritivo, debido a que un cambio muy brusco perjudicaría el desarrollo del *vibrio cholerae* se

hizo una siembra por azada a 10 tubos con Agua Peptonada Alcalina (APA) a pH 8,5 y se incubaron a 37 °C durante 24 horas. Luego, a fin de verificar la pureza del cultivo se extrajo una azada de cada tubo y se sembró por estría en placas con agar nutritivo al 3% de NaCl y se incubaron a 37 °C por 24 horas. De estas colonias se escogieron las que presentaban las características típicas del *vibrio cholerae* y se sembraron por estría en 10 tubos Sabouraud con agar nutritivo al 3% de NaCl e plano inclinado, se mantuvieron en incubación a 37 °C por 24 horas. A cada tubo Sabouraud se le adicionó de 8 a 10 ml de suero fisiológico al 0,85% de NaCl y se agitó suavemente para retirar las bacterias del medio. El contenido de estos tubos se repartió en tres botellas o frascos de propagación que contenían agar nutritivo al 3% de NaCl, y se incubaron a 37 °C durante 24 horas.

2.1.2. Los filetes de lisa

Para un mejor conocimiento del substrato alimenticio utilizado se determinó su contenido de humedad, proteína, grasa y ceniza. Estos análisis se efectuaron por triplicado y se reportaron los promedios.

2.1.3. Acondicionamiento de los filetes

Los filetes de lisa fueron lavados con agua corriente con la finalidad de disminuir la carga microbiana inicial. A fin de obtener muestras uniformes para facilitar los análisis microbiológicos, los filetes de lisa fueron cortados uniformemente en trozos de 25 g. Las muestras fueron colocadas en bolsitas de polietileno y luego selladas, para luego ser esterilizadas y puedan conservar su esterilidad hasta el momento de la inoculación con el *vibrio cholerae*. Se esterilizaron con 10 kGy con la finalidad de facilitar los análisis microbiológicos de recuento total, debido a que con este tratamiento se eliminan totalmente los microorganismos contaminantes del filete envasado.

Tabla 1. Descriptores utilizados para el análisis sensorial de filetes de pescado crudo.

Apariencia
5. Muy brillante, casi fosforescente a la luz, sin defectos (zonas coloreadas oscuras, violáceas o sanguinolentas).
4. Color brillante, con leve opacidad del brillo como si fuera una superficie encerada.
3. Desaparece el color característico del pescado debido a que ha ocurrido una decoloración, miómeros (zonas musculares fibrosas) levemente separados.
2. Pequeñas áreas opacas en la superficie, presencia de defectos (zonas oscuras), rosado pardusco.
1. Completamente opaco (en la luz), seco disgregado y presencia de defectos obvios (zonas oscuras).
Olor
5. Muy bueno, fuerte olor a algas frescas, como si proviniera directamente del mar.
4. Bueno, sin armonía neutro.
3. Moderado, ligero aroma a pescado.
2. calidad límite para consumo, fuerte olor a pescado alterado.
1. No comestible, fuerte olor a descomposición, putrefacción.
Textura
5. Firme, reacción elástica a la presión de los dedos.
4. Alguna pérdida de elasticidad.
3. Pérdida de firmeza o elasticidad, pero todavía no blando.
2. Blando o textura correosa (cuero).
1. Muy blando (fofo), casi esponjoso o de textura pulposa, al presionar con el dedo retiene la impresión.

2.1.4. Inoculación de los filetes

La suspensión de *vibrio cholerae* obtenida, se diluyó con suero fisiológico estéril. Los filetes estériles fueron sacados de su empaque y sumergidos individualmente en el inóculo durante 5 segundos aproximadamente. Luego, estos fueron colocados en bolsas estériles, las mismas que fueron selladas inmediatamente para su posterior irradiación. Paralelamente se tomaron muestras de la suspensión de *vibrio cholerae* y del filete contaminado para determinar con mayor exactitud, mediante un recuento en placa la población de *vibrio cholerae* existente antes de la irradiación.

2.1.5. Irradiación

Las dosis que se emplearon en la irradiación de los filetes de lisa fueron: 0, 0,1; 0,2; 0,3; 0,4 y 0,5. Terminada la irradiación se procedió a realizar los análisis microbiológicos para la detección de *vibrio cholerae*. Además se realizó la determinación del D_{10} para *vibrio cholerae* en suspensión fisiológica, para lo cual se emplearon dosis de 0,5; 0,75; 1,0; 1,25 y 1,5 kGy aplicadas a dicha suspensión. La numeración del *vibrio cholerae* en las muestras irradiadas se realizó mediante el método del NMP usando tubos seriados por triplicado.

Asimismo se emplearon las dosis de 1, 2, 3 y 4 kGy para irradiar filetes de lisa no estériles ni contaminados con *vibrio cholerae*, con la finalidad de determinar la variación en el contenido de "drip", N-BVT y en las características sensoriales de los filetes sometidos a estas dosis de irradiación. Los análisis se realizaron por triplicado al primero, quinto, décimo y decimoquinto día de la irradiación y se reportaron los valores promedios

3. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

3.1. Efectos de la irradiación sobre el microorganismo

En la Figura 1 se observa una curva de supervivencia ajustada de *Vibrio cholerae* inoculado en filete de lisa y en suero fisiológico. Se obtuvo una curva de supervivencia planteando los promedios aritméticos de supervivencia versus las dosis aplicadas. De esta curva se deduce un valor D_{10} igual a 0,13 kGy para ambos substratos, con un nivel de confianza de 95%, determinándose un $r^2 = 0,98$ y 0,97 para el suero fisiológico y los filetes de lisa, respectivamente.

Liston et al. (1967) citados por [9] realizaron estudios sobre la destrucción por irradiación de *Vibrio parahaemolyticus* suspendido en agua peptonada, en pescado homogeneizado y en carne de cangrejo. Ellos encontraron que este organismo tenía una mayor resistencia a la irradiación en suspensiones de pescado y en agua fresca homogeneizados. Este estudio sirvió para demostrar la sensibilidad a la irradiación de diferentes clases de *vibrio parahaemolyticus* suspendidos en medios marinos de variada concentración de sal. Así, para la clase de *vibrio parahaemolyticus* K₂₀ en un medio con 0,85% de NaCl, el valor medio de D₁₀ hallado fue 143 Gy y en uno de 3% de NaCl el valor hallado fue 156 Gy. Para la clase K₂₈ los valores medio de D₁₀ fueron:

108 Gy en un medio con 90,85% de NaCl y 96 Gy en un medio con 3% de NaCl.

3.2. Efectos de la irradiación sobre el producto

3.2.1. Evaluación del "drip"

En la figura 2 se observan las variaciones del "drip" durante el almacenamiento en refrigeración, puede apreciarse que existe una tendencia a aumentar no muy marcada en el porcentaje de "drip" durante la primera semana de almacenamiento, manteniéndose irregular en la segunda. En todos los casos el control presenta un porcentaje de "drip" menor que las muestras irradiadas.

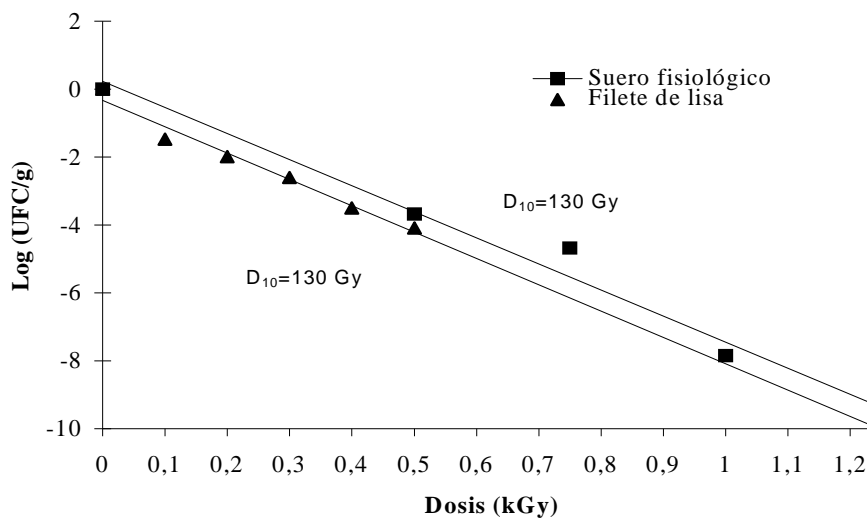


Figura 1. Curva de supervivencia para el vibrio cholerae en filetes de lisa y en suero fisiológico.

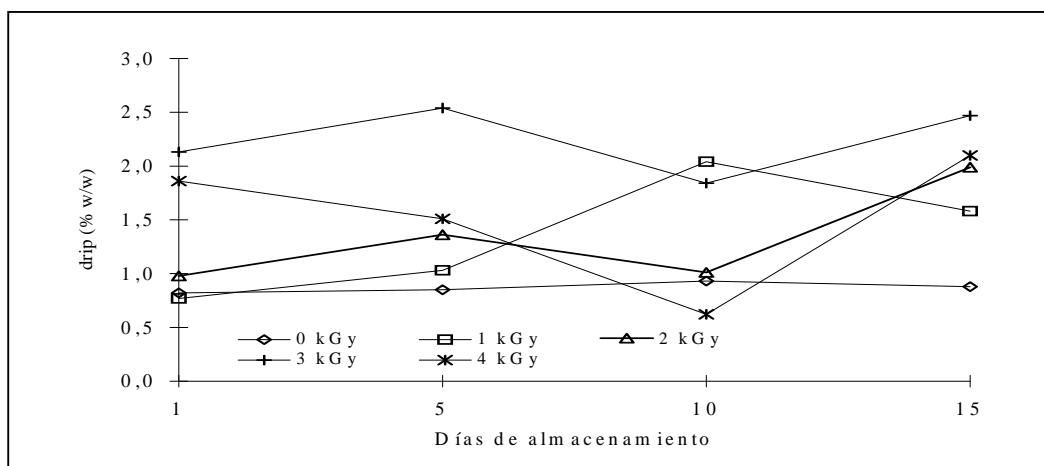


Figura 2. Evaluación del "drip" en filetes de lisa control e irradiadas a 1, 2, 3 y 4 kGy almacenados en refrigeración (± 3 °C).

Kumta y Sreenivasan [10] encontraron que los filetes de Bombay duck (*Harpodon nehereus*) irradiados a dosis menores de 10 kGy, tuvieron una pérdida linealmente creciente de “drip” de 20 a 24%, mientras que empleando dosis de 20 y 30 kGy la pérdida de “drip” casi no se incrementa.

3.2.2. Nitrógeno de bases volátiles totales

En la figura 3 se observa que durante el almacenamiento se facilita la elevación del contenido de N-BVT, este hecho está asociado con alteraciones microbianas que podrían verse beneficiadas con el hecho de que las dosis altas de irradiación alteran los componentes estructurales, como las proteínas, facilitando o preparando su mejor aprovechamiento.

De acuerdo a los resultados obtenidos puede afirmarse que los filetes que no recibieron ningún tratamiento pueden considerarse dentro del límite de aceptabilidad hasta el quinto día de almacenamiento, mientras que

los filetes irradiados se mantienen dentro del límite de aceptabilidad hasta el décimo día de su almacenamiento, incluso hasta el decimoquinto día en el caso de los filetes irradiados a 2 y 3 kGy. Estudios realizados en filetes de merluza señalan que las muestras sin irradiar, almacenadas en refrigeración (1 °C) exceden del límite de aceptabilidad (30 mg N%) durante la primera semana de almacenamiento, mientras que las muestras irradiadas sobrepasan el límite aceptable a partir de la tercera semana de acuerdo a la dosis empleada. Así, las muestras irradiadas a 1 kGy, excedieron este límite en la tercera semana mientras las irradiadas a 1 y 2 kGy lo sobrepasan a partir de la cuarta semana [11].

3.2.3. Análisis sensorial

3.2.3.1 Prueba de calificación por puntos

En la Tabla 2, se muestran los valores obtenidos en la evaluación de las características apariencia, olor y textura y sus respectivos límites de confianza.

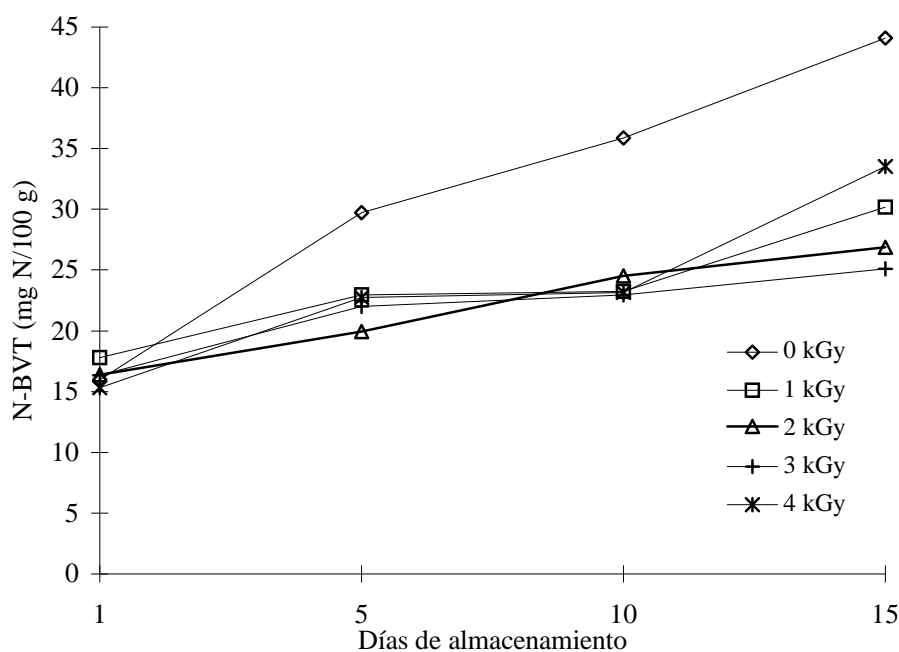


Figura 3. Evaluación de las N-BVT en filetes de lisa irradiadas y almacenados en refrigeración.

Con relación a la apariencia se observa que esta característica es una de las más importantes, debido a la variación de color que manifiestan los filetes irradiados con relación a los controles o no irradiados. Los filetes irradiados presentan una tonalidad ligeramente “pardusca” que es casi imperceptible en la dosis de 1 kGy y que se va

incrementando a medida que aumenta la dosis. Pero esta diferencia se va acortando a medida que pasan los días, por lo que a los 15 días tanto las muestras irradiadas como los controles obtienen casi el mismo puntaje en el límite de la aceptabilidad.

El color de la carne irradiada se debe principalmente a dos pigmentos uno rojo y otro verde productos de la oxidación de radicales libres de la mioglobina. Generalmente, el color rojo predomina y sólo bajo condiciones aeróbicas aparece suficiente pigmento verde para ser notado [12].

En el caso de las muestras control puede apreciarse que a los 15 días de almacenamiento están por encima del límite

de aceptabilidad, siendo el promedio de vida de 23 días. Las muestras irradiadas a 1 kGy también se encuentran sobre el límite de aceptabilidad a los 15 días de almacenamiento siendo el promedio de vida igual a 21 días. Las muestras irradiadas a 2 kGy presentan una vida promedio de 15 días; mientras que las irradiadas a 3 y 4 kGy llegan al límite de aceptabilidad a los 15 días de almacenamiento.

Tabla 2. Puntajes promedios y límites de confianza en la calificación de filetes de lisa crudos no irradiado e irradiados a diferentes dosis.

Días	Apariencia			Olor			Textura		
	Puntaje	Lim inf	Lim sup	Puntaje	Lim inf	Lim sup	Puntaje	Lim inf	Lim sup
Control									
1	3,8	3,26	4,50	3,2	2,52	4,09	4,2	3,54	5,09*
5	3,6	2,98	4,09	3,0	2,20	3,60	3,9	3,07	4,45
10	3,2	2,56	3,66	2,5	1,71	3,09	3,1	2,38	3,75
15	2,6	2,05	3,31	1,8	1,10	2,69	2,3	1,57	3,16
1 kGy									
1	3,8	3,03	4,47	3,6	3,23	4,09	4,8	4,24	5,53*
5	3,4	2,75	4,04	3,4	2,96	3,73	4,6	3,89	5,04
10	2,8	2,31	3,59	3,0	2,56	3,33	3,9	3,37	4,51
15	2,6	1,77	3,24	2,5	2,11	2,99	3,4	2,75	4,07
2 kGy									
1	3,8	2,45	4,98	3,6	2,81	4,42	4,8	4,12	5,44*
5	3,3	2,16	4,42	3,2	2,55	3,98	4,4	3,77	4,95
10	2,5	1,65	3,88	3,0	2,12	3,54	3,7	3,26	4,42
15	2,4	0,95	3,52	2,3	1,57	3,21	3,4	2,65	3,99
3 kGy									
1	4,0	2,82	5,11*	3,4	2,75	3,97	4,6	3,71	5,28*
5	3,5	2,41	4,44	3,0	2,54	3,63	4,0	3,40	4,80
10	2,5	1,74	3,75	2,8	2,21	3,29	3,5	2,91	4,29
15	2,2	0,90	3,23	2,4	1,79	3,03	3,2	2,31	3,90
4 kGy									
1	3,8	2,42	4,85	4,0	3,33	4,90	4,6	3,59	5,96*
5	3,0	2,07	4,24	3,8	2,98	4,38	4,4	3,13	5,24*
10	2,4	1,48	3,63	3,2	2,44	3,82	3,5	2,39	4,49
15	2,1	0,72	3,20	2,5	1,78	3,38	2,6	1,49	3,91

* Los valores deben considerarse como iguales a la calificación máxima (5).

Con relación al olor hubo poca variación en la puntuación, es decir, tanto en los filetes irradiados como los controles manifestaron el mismo comportamiento casi hasta el décimo día; sin embargo, a partir del decimoquinto día de la evaluación, los controles estaban por debajo del límite de aceptabilidad debido a que presentaban olor a descomposición, por el incremento de la carga microbiana contaminante; en cambio los irradiados se mantuvieron con un puntaje por encima de 2 por lo menos hasta el último día de la evaluación (día 15).

Se puede observar que el tiempo de vida en anaquel para el control es de 14 días. Las muestras irradiadas a 1 kGy, en cambio, se mantienen sobre el límite de aceptabilidad con un promedio de 22 días de vida en anaquel; las muestras irradiadas a 2 kGy alcanzan un promedio de 19 días de vida en anaquel. Tanto las muestras irradiadas a 3 y a 4 kGy alcanzaron un promedio de vida en anaquel de 21 días.

IPEN [12] señala que el olor es una de las características que marca la diferencia entre filetes no irradiados e irradiados que es más

notoria al inicio del almacenamiento, en las muestras irradiadas presentan un aroma a ahumado (olor característico), que se disipa al cabo de los días.

Con relación a la textura los filetes irradiados y los de control mantienen una textura muy similar entre ellos, con ligera desventaja de los controles debido a que empieza la acción de descomposición partir de la segunda semana, que al final de la evaluación se traduce en pérdida de elasticidad y firmeza en todos ellos.

El control presentó el menor tiempo de vida en anaquel que fue de 18 días. Las muestras irradiadas a 1 y 2 kGy presentan un promedio de 28 días de vida en anaquel, las irradiadas a 3 kGy, 26 días, mientras que las muestras irradiadas a 4 kGy presentaron un promedio de 20 días de vida en anaquel. Los estudios preliminares de De la Sierra [13] en filetes de merluza (*Merluccius merluccius*) con una contaminación inicial de 10^5 ufc/g, señalan que, aplicando una dosis de 3 kGy es posible detener la descomposición del pescado por 21 días. Las diferencias entre la muestra control y las irradiadas fueron claras desde la primera semana. Las primeras se mantuvieron hasta el séptimo día mientras que las muestras irradiadas permanecieron aptas para el

consumo desde el punto de vista bioquímico y microbiológico por encima de las tres semanas.

Matutano y Alonso [6] evaluaron las características de apariencia, olor y textura en filetes de merluza (*Merluccius merluccius*) irradiados y encontraron que las muestras control fueron rechazadas por los panelistas en la segunda semana de almacenamiento. Las muestras irradiadas a 1 kGy fueron rechazadas por los panelistas en la cuarta semana de almacenamiento y las irradiadas a 1 kGy permanecieron aceptables durante la cuarta semana. Las muestras irradiadas a 2 kGy fueron rechazadas en la cuarta semana sólo en la característica del olor y por un rango mínimo.

3.2.3.2 Prueba del triángulo

En la tabla 3 se muestran los resultados obtenidos experimentalmente que, en promedio arrojan un resultado de 27,6 observaciones correctas; es decir, 5,6 puntos mayor que el límite de respuestas correctas establecido en tablas. Esto demuestra que los panelistas sí encontraron diferencia entre las muestras control y las irradiadas a 4 kGy.

Tabla 3. Resultados de la prueba del triángulo.

N° total de respuestas	N° de respuestas correctas		Resultado
	teórico (alfa = 0,05)	experimental	
45	22	30	S
45	22	27	S
45	22	24	S
45	22	27	S
45	22	30	S

S = Hay diferencia significativa

Los estudios de Matutano y Alonso [6] en filetes cocidos de merluza señalan que aplicando dosis del orden de 1 a 2 kGy pueden mantenerse las características sensoriales de apariencia, olor, textura y sabor bajo niveles aceptables y sin que los panelistas noten la diferencia entre las muestras irradiadas y los controles incluso hasta la tercera semana. Siendo la dosis de 1 kGy la más recomendable.

La evaluación sensorial en filetes de jurel cocidas realizadas en el IPEN [12] señala que el olor, presente en filetes irradiados cocidos no es perceptible después de la cocción, es más, resulta ser mejor que el control a una dosis de 1 kGy.

4. CONCLUSIONES

La dosis de radiación letal para una concentración de *vibrio cholerae* equivalente a 8D en filetes de lisa es de 1,04 kGy. El valor D_{10} hallado, en suero fisiológico, para el *vibrio cholerae* fue 0,13 kGy.

Las muestras tratadas a 1,5; 2,5; 3,5 y 4,5 kGy mantienen casi inalterables el contenido de humedad en un rango de 73 a 75,5%, el de proteínas alrededor de 17%, el de grasa en un rango de 3,8 a 4,2% y el de ceniza, alrededor de 1%. Las muestras control presentan la menor variación en el porcentaje promedio de "drip" entre 0,82% al primer día y 0,88 al decimoquinto día, en tanto que las muestras irradiadas a 3 y 4 kGy presentan mayor

variación entre 2,13 y 2,47% y entre 1,86 y 2,10%, respectivamente, durante el almacenamiento en refrigeración. El porcentaje promedio de N-BVT en las muestras control varía entre 15,97% al primer día y 44,11% al decimoquinto día, en tanto que en las muestras irradiadas a 1 kGy; entre 17,79 y 30,16%; las irradiadas a 2 kGy entre 16,37 y 26,88%; las irradiadas a 3 kGy entre 16,33 y 25,12% y en las irradiadas a 4 kGy varía entre 15,31 y 33,54%; durante el almacenamiento en refrigeración.

El promedio de vida de las muestras control según la característica apariencia fue de 23 días, de las irradiadas a 1 kGy, 21 días, de las irradiadas a 2 kGy, 17 días y días irradiadas a 3 y 4 kGy llegan al límite de aceptabilidad (2) a los 15 días de almacenamiento en refrigeración. El promedio de vida de las muestras control según la característica olor fue de 14 días de las irradiadas a 1 kGy 22 días, de las irradiadas a 2 kGy, 19 días y de las irradiadas a 3 y 4 kGy 21 días, durante el almacenamiento en refrigeración. El promedio de vida de las muestras control, según la característica textura fue de 18 días, de las irradiadas a 1 y 2 kGy 28 días, de las irradiadas a 3 kGy, 26 días y de las irradiadas a 4 kGy 20 días, durante el almacenamiento en refrigeración. El sabor de la lisa irradiada a 4 kGy fue percibido por 24 a 30 panelistas de un total de 45, en 5 pruebas triangulares diferentes, lo que indica que existen diferencias frente a la muestra sin irradiar.

Se recomienda determinar la dosis de irradiación necesaria para eliminar una cepa distinta de *Vibrio cholerae* y una concentración de UFC diferente a la empleada en el presente estudio. Además podría determinarse el D₁₀ para el *Vibrio cholerae* en otros medios diferentes al suero fisiológico.

5. REFERENCIAS

- [1] CENTRO PANAMERICANO DE INGENIERÍA SANITARIA Y CIENCIAS DEL AMBIENTE (CEPIS). 1992. Información global actualizada sobre el cólera. Repindex: El Cólera N° 41, p. 3-4
- [2] AMERICAN NATIONAL STANDARD. 1972. Standard test method for absorbed gamma radiation dose in the Fricke dosimeter. Designation: D 1671-72
- [3] ASSOCIATION OF OFFICIAL ANALYTICAL CHEMISTS (AOAC). 1990. Agricultural chemicals; Contaminants;

- Drugs. Arlington, Virginia 22201. U.S.A. Vol 1. 15ava edición. 684 p.
- [4] CASTRO, A. R. 1981. Estudio de la radipasteurización de filetes de merluza (*Merluccius gayi peruanus*) y su almacenamiento en refrigeración. Tesis Ing UNALM. Lima, 110 p.
- [5] FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS (FAO). 1981. Análisis Microbiológicos. Manuales para el control de calidad de los alimentos. N° 4. Roma.
- [6] MATUTANO, J.; ALONSO, M. 1970. Use of low doses gamma radiation for the preservation of white fish fillets. IAEA, Vienna, 270 p.
- [7] GACULA, M. C. 1975. The design of experiments for shelf life study. Journal of Food Science, Vol 40, p. 399-409.
- [8] WITTIG, E, s.f. Evaluación sensorial: una metodología actual para tecnología de alimentos. Inscripción N° 52676
- [9] LISTON, J., DOLLAR Y MATCHES. Effects of multiple dose irradiation on the bacterial flora of seafoods. Vol II, Fao: Informe N° 53 (1967)
- [10] KUMTA, U. S., SREENIVASAN. Preservation by gamma radiation of Bombay duck, shrimps and white pomfrets. IAEA, Vienna, STI/PUB/196 p 75-104. 1979
- [11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA) 1981. Preservation of fish by irradiation. Vienna, STI/PUB/196.
- [12] INSTITUTO PERUANO DE ENERGÍA NUCLEAR 1988. Conservación de filetes de jurel fresco irradiado, almacenado en refrigeración. Dirección de Aplicaciones y Desarrollo Tecnológico - CONCYTEC-Lima, 222 p.
- [13] DE LA SIERRA, D. 1970. Prolongación de la vida comercial de pescado blanco. Aspectos microbiológicos. OIEA, Viena.
- [14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). 1973. Aspects of the introduction of food irradiation in developing countries. Vienna, STI/PUB/362.

8. Regulación y Normatividad

ESTABLECIMIENTO DEL SISTEMA DE LA CALIDAD ISO 17025 EN EL DEPARTAMENTO DE QUÍMICA

Torres B.⁽¹⁾ btorres@ipen.gob.pe, Montoya E.⁽¹⁾ emontoya@ipen.gob.pe,
Bedregal P.⁽¹⁾ pbedregal@ipen.gob.pe, Olivera P.⁽¹⁾ polivera@ipen.gob.pe,
Mendoza P.⁽¹⁾ pmendoza@ipen.gob.pe, Ubillús M.⁽¹⁾ mubillus@ipen.gob.pe
Ramos R.⁽¹⁾

(1) Departamento de Química – IPEN / Lima, Perú

RESUMEN

En los laboratorios del Departamento de Química ha sido implementado, desarrollado y evaluado un Sistema de la Calidad (SC), ajustándose a los requerimientos de la Norma ISO 17025 “Requisitos generales relativos a la competencia de los laboratorios de calibración y ensayo” [1].

1. INTRODUCCIÓN

Dentro del Programa ARCAL XXVI “Aseguramiento de la Calidad de los laboratorios analíticos”, se inició hace tres años la implementación del SC en el Departamento de Química (QUIM) con el fin de demostrar la capacidad técnica y de ofrecer resultados confiables, y reproducibles a los usuarios tanto externos como internos del Instituto Peruano de Energía Nuclear. En el presente trabajo se describen las diferentes actividades, experiencias y aspectos que se realizaron para cumplir con los requerimientos de la norma y adecuarlas a las disposiciones y reglamentos de la institución.

2. METODOLOGÍA

Para implementar el SC dos fueron los requisitos más importantes:

1. Compromiso de la dirección general de apoyar administrativa y financieramente el proceso.
2. Poseer laboratorios con equipamiento y personal adecuado.

Al inicio se elaboró la primera versión del manual de la calidad, bajo los requerimientos de la Guía ISO/IEC 25 vigente en ese entonces, en reuniones sostenidas con todo el personal se formó comisiones y se distribuyó responsabilidades para elaborar los diferentes capítulos del manual de acuerdo a la calificación y experiencia de los

participantes, paralelamente se tuvo el asesoramiento de expertos del organismo internacional dentro del programa ARCAL XXVI sobre gestión de la calidad, aseguramiento de la calidad de los resultados. Todo el personal participó en cursos y talleres sobre: gestión de la calidad, formación de auditores internos, metrología y calibración en técnicas analíticas, los que fueron realizados en Lima y en otros países de la región. Enterados de la ISO 17025 que reemplaza a la ISO/IEC 25 se elaboró la segunda edición del manual [2] bajos los requerimientos de la referida norma.

3. DESCRIPCIÓN DEL SISTEMA

Aspectos de gestión

El sistema tiene como política de la calidad “en todo momento, buscar, consolidar y mejorar la calidad para satisfacer al cliente” y la declaración del Director General de Promoción y Desarrollo (PRDT) en su compromiso con el apoyo total a la política enunciada así como su vigencia asignando recursos necesarios para el buen funcionamiento del SC.

El SC corresponde exclusivamente a QUIM, al mismo tiempo acata todas las disposiciones existentes emanadas de las instancias superiores del Instituto Peruano de Energía Nuclear.

El personal está comprometido totalmente con la política y está familiarizado con la documentación que la sustenta.

Con el fin de mejorar y cumplir con los requerimientos establecidos en el manual de la calidad se realizan dos auditorías internas al año, y opcionalmente cuando se han efectuado cambios significativos en el SC.

Una vez al año el director revisa el SC verificando su adecuación y eficacia y propone un plan de acción para el año siguiente.

Complementando a la organización original se nombró un jefe del SC y el personal fue adecuado dentro del organigrama con relación a su experiencia, cualificación y formación.

Toda la documentación del SC es revisada, aprobada por el jefe de departamento y codificada de acuerdo a procedimientos, los documentos externos están codificados de acuerdo al inventario de la institución. Se ha centralizado toda la documentación del SC y es de fácil acceso a ella.

El sistema informático de QUIM tiene un sistema de base de datos para el ingreso, procesamiento y salida de la información y un sistema de respaldo de la información.

El software desarrollado ha sido validado según procedimiento.

Actitud frente al cliente: se tiene procedimientos de atención al cliente y la solicitud de servicios esta complementada con lo establecido en el Manual N° 13 servicios tecnológicos no tarifados de la institución.

Generalmente QUIM tiene clientes que solicitan servicios especiales de carácter no rutinario, la revisión de la solicitud se realiza en reunión técnica que incluye: verificación de que los requisitos por el cliente están adecuadamente definidos, y que se tiene la capacidad, recursos y métodos apropiados para cumplir con esos requisitos. El laboratorio mantiene comunicación con el cliente y lleva un registro de la información intercambiada.

QUIM lleva registros y aplica procedimientos de gestión de no conformidades, se cuenta con un catálogo de causa de fallas, acciones preventivas y correctivas.

En la adquisición de suministros y servicios el SC se adecua a las leyes específicas que da el gobierno cada año y de acuerdo al presupuesto nacional de la república, para cumplir con la norma el pedido se realiza considerando todas las especificaciones necesaria e inclusive se sugiere al proveedor para que el área de abastecimiento pueda comprar de acuerdo a las especificaciones solicitadas, de no cumplirse con el pedido el suministro es devuelto, se cuenta con procedimientos de verificación del suministro solicitado. Se ha elaborado el stock mínimo de los suministros críticos.

Confidencialidad de los resultados e información proporcionada por el cliente, el SC ha

recurrido al art. 47 del reglamento interno del trabajo de la institución para cumplir con la norma.

Aspectos técnicos

El personal cuenta con funciones definidas de acuerdo al Manual de Organización y Funciones de la institución, complementadas con descripciones de trabajo; autorizaciones para operar equipos, realizar ensayos, emitir opiniones, firmar informes, que figuran en los registros personales del SC. Se cuenta con un programa de capacitación anual de todo el personal y al personal temporal es capacitado y supervisado por personal idóneo para cada tarea.

Condiciones ambientales: la temperatura y la humedad del laboratorio de mediciones son controlados diariamente con instrumentos traceables a medidas internacionales, y se lleva un control de polvo y fondo ambiental. El departamento de radioprotección de la dirección de instalaciones permanentemente monitorea la tasa de exposición.

Métodos y procedimientos:

Las técnicas de activación neutrónica y fluorescencia de rayos-x son las más utilizadas, complementándose con la absorción atómica, voltimetría de redisolución anódica y espectrofotometría UV-visible. La política de QUIM respecto a la selección del método es asegurar que el cumpla con las necesidades del cliente y sean apropiados para los ensayos que se realizan.

Comúnmente los clientes de QUIM requieren análisis especiales no disponibles en el mercado nacional y para los cuales no existen métodos estándar validados. Esto necesario una validación mínima que verifique si los parámetros de calidad de los resultados son adecuados para las necesidades del cliente, en este caso la verificación del método propuesto se hace en paralelo con el servicio a realizar informándose al cliente y solicitando su aceptación.

Con el fin de incrementar la confianza y seguridad de la validez de un resultado el laboratorio estima el valor de la incertidumbre de la medición de acuerdo al EURACHEM/CITAC Guide [3] identificando todas las fuentes de variabilidad que puedan afectar significativamente el resultado analítico.

Los ensayos que propone QUIM son aquellos que han sido validados con el fin de conocer la exactitud, precisión, sensibilidad, especificidad, límite de detección, cuantificación, recuperación, rango y linealidad, garantizando la calidad de los resultados. Para validar los métodos se cuenta con materiales de referencia certificados, se tiene en stock 52 materiales geológicos y 24 biológicos procedentes de la National Institute of Standards and Technology (NIST) y del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), entre otros. Pruebas y fórmulas como Youden, Shewart, Heydorn, Lloyd y Currie han sido utilizadas en la validación.

A todos los datos se les hace un control minucioso con el fin de asegurar una cadena de custodia de todo el proceso analítico, y sobre todo mantener la integridad y confidencialidad de los mismos, se tiene procedimientos de protección y conservación de toda la información, de igual manera el software de cálculo ha sido validado.

El equipamiento es el adecuado para la metodología empleada. Los sistemas de espectrometría gama y fluorescencia de rayos X son calibrados sistemáticamente en energía, eficiencia, estabilidad, resolución, ángulo crítico, control de f y α parámetros de razón de flujo neutrónico subcádmico y epitérmico y factor de corrección de la conducta no ideal del flujo epitérmico en cada cambio de configuración del núcleo, control de pozos de tierra, evaluación y corrección de interferencias espectrales, etc.

Todos los instrumentos de medición que se utilizan se encuentran calibrados y son trazables a estándares internacionales como el reloj, estufas, horno, termómetros, pHmetros, humidímetros, etc.

Todo equipo nuevo es verificado y aprobado por personal de la Dirección de Mantenimiento de la Dirección General de Instalaciones.

Aseguramiento de la calidad de los resultados: Como se reportan fundamentalmente valores de concentraciones de elementos químicos, la trazabilidad y veracidad de los resultados se controlan simultáneamente analizando materiales de referencia de matriz parecida o equivalente a la muestra problema. La política general es analizar por duplicado y se verifica que los resultados se encuentren bajo control estadístico siguiendo procedimientos disponibles.

Se participa por lo menos una vez al año en rondas de intercomparación [4] con otros laboratorios permitiendo comparar los resultados, estimular la autovaloración y disminuir errores, proporcionando evidencias externas de la calidad analítica [5].

El laboratorio lleva un registro de control analítico de los resultados obtenidos en el tiempo y mediante el uso de cartas de control se evalúa y controla la veracidad y precisión del método.

Administración de las muestras: toda muestra de ensayo que ingresa al circuito analítico, se codifica según el procedimiento de recepción de muestras, la manipulación y transporte de las muestras irradiadas siguen las normas de protección radiológica establecidas, se dispone del almacenamiento de muestras irradiadas cumpliéndose con las normas de seguridad correspondiente, cuando la actividad de las muestras ha descendido a niveles permisibles se guardan en bolsas adecuadas y se remiten a la planta de gestión de residuos radioactivos.

Emisión de resultados: El proceso analítico se completa con la generación de un informe interno que incluye toda la información necesaria para asegurar la continuidad de la cadena de custodia y esta constituido por los documentos siguientes: plan de análisis en él se encuentra entre otros: número de solicitud, método analítico empleado y material de referencia analizado; solicitud de irradiación: autorización de irradiación, fecha y tiempo de irradiación, potencia de irradiación, tasa de dosis, etc; control de muestras irradiadas código de envío, fecha y tiempo de irradiación, código, tiempo muerto, detector y geometría empleada, etc; registros del procesamiento de espectros, energías, integral, área, resolución del fotopico, etc; Registros del cálculo de concentración. Todos estos resultados son revisados por el jefe de la calidad y luego, se emite el certificado firmando el jefe de laboratorio quien verifica los resultados. La emisión de resultados se realiza manteniendo la confidencialidad de la información de acuerdo al reglamento interno de trabajo de la institución.

Es política de QUIM no emitir opiniones ni interpretaciones en el informe de resultados. El informe de resultados solo es válido si es original, su reproducción debe ser total no parcial.

4. DISCUSIÓN

Los laboratorios en universidades o instituciones gubernamentales están perdiendo apoyo de organismos internacionales por que no demuestran su capacidad técnica. El establecimiento del SC trae consigo la acreditación de los laboratorios que ofrecen servicios pero que sucede cuando en el laboratorio la mayor carga de trabajo está dirigido a temas de investigación y desarrollo. Algunos laboratorios de técnicas nucleares han experimentado los beneficios del manejo del SC como por ejemplo un experimento bien diseñado y planificado ha evitado realizar un gran número de repeticiones innecesarias, una buena documentación hace fácil la trazabilidad de las condiciones experimentales y como consecuencia ahorra tiempo. La planificación ha permitido también considerar requerimiento de: equipos, entrenamiento interno y externo, especificación de la muestra y del análisis, identificación de la muestra, metodología en el análisis, etc. Por lo que se hace necesario implantar un SC en laboratorios de investigación.[6]

5. AGRADECIMIENTO

Los autores del presente trabajo agradecen al OIEA por el soporte obtenido dentro del Programa ARCAL XXVI en todo el proceso de implantación del Sistema de la Calidad.

6. BIBLIOGRAFÍA

1. Norma ISO 17025 "General requirements for the competence of testing and calibration laboratories ISO/IEC 1999 1ª Edición.
2. Manual de la Calidad PRDT-CIEN-QUIM 2ª Edición 2001.
3. Eurachem/citac Guide. Quantifying uncertainty in analytical measurements 2ª Edición 2000.
4. Preliminar statistical evaluation of the intercomparison run IAEA-0390 IAEA/AL/101 P 1999.
5. Aseguramiento de la Calidad en los Laboratorios Analíticos. Instituto Uruguayo de Normas Técnicas. T. Villar y P. Rodriguez 1998.
6. Quality and project management for scientific research in INAA. P.Bode Delft University of Technology 1999.

SISTEMA DE ASEGURAMIENTO DE LA CALIDAD PARA EL REACTOR NUCLEAR DE INVESTIGACION RP-10: ISO 9000 / SS N° 50-C/SG-Q

Gayoso C.⁽¹⁾ cgayoso@ipen.gob.pe

(1) Departamento de Garantía de Calidad – IPEN / Lima, Perú

RESUMEN

El presente informe tiene por objeto el desarrollo de un Manual para el Aseguramiento de la Calidad en un Reactor Nuclear, en este caso para el Reactor Peruano RP-10.

Se toma como normas de referencia de calidad para el Sistema de Aseguramiento de la Calidad dos normas: la ISO 9001, como norma de gestión de la calidad y la norma nuclear Código de Seguridad N° 50-C/SG-Q, como norma técnica especializada para instalaciones nucleares, la que se enfoca principalmente en la seguridad de la instalación.

Se realizó un análisis situacional de la Instalación, como es el Diagnóstico. Luego se propone el mejoramiento del Sistema de Calidad de la instalación y las acciones a realizar. Finalmente, como podría implementarse el nuevo Sistema de Aseguramiento de la Calidad, los documentos a ser considerados y el Manual de Aseguramiento de la Calidad.

INTRODUCCIÓN

El Reactor Peruano RP-10, aplicó en el año 1989 la norma nuclear "Colección de Seguridad N° 50 – SG – QA5 (Rev.1)" de 1988. Luego el

OIEA emitió la norma Código de Seguridad N° 50-C/SG-Q de 1996, anulando a la anterior. El nuevo Manual de Aseguramiento de la Calidad propuesto, considera a esta nueva Norma Nuclear, así como los requisitos de la Norma Técnica Peruana ISO 9001 de 1995.

LA NORMA ISO 9001 - 1985

Las tres normas básicas de la ISO 9000 son:

- ISO 9001: Para sistemas de calidad en diseño, desarrollo, producción, instalación y servicio.
- ISO 9002: Igual que ISO 9001, excepto el control de diseño no es un requisito.
- ISO 9003: Para sistemas de calidad en inspecciones y pruebas finales.

Documentos guías de la ISO 9000:

- ISO 9000: Guías de selección y usos.
- ISO 9004: Guías para la puesta en marcha.

Requisitos de la Norma ISO 9001-95

El siguiente cuadro muestra la estructura y los elementos claves entre las normas:

Tabla 1.

Párrafo	Requisitos del sistema de calidad	ISO 9001	ISO 9002	ISO 9003
4.1	Responsabilidad administrativa	•	•	•
4.2	Sistema de calidad	•	•	•
4.3	Revisión de contratos	•	•	•
4.4	Diseño	•		
4.5	Control de documentos e información	•	•	•
4.6	Compras	•	•	
4.7	Control de productos proporcionados por el cliente	•	•	•
4.8	Identificación del producto y trazabilidad	•	•	•
4.9	Control de procesos	•	•	
4.10	Inspección y prueba	•	•	•
4.11	Control de inspección, equipo de medición y prueba	•	•	•
4.12	Estado de inspección y prueba	•	•	•
4.13	Control de materiales y productos no conformes	•	•	•
4.14	Acciones correctivas y preventivas	•	•	•
4.15	Manejo, almacenamiento, embalaje, preservación y entrega	•	•	•
4.16	Control de registros de calidad	•	•	•
4.17	Auditorías internas de calidad	•	•	•
4.18	Capacitación	•	•	•
4.19	Servicio posventa	•	•	
4.20	Técnicas estadísticas	•	•	•

LA NORMA NUCLEAR: CÓDIGO DE SEGURIDAD NO. 50-C/SG-Q

La OIEA a través del Programa NUSS, publica documentos diversos, entre ellos los Códigos y Guías de Seguridad.

Los Códigos establecen los objetivos y los requerimientos básicos que deben encontrarse para asegurar una adecuada seguridad en los límites operativos de la instalación nuclear.

Las Guías de Seguridad en apoyo describen los métodos aceptables a implementar en lo que establecen los Códigos.

Los Códigos y Guías de Seguridad establecen la base esencial para la seguridad, y ellos requieren la incorporación de más requerimientos detallados en conformidad con las prácticas nacionales. El programa NUSS cubre cinco áreas:

- Organización gobernante.
- Emplazamiento.
- Diseño.
- Operación.
- Aseguramiento de calidad.

Cada área incluye un Código y varias Guías de Seguridad de apoyo.

Los Requisitos de la Norma Nuclear “Código de Seguridad N° 50-C/Sg-Q” son:

1. Gestión:
 - Programa de Garantía de Calidad.
 - Entrenamiento y calificación.
 - Control de no – conformidad y acciones correctivas.
 - Control de documentos y registros.
2. Ejecución:
 - El trabajo.
 - Diseño.
 - Adquisición.
3. Evaluación:
 - Gestión de la auto evaluación.
 - Evaluación independiente.

REQUERIMIENTOS BÁSICOS

- Requerimiento básico 1: Programa de aseguramiento de la calidad.
- Requerimiento básico 2: Entrenamiento y calificación.
- Requerimiento básico 3: Control de no – conformidad y acciones correctivas.
- Requerimiento básico 4: Control de documentos y registros.
- Requerimiento básico 5: Trabajo.
- Requerimiento básico 6: Diseño.
- Requerimiento básico 7: Adquisiciones.

- Requerimiento básico 8: Inspección y ensayo para la aceptación.
- Requerimiento básico 9: Gestión de la auto evaluación.

- Requerimiento básico 10: Evaluación independiente.
Las Guías de Seguridad del Código de Aseguramiento de la Calidad para la Seguridad en instalaciones nucleares:

Tabla 2. Guías de Seguridad de la Norma "Nuclear Safety Series No. 50-C/SG-Q".

Guía	Tema
Q1	Establecimiento e implementación del programa de aseguramiento de la calidad
Q2	Control de no conformidad y acciones correctivas
Q3	Control de documentos y registros
Q4	Inspección y ensayos para la aceptación
Q5	Evaluación de la implementación del programa de aseguramiento de la calidad
Q6	Aseguramiento de la calidad en la adquisición de productos y servicios
Q7	Aseguramiento de la calidad en la fabricación
Q8	Aseguramiento de la calidad en investigación y desarrollo
Q9	Aseguramiento de la calidad en el emplazamiento
Q10	Aseguramiento de la calidad en el diseño
Q11	Aseguramiento de la calidad en la construcción
Q12	Aseguramiento de la calidad en la puesta en marcha
Q13	Aseguramiento de calidad en operación
Q14	Aseguramiento de la calidad en la clausura

Tabla 3. Sistema de calidad planteado a documentarse para el Reactor Nuclear RP-10.

Documentos del Sistema de Calidad del Reactor Nuclear RP-10		ISO 9000		Código Nuclear OIEA	
				Requerimientos básicos	Guías de Seguridad
1	Responsabilidad administrativa	1	Responsabilidad administrativa	Q1	Establecim. e implement. del programa de aseguram. de la calid.
2	Sistema de la calidad	2	Sistema de calidad	1	Programa de Aseguram. de la calidad.
3	Revisión de solicitudes de irradiación	3	Revisión de contratos		
4	Control de diseño e Investigación y Desarrollo	4	Diseño	6	Diseño
5	Control de los documentos y de los datos	5	Control de documentos e información	4	Control de documentos y registros
6	Adquisiciones	6	Compras	7	Adquisiciones
7	Control de productos para irradiar suministrados por el usuario	7	Control de productos proporcionados por el cliente		
8	Identificación y trazabilidad de productos a irradiar	8	Identificación del producto y trazabilidad		
9	Control de operación del reactor	9	Control de procesos		Q1 3
10	Inspección y ensayos	1 0	Inspección y prueba	8	Inspección y ensayos para la aceptación
11	Control de los equipos de inspección, medición y ensayo	1 1	Control de inspección, equipo de medición y prueba		
12	Estado de inspección y ensayo	1 2	Estado de inspección y prueba		
13	Control de productos no conformes	1 3	Control de materiales y productos no conformes	3	Control de no – conformi-dad y acciones correctivas
14	Acciones correctivas y preventivas	1 4	Acciones correctivas y preventivas		
15	Manipulación, almacenaje, blindaje, conservación y entrega de productos irradiados	1 5	Manejo, almacenamiento, embalaje, preservación y entrega		Q7
16	Control de los registros de la calidad	1 6	Control de registros de calidad	4	Control de documentos y registros
17	Auditorías internas de la calidad	1 7	Auditorías internas de calidad	9	Gestión de la auto evaluación
				1 0	Evaluación independiente
18	Capacitación, entrenamiento y calificación	1 8	Capacitación	2	Entrenamiento y calificación
19	Servicio pos – entrega	1 9	Servicio posventa		
20	Técnicas estadísticas	2 0	Técnicas estadísticas		

CONCLUSIONES

1. Se propone un Sistema de Calidad moderno en la etapa de Explotación u Operación del Reactor RP-10. Para esta etapa se ha considerado el diseño de un Sistema de Aseguramiento de la Calidad que cumpla con los requisitos de Calidad de Seguridad Nuclear "Colección de Seguridad No. 50 C/SC – Q del año 1996" y de la ISO 9001 - 1995.
2. Debido a que la penúltima norma nuclear Colección de Seguridad No. 50 – C – QA del año 1979, sirvió como base para la mayoría de los reactores nucleares construidos antes de 1996, entre ellos el Reactor Peruano RP-10, se propuso diseñar un Sistema de Aseguramiento de Calidad moderno que tome en cuenta los nuevos conceptos que son necesarios en la actualidad, sea para la SEGURIDAD nuclear de la instalación y del personal; así como de la CALIDAD de los productos y servicios que ofrece.
3. Debido a que en muchas de las instalaciones y laboratorios en el IPEN están en proceso de contar con Sistemas de Calidad ISO, y que teniendo la necesidad de intercambiar servicios y exportar productos al mercado extranjero, son ellos los clientes o usuarios internos del Reactor Nuclear RP-10. Por lo que se hace cada vez más necesario el implantar un Sistema de Calidad actualizado de acuerdo a las últimas normas peruanas e internacionales.
4. De acuerdo al Diagnóstico realizado al Sistema de Calidad del Reactor RP-10, se encontró que de los 20 requisitos del Sistema de Calidad propuesto, 11 requisitos de calidad tienen más del 50% de no conformidades; y 17 requisitos de calidad tienen más del 70 % de no conformidades. Lo dice de la importancia de diseñar y desarrollar un nuevo Sistema de Calidad que cumpla con las nuevas normas.
5. Es de suma importancia realizar, antes de implantar el Sistema de Calidad, un análisis de procesos, para que sea este optimizado antes de plasmarse en un Manual de la Calidad. Se identificó las actividades desarrolladas en lo que la operación del Reactor RP-10 se refiere. Este Diagrama de Proceso de Operaciones graficó las actividades para un posterior estudio

detallado ha optimizarse. La optimización en gran parte modificaría el Manual de Operación del RP-10.

6. Se estima que el tiempo necesario para implantar el Sistema de Aseguramiento de la Calidad en el Reactor RP-10, es alrededor de los 18 meses.
7. Se propone la necesidad de formar un Comité de la Calidad, con áreas como responsables primarios y áreas de apoyo para el desarrollo de cada requisito del Sistema de Calidad. Es necesario el contar con personal competitivo para el desarrollo e implantación del Sistema de Calidad.
8. Se propone fijar Índices de Medición de Desempeño. Para ello debe desarrollarse en forma periódica auditorías internas.

RECOMENDACIONES

1. Adoptar y adaptar la nueva norma nuclear Colección de Seguridad No. 50 – C/SG – Q y la ISO 9001 como norma de gestión de la calidad, para el Sistema de Calidad del Reactor Nuclear RP-10, satisfaciendo la seguridad de funcionamiento del reactor y la calidad de los productos y servicios que ofrece.
2. Realizar un diagnóstico de calidad inicial, para identificar los puntos débiles y de las no-conformidades del Sistema de Calidad a implantar.
3. Realizar un Análisis de los Procesos más importantes o relevantes que se realicen en la Dirección de Reactores, con la finalidad de ser optimizados.
4. Definir los requisitos de calidad del Sistema de Aseguramiento de Calidad específico del Reactor. Lógicamente podrían haber diferentes formas de diseñar el Sistema de Calidad, siempre que sea específico para los procesos de Operación del Reactor RP-10.
5. Formar el Comité de la Calidad, con un representante de cada Departamento, con responsables principales y de apoyo para cada requisito del Sistema de la Calidad.
6. La competitividad del personal es clave en todo Sistema de Calidad. Por lo que se recomienda que seleccionar, entrenar y calificar adecuadamente bajo un Plan de Capacitación General.

7. Implantar como parte del Sistema de Aseguramiento de la Calidad índices de medición de desempeño en sus diversas etapas de desarrollo y de actividades claves del Sistema, así como la realización de auditorías internas en función del programa elaborado.
8. Es importante tomar en cuenta los costos en que se incurrirá al implantar el Sistema de Calidad así como de los “costos de la calidad” que se incurre por no contar con Sistema eficiente.

REFERENCIAS

1. **TABLA Guillermo. Guía para implantar la Norma ISO 9000.** Primera edición. México. Editorial McGraw – Hill. 1998.
2. **TAORMINA Tom. ISO 9000 Liderazgo virtual.** Primera edición. México. Editorial Prentice – Hall Hispanoamericana. 1997.
3. **KUME Hitoshi. Herramientas estadísticas básicas para el mejoramiento de la Calidad.** Primera Edición. Bogotá, Colombia. Editorial NORMA.1992.
4. **CASTANYER FIGUERAS Francesc. Control de métodos y tiempos.** Primera edición. Barcelona, España. Editorial MARCOMBO. 1993.
5. **NIEBEL Benjamin. Ingeniería Industrial. Métodos, tiempos Y movimientos.** Tercera edición. México. Editorial AFAOMEGA. 1995.
6. **GALGANO Alberto. Calidad total.** Primera edición. Madrid, España. Editores Díaz de Santos S.A. 1993.
7. **JURAN J.M. Manual de Control de la Calidad.** Segunda edición. Barcelona, España. Editorial Reverté, S.A.1983.
8. **OIEA. Quality Management for Nuclear Power Plant Operation.** Vienna, Austria. Division of Publications International Atomic Energy Agency. 1990.
9. **OIEA. Manual on Quality Assurance Programme Auditing.** Viena, Austria. Division of Publications International Atomic Energy Agency. 1984.
10. **OIEA. Regulatory Inspection of The Implementation of Quality Assurance Programmes.** Vienna, Austria. Division of Publications International Atomic Energy Agency. 1989.
11. **OIEA. Manual on Training, Qualification and Certification of Quality Assurance Personnel.** Vienna, Austria. Division of Publications International Atomic Energy Agency. 1986.

EVALUACIÓN, ELABORACIÓN Y GESTIÓN PARA LA ACTUALIZACIÓN DE LA CONFIGURACIÓN DE LOS INFORMES DE ANÁLISIS DE SEGURIDAD DEL REACTOR RP-10

Gayoso C.⁽¹⁾ cgayoso@ipen.gob.pe

(1) Departamento de Garantía de Calidad – IPEN / Lima, Perú

INTRODUCCIÓN

Durante las etapas del diseño, construcción, explotación y clausura de los reactores nucleares de investigación, así como de los procesos de licenciamiento, son en general procesos que deben cumplir estrictas normas de seguridad radiológica y nuclear, es que se hace imprescindible que estos procesos sean llevados en forma muy eficiente y eficaz, de manera que no se cometa errores durante la implementación y de interpretación de las normas correspondientes.

Durante el proceso de licenciamiento debe de cumplirse con rigurosas documentaciones técnicas; para lo cual debe llevarse una evaluación continua y controlada, ello con la finalidad de demostrar que los Reactores de Investigación se han de explotar y operar en forma segura. Para ello los IAS, entre otros, son parte de la documentación principal que ha de sustentar esta seguridad durante la etapa de Explotación.

ENFOQUE

La Evaluación, elaboración y gestión deberán desarrollar la configuración más idónea para la actualización, en forma permanente, de los Informes de Análisis de Seguridad del Reactor de Investigación RP-10, de manera que cumpla con los requerimientos de las normas y de la Autoridad Licenciante.

Se definió el proceso más eficiente que haga que la documentación de la configuración de los informes de seguridad se mantenga actualizada.

MÉTODO

El desarrollo del sistema de trabajo entre equipos de especialistas y los sistemas informáticos se coordinaron de manera que el proceso de Establecimiento e Implementación sea lo que se recomendó:

- Diagnóstico de la configuración de la documentación de los Informes de Análisis de Seguridad (IAS).
- Capacitación al personal relacionado con la actualización y modificación de la documentación de los IAS.
- Establecimiento de la configuración a seguir.
- Seguimiento de la implementación.
- Revisión de la configuración.
- Evaluación de la documentación.
- Diagnóstico de la configuración.
- Revisión y aprobación final.

NORMAS DE REFERENCIA

La normativa a desarrollar la configuración de los informes de Análisis de Seguridad es:

- Colección de Seguridad N° 35-S1: Código de Seguridad de los Reactores de Nucleares de Investigación – Diseño.
- Colección de Seguridad N° 35-S2: Código de Seguridad de los Reactores de Nucleares de Investigación – Explotación.
- Safety Series N° G2: Safety in the Utilization and Modification of Research Reactors.

LA NORMA: COLECCIÓN DE SEGURIDAD N° 35

Código sobre la Seguridad de los Reactores Nucleares de Investigación

Debido a que muchos países miembros obtienen ahora mayores beneficios en la explotación de los reactores de investigación, el OIEA tiene en la actualidad mayor interés por la explotación segura de estas instalaciones.

Los beneficios tradicionales de los Reactores de Investigación:

1. Tecnología nucleoelectrónica.
2. Producción de radioisótopos.

3. Medicina nuclear.
4. Capacitación del personal.

Nuevos beneficios:

1. Impulso al desarrollo de materiales.
2. Control de la contaminación del medio ambiente.

La norma anterior no abordaba muchos aspectos que se plantean durante los proyectos de desarrollo para los reactores de investigación y que si influyen en la seguridad.

Para ello, se consideró y aprobó en el año 1992, los principios y requisitos básicos para la seguridad de los reactores de investigación, en dos códigos de seguridad:

- La Colección de Seguridad N° 35-S1. Colección de Seguridad de los Reactores de Investigación: Diseño (*por primera vez*), y
- La Colección de Seguridad N° 35-S2. Colección de Seguridad de los Reactores de Investigación: Explotación.

Estos códigos anulan la Colección de Seguridad N° 35: "Explotación sin riesgos de los reactores de investigación y los conjuntos críticos" del año 1984.

Estos dos nuevos códigos incluyen requisitos esenciales relativos a:

- Emplazamiento.
- Garantía de Calidad.
- Control reglamentario de reactores de investigación.

El OIEA proyectaba ya en el año 1992 ampliar la colección de publicaciones sobre la seguridad de los reactores de investigación, que comprenda Guías y Prácticas de Seguridad, las que proporcionarán orientaciones detalladas sobre la seguridad, tal como:

- La utilización.
- Análisis y evaluación de la seguridad.
- Protección radiológica.
- Procedimientos de explotación (*).

Los nuevos códigos han centrado más la atención en los requisitos de seguridad QUE deberán satisfacerse, que en el CÓMO puedan cumplirse.

Los requisitos y recomendaciones pueden constituir la base necesaria para que un Estado Miembro elabore Reglamentos y Criterios de Seguridad Específicos para su Programa de Reactores de Investigación.

En estas publicaciones destacan que el mero cumplimiento de los requisitos puramente administrativos no garantizará necesariamente la explotación segura del reactor. Además de ello, la gerencia del reactor y el personal de explotación deberán practicar una **CULTURA DE SEGURIDAD**.

CONCLUSIONES

1. Se propuso y se desarrolló la nueva Configuración de los Informes de Análisis de Seguridad - IAS, en la que cumpla con los Requerimientos de la Oficina Técnica de la Autoridad Nacional.
2. Se propuso desarrollar 20 capítulos para la nueva Configuración del IAS, en la que consideraba los nuevos requerimientos de la nueva Guía de Seguridad: "Safety Series N°-G2: Safety in the Utilization and Modification of Research Reactors".
3. Para la Etapa de Evaluación se considero un análisis de las Normas y del IAS actual. En el cuadro 1 se muestra dicha comparación en forma resumida.
4. Como parte de la Etapa de Elaboración de los IAS del Reactor RP-10, se realizó un flujograma relacional entre los diversos nuevos capítulos del nuevo IAS. Esta se muestra en el gráfico 1.

REFERENCIAS

- [1]. OIEA. Colección de Seguridad N° 35-S1. 1992.
- [2]. OIEA. Colección de Seguridad N° 35-S2. 1992.
- [3]. OIEA. Safety Series N°-G2. 1994.
- [4]. OIEA. Safety Series N°-G1. 1994.

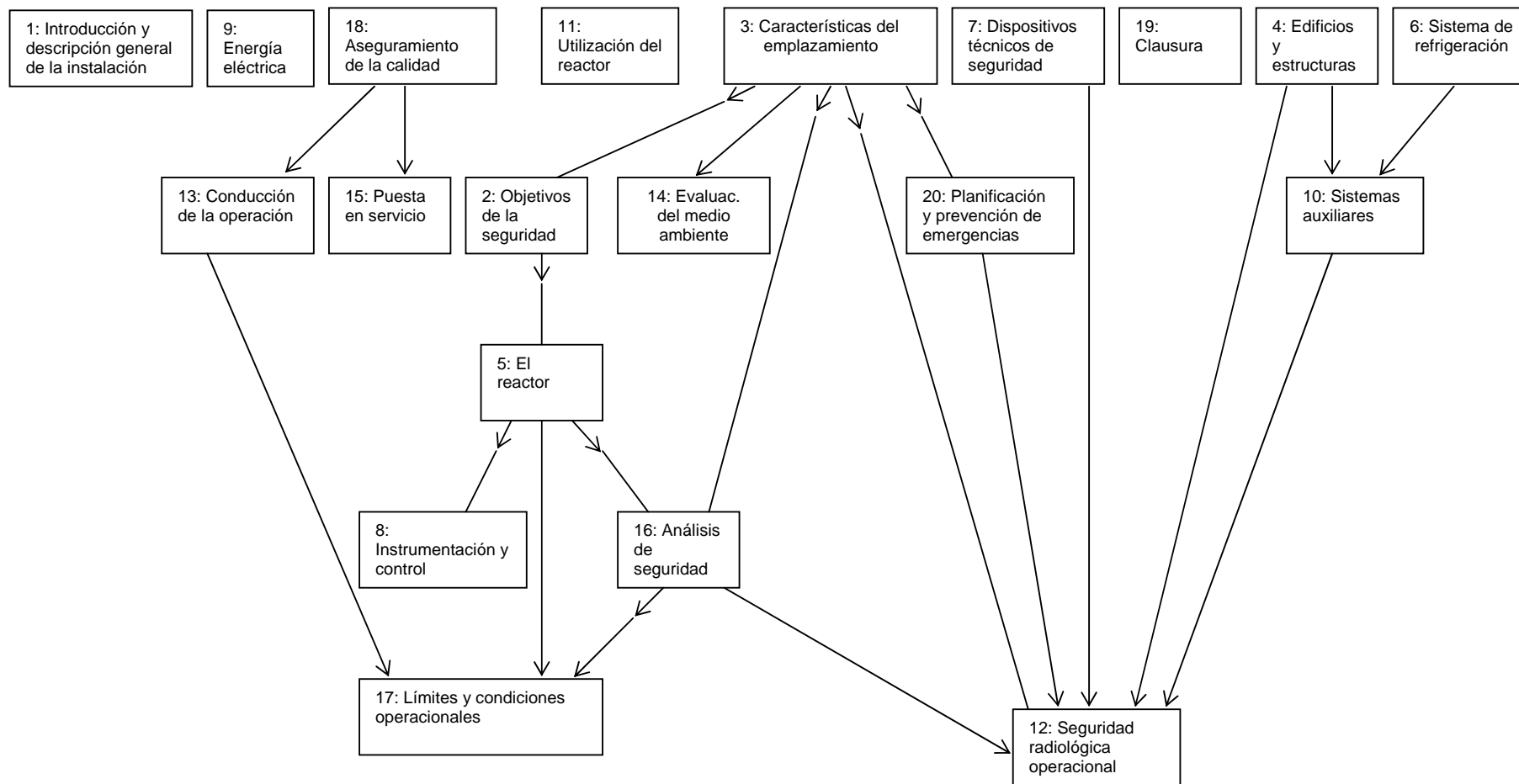
INFORMES DE ANÁLISIS DE SEGURIDAD - IAS

CUADRO 1: COMPARATIVO ENTRE CONTENIDOS DE AMBAS NORMAS NUCLEARES Y EL INFORME DE ANÁLISIS DE SEGURIDAD ACTUAL

Nº	Colección de Seguridad No. 35 (1984)	Nº	Informe de Seguridad RP-10 (Actual)	Nº	Colección de Seguridad No. 35 – G1 (1994)
1	Introducción y descripción general de la instalación	1	Introducción y descripción general de la instalación	1	Introducción y descripción general de la instalación
2	Características del emplazamiento	2	Características del emplazamiento	2	Objetivos de la seguridad y requerimientos de diseño de ingeniería
3	Principios de seguridad y criterios generales de diseño	3	Diseño de estructuras, componentes, equipos y sistemas	3	Características del emplazamiento
4	Edificios y estructuras			4	Edificios y estructuras
5	Reactor	4	El reactor RP-10	5	Reactor
6	Sistema de refrigeración del reactor y sistemas conexos	5	Sistema de refrigeración y sistemas conexos	6	Sistema de refrigeración del reactor y sistemas relacionados
7	Dispositivos o barreras técnicas de seguridad	6	Características de seguridad de diseño	7	Dispositivos técnicos de seguridad
8	Instrumentación y controles	7	Instrumentación y control	8	Instrumentación y control
9	Energía eléctrica	8	Sistemas de energía eléctrica	9	Energía eléctrica
10	Sistemas auxiliares	9	Sistemas auxiliares del reactor	10	Sistemas auxiliares
11	Utilización con fines experimentales	10	Programa de experimentos	11	Utilización del reactor
12	Gestión de desechos radiactivos	11	Gestión de desechos radiactivos	12	Seguridad radiológica operacional
13	Protección radiológica	12	Protección radiológica	13	Conducción de la operación
14	Realización de las operaciones	13	Conducción de las operaciones	14	Evaluación del medio ambiente
15	Puesta en servicio	14	Pruebas y operaciones iniciales	15	Puesta en servicio
16	Análisis de seguridad	15	Análisis de riesgos	16	Análisis de seguridad
17	Especificaciones relativas a la seguridad	16	Especificaciones técnicas	17	Límites y condiciones operacionales
18	Garantía de calidad	17	Garantía de calidad	18	Aseguramiento de la calidad
19	Clausura			19	Clausura
				20	Planificación y prevención de emergencias

Gráfico 1. Relación e interdependencia de los “Informes de Análisis de Seguridad”.

(Según la Colección de Seguridad N° 35 – G1; Versión: 1994)



DESARROLLO DEL SISTEMA DE SEGURIDAD E HIGIENE INDUSTRIAL EN LA DIRECCIÓN GENERAL DE INSTALACIONES

Gayoso C.⁽¹⁾ cgayoso@ipen.gob.pe

(1) Departamento de Garantía de Calidad – IPEN / Lima, Perú

RESUMEN

El Sistema de Seguridad e Higiene Industrial se formuló con la finalidad de documentar las reglas, a partir de su vigencia se espera disminuya los riesgos para el personal y las instalaciones de la Dirección General de Instalaciones.

El Sistema de Seguridad e Higiene Industrial se plasma finalmente en un “Manual de Seguridad e Higiene Industrial”, la misma que se enmarca dentro de lo estipulado en el Art 45° del Reglamento de Seguridad Industrial D.S. 42-F del 22 V 64, entre otros dispositivos legales asociados al Programa de Seguridad Industrial de la Dirección de Seguridad e Higiene Ocupacional del Ministerio de Trabajo, así como el Art 147° del Reglamento de la Ley General de Industrias D.L. 18350.

Evidentemente las normas que diste y considere el sistema ha de reflejar y de mejorarse en forma continua de acuerdo a la experiencia y realidad de cada una de las instalaciones consideradas.

El Sistema de Seguridad e Higiene Industrial de la DGI complementa las medidas establecidas en los Manuales de Protección Radiológica respectivos, en lo que compete a la reducción, atenuación y control de los actos y condiciones inseguras que puedan afectar tanto al personal como a las instalaciones, las mismas que están debidamente clasificadas teniendo en cuenta las actividades típicas que se están ejecutando en los laboratorios, plantas, talleres de mantenimiento, almacenes y demás ambientes a cargo de la DGI.

SISTEMA DE SEGURIDAD E HIGIENE INDUSTRIAL

1. Se determinó la Política a seguir aplicable a todas las Instalaciones.
2. Objetivo: Implantar y mantener el Sistema de Seguridad e Higiene Industrial de manera que:

- Disminuya el mínimo los accidentes de trabajo.
- Maximice los trabajos en condiciones seguras.
- Mejore los ambientes de trabajo sin riesgos para la salud físico - mental del personal, así como de ambientes idóneos y de confort para el mejor desenvolvimiento de tareas, bajo los puntos de control ergonómicos que sean necesarios.
- Minimice los riesgos al personal, que directa o indirectamente, puedan afectar su salud y su seguridad.
- Minimice los daños y las pérdidas en las Instalaciones como consecuencia de los accidentes e incidentes que pudieran ocurrir.

ALCANCE

El sistema establece normas a ser observadas por el personal que labora en las instalaciones o que desarrolle labores temporales en sus instalaciones; en especial aquellas que ejecuten tareas que puedan poner en riesgo su propia integridad física, la del personal en general y de las instalaciones, edificios y equipamiento.

El Diseño del Sistema tiene el siguiente alcance:

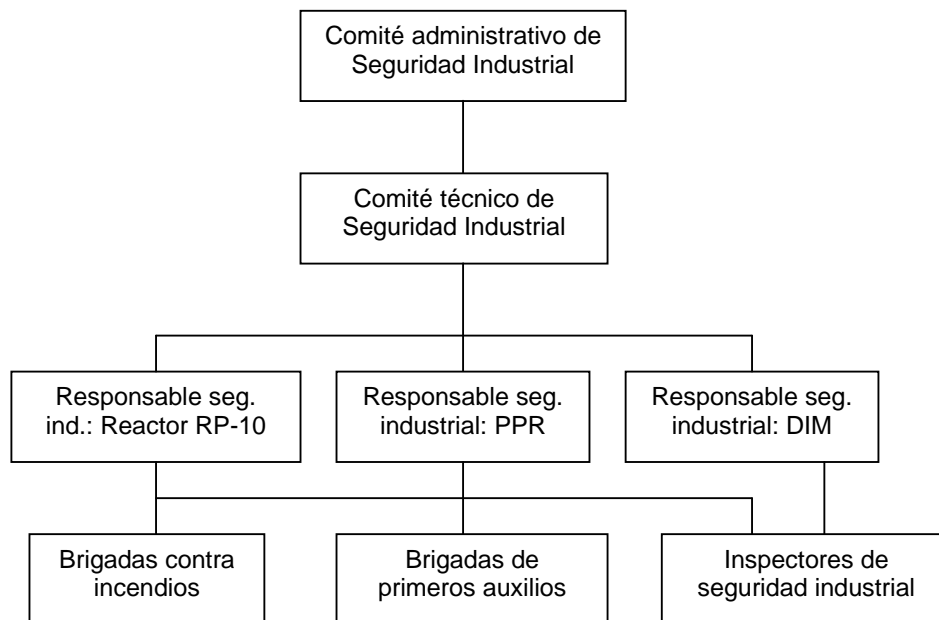
- Edificio del Reactor RP-10.
- Edificio secundario del Reactor RP-10.
- Planta de producción de radioisótopos.
- Edificio de laboratorios auxiliares.

ORGANIZACIÓN DEL SISTEMA DE SEGURIDAD E HIGIENE INDUSTRIAL DE LA DGI

De acuerdo a los lineamientos de la DGI en materia orgánica, se mantendrá la organización ya establecida, actuando la presente como complemento a las funciones y responsabilidades ya definidas en el Manual de Organización y Funciones correspondiente.

Sin embargo, siendo necesaria una clara definición de las responsabilidades administrativas en forma explícita para la implantación del Sistema de Seguridad e Higiene Industrial, la Dirección General de

Instalaciones como ente responsable de la Seguridad en sus instalaciones e infraestructura, establece el siguiente esquema de organización (Art. 46 del D.S. 42 – F del Ministerio de Trabajo):



El Comité Administrativo de Seguridad Industrial, está conformado por:

- El Director General de Instalaciones, quien lo preside.
- El Director de la Planta de Producción de Radioisótopos.
- El Director de Ingeniería de Mantenimiento.
- El Jefe de Departamento de Garantía de Calidad.
- El Jefe de Departamento de Operación.
- El Jefe de Departamento de Mantenimiento RP-10.
- El Jefe de Departamento de Cálculo, Análisis y Seguridad.

El Comité Técnico de Seguridad Industrial de la DGI, está conformado por:

- El Responsable de la Seguridad Industrial del Departamento de Garantía de Calidad.
- El Responsable de la Seguridad Industrial del Departamento de Operación.
- El Responsable de la Seguridad Industrial de la Planta de Producción de Radioisótopos.

- El Responsable de la Seguridad Industrial de la Dirección de Ingeniería de Mantenimiento.
- Un médico en salud ocupacional y enfermedades profesionales, como miembro asesor.

El Manual de Seguridad e Higiene Industrial considera las siguientes medidas:

**PARTE I:
CONTRA CONDICIONES INSEGURAS**

Disposiciones generales de condiciones de seguridad

Capítulo I: Condiciones de ventilación.

Capítulo II: Condiciones de temperatura y humedad.

Capítulo III: Condiciones de protección para trabajos a aire libre.

Capítulo IV: Condiciones de iluminación.

Capítulo V: Condiciones contra ruidos y vibraciones.

Capítulo VI: Condiciones de seguridad en locales y edificios.

Capítulo VII: Condiciones generales de las herramientas.

Capítulo VIII: Condiciones de orden y limpieza.

Capítulo IX: Condiciones de seguridad en máquinas.

Capítulo X: Condiciones de seguridad para sustancias peligrosas.

Capítulo XI: Señalización.

Disposiciones de mantenimiento y reparación

Capítulo I: Condiciones generales de mantenimiento y reparación.

Capítulo II: Trabajos de reparación en máquinas.

Capítulo III: Soldaduras y Cortes.

Capítulo IV: Condiciones para el mantenimiento eléctrico y electrónico

Capítulo V: Condiciones para el mantenimiento mecánico.

Capítulo VI: Condiciones de alzado, conducción, aplilamiento, etc.

Capítulo VII: Condiciones de mantenimiento a compresoras.

Prevención y protección contra incendios

Capítulo I: Condiciones de los edificios e instalaciones.

Capítulo II: Equipos para combatir incendios.

Equipo de protección personal

Capítulo I: Ropa de trabajo, vestidos protectores, mandiles, etc.

Capítulo II: Otras protecciones específicas.

PARTE II: CONTRA ACTOS INSEGUROS

- Del compromiso.
- Condiciones organizacionales contra actos inseguros.
- Condiciones de relación laboral contra actos inseguros.
- Otras condiciones contra actos inseguros.
- Investigación de los accidentes.
- Primeros auxilios.
- Sanciones.
- Capacitación.
- Disposiciones finales.
- Teléfonos de emergencia.

BASE LEGAL

- Reglamento de Seguridad Industrial. D.S. 42-F. Ministerio de Trabajo.
- Reglamento para la apertura de control sanitario de Plantas Industriales. D.S. 29.65.DGS.
- Valores límites permisibles para agentes químicos en el ambiente de trabajo. D.S. 0258-72-SA.

REFERENCIAS

- (1) Grimaldi – Somons. La Seguridad Industrial. Alfa Omega. 2da. Edición, 1991.
- (2) César Ramirez Cavassa. Seguridad Industrial. Un Enfoque Integral. LIMUSA, Noriega Editores. 2da. Edición, 1994.
- (3) NTP 350.043-1. Extintores Portátiles. INDECOPI, 1998.
- (4) NFPA – SAEG. 1er. Sistemas Activos Integrados de Protección contra Incendios. Foro Regional NFPA, Lima 1999.
- (5) DICO SEGURIDAD S.A. Manual de Capacitación sobre Coordinación de Estrategias y Respuestas de Emergencias con Materiales Peligrosos.
- (6) Centro de Desarrollo Industrial – Sociedad Nacional de Industrias. Curso Taller: SEGURIDAD INDUSTRIAL. 1999.

CONTRIBUCIÓN DEL PROYECTO ARCAL XX/OIEA AL MEJORAMIENTO DE LA SEGURIDAD RADIOLÓGICA EN LAS PRÁCTICAS MÉDICAS

Medina E. ⁽¹⁾ medina@ipen.gob.pe

(1) Dirección de Capacitación – IPEN / Lima, Perú

RESUMEN

Los objetivos del Proyecto ARCAL XX: "Directrices para el control de Fuentes de Radiación" (1997-2000) son promover un efectivo control de las fuentes de radiación usadas en medicina, industria e investigación, armonización y actualización de procedimientos existentes dentro de América Latina, adoptando las Normas Básicas Internacionales de Seguridad a fin de evitar exposiciones innecesarias, limitando la probabilidad de ocurrencia de accidentes. Nueve países participan con expertos en el desarrollo de directrices basadas en la experiencia regional. Las directrices contienen Requisitos de Seguridad Radiológica, Guía para solicitar Autorizaciones y Procedimientos de Inspección. En este momento hay directrices en Radioterapia, Medicina Nuclear y Radiología Diagnóstica. La implementación de estas directrices mejorará la efectividad del control regulatorio de las fuentes de radiación en América Latina y la protección radiológica en aspectos de exposición ocupacional, médica, pública y potencial. Este documento presenta la experiencia en el desarrollo de estas directrices y su contribución para la elaboración de regulaciones nacionales en las prácticas médicas.

INTRODUCCIÓN

En 1985, debido a la inquietud de los países del Grupo Andino: Bolivia, Colombia, Ecuador, Perú y Venezuela se da inicio a las actividades de cooperación técnica en materia nuclear en el marco del Programa ARCAL (Acuerdo Regional de Cooperación para la Promoción de la Ciencia y Tecnología Nucleares en América Latina y el Caribe, como se denomina actualmente), con la participación inicial de 10 países de la región.

El Programa ARCAL fue concebido desde sus inicios como un primer paso en el camino de la promoción de la cooperación regional en el

uso pacífico de la energía nuclear, en particular de las aplicaciones nucleares, y sobre esta base, lograr una integración regional que permitiese resolver problemas tecnológicos comunes a los países de la región.

Un importante Proyecto fue el de "Protección Radiológica" (ARCAL I), el cual se llevó a cabo entre 1985 y 1993. Aquí se determinaron las necesidades inmediatas de protección radiológica en la región y se mejoró, en parte, las condiciones de protección radiológica existentes en las instalaciones, adicionalmente se desarrollaron actividades regulatorias.

Los Coordinadores del Proyecto ARCAL I diseñaron los siguientes 2 proyectos que serían una continuación de éste. Tal es así que se desarrolla el Proyecto ARCAL XVII (1994 – 1996) denominado "Estructura Normativa y Organización Regulatoria", con el objetivo de promover la adopción de una norma básica de protección radiológica desarrollada sobre la base de las últimas recomendaciones internacionales en el tema y promover el desarrollo de estructuras regulatorias que permitan cumplir las funciones esenciales de su misión.

Desde 1997 y por un período de 4 años se desarrolla el Proyecto ARCAL XX: "Directrices para el Control de Fuentes de Radiación" con el objetivo de promover un desarrollo armónico en la región a fin de garantizar un efectivo control de las fuentes de radiación para evitar exposiciones innecesarias y limitar las posibilidades de accidentes, adoptando las nuevas orientaciones de las Normas Básicas Internacionales de Seguridad [1].

EL PROYECTO ARCAL Y LOS RESULTADOS ESPERADOS

A diferencia de los anteriores proyectos, en ARCAL XX solamente participan los países que cuentan con la infraestructura básica necesaria para llevar a cabo el control de fuentes de radiación, tal como: Autoridad

competente establecida, reglamentos y normativas básicas, inventario de fuentes de radiación, programa de licenciamiento e inspección de instalaciones, programa de emergencias radiológicas, servicios esenciales en protección radiológica (monitoreo ambiental, dosimetría personal y ocupacional, etc.) y actividades de capacitación en seguridad radiológica. Estos países son: Argentina, Brasil, Chile, Cuba, Ecuador, México, Perú, Uruguay y Venezuela.

Los resultados esperados para el cumplimiento del objetivo principal del proyecto son:

- a) Evaluación de la eficacia de los sistemas regulatorios,
- b) Armonización y actualización de criterios de autorización e inspección en aplicaciones médicas, industriales y de investigación,
- c) Difusión de información sobre seguridad radiológica.

A partir de ello se obtendrá lo siguiente:

- a) Evaluación de los Sistemas de Control de Fuentes de Radiación Ionizante a través de Indicadores de Desempeño.
- b) Elaboración de "Guías Regulatorias de Seguridad Radiológica", las cuales contendrán:
 - i) Requisitos de seguridad radiológica.
 - ii) Guía para solicitar autorización.
 - iii) Procedimiento para la realización de inspecciones.
- c) Divulgación en INTERNET de las actividades más importantes realizadas en el marco de ARCAL y del Organismo Internacional de Energía Atómica en el campo de la protección radiológica en la región.
- d) Publicación del Boletín ARCAL sobre protección radiológica [2].

ACTIVIDADES REALIZADAS

A fin de planificar y evaluar las actividades de ARCAL se establecieron las Reuniones de Coordinadores de Proyecto, las cuales se han llevado a cabo en Caracas, Venezuela (1997), Goiania, Brasil (1997), La Habana, Cuba (1998) y Bariloche, Argentina (1999), hasta el momento.

El mecanismo establecido permitió que cada país se encargue, por lo menos, de coordinar una actividad. Para elaborar los documentos, los expertos de un país elaboraron un primer borrador tomando en cuenta su experiencia en

el tema y los aportes de los demás países. Posteriormente este documento es remitido a todos los países para opinión y en reuniones de expertos del mismo tema se concluye una versión que es nuevamente remitida a los países. Seguidamente un Comité de Revisión se encarga de revisar la redacción de los documentos y homogeneizar el rigor técnico y los términos empleados. Este Comité está integrado por los Coordinadores de Proyecto de Argentina, Cuba, México, Perú y Venezuela. Finalmente el documento es sometido a aprobación en la Reunión de Coordinadores de Proyecto.

De esta forma se han elaborado los siguientes documentos:

- [1] Instrucciones para la elaboración de documentos.
- [2] Manual del Inspector.
- [3] Evaluación de los Sistemas de Control de Fuentes de Radiación a través de Indicadores de Desempeño.
- [4] Guía práctica para la rápida identificación de fuentes radiactivas y equipos que las contienen.
- [5] Guías Regulatorias de Seguridad Radiológica para las prácticas de:
 1. Radiografía industrial.
 2. Radioterapia
 3. Medicina nuclear.
 4. Radiodiagnóstico médico.
 5. Irradiación gamma.
 6. Prospección petrolera.
 7. Aplicaciones industriales de fuentes no selladas.

Otras actividades desarrolladas son la página Web del Proyecto: www.arcalxx.org.pe y la edición del Boletín ARCAL "Protección Radiológica", el cual se edita desde 1991 y hasta la fecha se han distribuido 61000 ejemplares a más de 40 países en forma gratuita.

Al finalizar este Proyecto el Organismo Internacional de Energía Atómica habrá invertido mas US\$ 400 000 para llevar a cabo todas las actividades programadas, y los países habrán contribuido con expertos y el apoyo logístico interno para llevar a cabo las actividades [2][3][4].

DOCUMENTOS PARA LAS PRÁCTICAS MÉDICAS

Las Guías Regulatorias de Seguridad Radiológica para las prácticas de Radioterapia

(Teleterapia y Braquiterapia), Medicina nuclear y Radiodiagnóstico médico han sido preparadas por separado. Estas a su vez contienen los siguientes documentos:

Requisitos de Seguridad Radiológica.- Aquí se establecen los aspectos técnicos que se deben cumplir en cada práctica, como son:

- [1] Requisitos administrativos: Autorización Institucional, Autorizaciones y Acreditaciones Personales, Entidades de servicio, Renovación de autorizaciones, Suspensión o revocación de autorizaciones, Cese en el uso de fuentes de radiación ionizante, comercialización e importación de fuentes de radiación ionizante.
- [2] Requisitos de protección radiológica.
- [3] Requisitos de dirección y organización: Personal y capacitación.
- [4] Seguridad radiológica de las instalaciones: Requisitos de diseño de fuentes y/o equipos, Diseño de ambientes del servicio, requisitos operacionales.
- [5] Exposición ocupacional: Responsabilidades y condiciones de servicio, Clasificación de zonas de trabajo, Dosimetría personal, Vigilancia radiológica de las zonas de trabajo, Dispositivos de protección radiológica, Investigación y seguimiento. Registros.
- [6] Exposición médica: Responsabilidades, Justificación, Optimización, Calibración, Dosimetría clínica y garantía de calidad, Investigación en exposiciones médicas accidentales y registros.
- [7] Exposición del público: Responsabilidades, Control de visitantes y Vigilancia radiológica de la exposición del público.
- [8] Exposición potencial.

Adicionalmente se prepararon Anexos sobre: Dotación y requisitos de personal, Contenido típico de un Programa del Curso de Seguridad Radiológica, Responsabilidades del personal, Contenido de un programa típico de seguridad radiológica y garantía de calidad, Comité de seguridad radiológica y garantía de calidad, Contenido de un informe de levantamiento radiométrico, Niveles orientativos, Control de Calidad: pruebas mínimas, frecuencia y requisitos de desempeño.

Guía para solicitar autorización.- Aquí se detallan los aspectos técnicos y procedimiento a seguir por los usuarios de radiación ionizante ante la Autoridad Reguladora para obtener las Autorizaciones Personales o Institucionales (construcción u operación). También se establece el procedimiento a

seguir por las entidades de servicio y cuando cesa la operación de una instalación.

Procedimiento para la realización de inspecciones.- Se presentan las listas de chequeo que deben ser utilizadas por el Inspector de la Autoridad Reguladora. Hay listas de chequeo para cada práctica y a su vez para las diferentes modalidades, por ejemplo se ha preparado listas de chequeo en radiodiagnóstico médico para radiografía convencional, mamografía, fluoroscopia y tomografía computarizada, incluyéndose la radiología intervencionista.

Las Guías Regulatoras contienen también: Introducción, Glosario, Referencias y Lista de Participantes. Los demás documentos son también de gran utilidad para estas prácticas. Por ejemplo, la Guía para una rápida identificación de fuentes radiactivas y equipos que las contienen será utilizada cuando se presenten emergencias, ya que mediante este documento se puede identificar de que fuente y/o equipo se trata, y se podrá conocer sus características principales a fin de facilitar la labor de recuperación.

IMPORTANCIA DEL PROYECTO

Los documentos elaborados en el Proyecto están permitiendo actualizar los procedimientos y en especial las Normas de las Autoridades Regulatoras ya que éstos son tomados como referencia principal. Adicionalmente se ha tomado en cuenta los documentos que se vienen elaborando en el OIEA e inclusive algunos expertos de la región participan en la elaboración de éstos documentos. Por otra parte, los documentos de ARCAL han sido presentados a otros Proyectos Regionales (AFRA y RCA) como un ejemplo a seguir.

Estos documentos están permitiendo un mejoramiento de las condiciones de seguridad radiológica de las prácticas y en especial se está abordando el tema de las exposiciones médicas con lo cual se logra proteger al paciente adecuadamente. Adicionalmente, se ha tomado en cuenta la experiencia de los países y se está logrando un consenso en su aplicación debido a las características de la región en donde se comparte, además del idioma, muchas características comunes.

Se espera capacitar a personal de las Autoridades Regulatoras de la región

mediante cursos y entrenamientos en otro Proyecto que será consecuencia de ARCAL XX.

REFERENCIAS

[1] MEDINA GIRONZINI, E. "Integración Regional a través de ARCAL". Symposium on Globalization of Nuclear Activities. Río de Janeiro, Brasil, 15-18 junio 1997.

[2] PROYECTO RLA/9/028 (ARCAL XX). "Informe de la Cuarta Reunión de Coordinadores de Proyecto". Bariloche, Argentina, 1-5 noviembre 1999.

[3] PROYECTO RLA/9/028 (ARCAL XX). "Informe de la Tercera Reunión de Coordinadores de Proyecto". La Habana, Cuba, 14-22 octubre 1998.

[4] PROYECTO RLA/9/028 (ARCAL XX). "Informe de la Segunda Reunión de Coordinadores de Proyecto". Goiania, Brasil, 27-31 octubre 1997.

APLICACIÓN EN EL PERÚ DE LOS DOCUMENTOS DEL PROYECTO ARCAL XX PARA EL CONTROL EN RADIOGRAFÍA INDUSTRIAL

Medina E.⁽¹⁾ medina@ipen.gob.pe

(1) Oficina Técnica de la Autoridad Nacional

RESUMEN

Mediante el Proyecto ARCAL XX: "Directrices para el control de fuentes de radiación" (1997-2000) se elaboraron diversos documentos, producto de la experiencia regional, que son de utilidad para las Autoridades Reguladoras y para los usuarios de radiación ionizante. Algunos de estos documentos son las Guías Reguladoras de Seguridad Radiológica que contienen Requisitos de Seguridad Radiológica, Guía para solicitar Autorización y Procedimiento para realizar Inspecciones.

En el Perú la Autoridad Reguladora (Instituto Peruano de Energía Nuclear), además de participar en las actividades del Proyecto, ha tomado en cuenta los documentos elaborados, como es el caso de la Guía Reguladora de Seguridad Radiológica para la Práctica de Radiografía Industrial, la cual fue de utilidad para reestructurar los formatos de inspección a instalaciones fijas y con equipos móviles, al utilizarse el mismo formato elaborado en el Proyecto, mejorándose así el control de las 19 empresas que trabajan en este rubro. Además, se elaboró la norma nacional: IR.001.2001 "Requisitos de Seguridad Radiológica en Radiografía Industrial", tomando en cuenta el documento de ARCAL.

En este trabajo se presentan los detalles de la norma elaborada y la experiencia adquirida en la aplicación de los documentos de ARCAL XX para mejorar el control en la práctica de radiografía industrial.

Key Words: ARCAL, IPEN, normas, radiografía industrial, Perú.

1. INTRODUCCIÓN

En 1985, debido a la inquietud de los países del Grupo Andino: Bolivia, Colombia, Ecuador, Perú y Venezuela se da inicio a las actividades de cooperación técnica en materia nuclear en el marco del Programa ARCAL (Acuerdo Regional de Cooperación para la Promoción de la Ciencia y Tecnología

Nucleares en América Latina y el Caribe, como se denomina actualmente).

Este programa fue concebido como un primer paso en la promoción de la cooperación regional en el uso pacífico de la energía nuclear, y sobre esta base, lograr una integración regional que permitiese resolver problemas tecnológicos comunes.

En Protección Radiológica se desarrolló el Proyecto: ARCAL I, ejecutado entre 1985 y 1993, donde se determinaron las necesidades inmediatas en la región y se mejoró, en parte, las condiciones existentes. Los Coordinadores de este proyecto diseñaron los siguientes 2 Proyectos: ARCAL XVII (1994-1996) denominado "Estructura Normativa y Organización Regulatoria" y ARCAL XX bajo el nombre: "Directrices para el Control de Fuentes de Radiación" (1997-2000) [1].

El objetivo general del Proyecto ARCAL XX fue promover el desarrollo armónico en la región con el fin de garantizar el control efectivo de las fuentes de radiación, evitar exposiciones innecesarias y reducir la posibilidad de accidentes, adoptando las recomendaciones de las Normas Básicas Internacionales de Seguridad [2].

Uno de los objetivos específicos estuvo relacionado con la elaboración de Guías Reguladoras de Seguridad Radiológica a fin de armonizar y actualizar los criterios para la autorización e inspección en la aplicación de las radiaciones en la industria, la medicina y la investigación.

Un ejemplo del cumplimiento de este objetivo fue la elaboración de la Guía Reguladora de Seguridad Radiológica para la Práctica de Radiografía Industrial, la cual toma en cuenta la experiencia regional en el control de esta práctica.

En el Perú, el Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN) es la Autoridad Reguladora, entidad que ha venido participando, desde 1985, en las diferentes actividades que se han desarrollado en ARCAL, y en especial en el Proyecto ARCAL XX, ya que está tomando en

cuenta los documentos elaborados en el mismo a fin de mejorar el control de las diferentes prácticas.

2. EL PROYECTO ARCAL XX

En el Proyecto ARCAL XX solamente participaron los países que contaban con la infraestructura básica necesaria para llevar a cabo el control de fuentes de radiación, tal como: Autoridad reguladora establecida, Reglamentos y normas básicas, Inventario de fuentes de radiación, Programas de autorización e inspección de instalaciones, Programa de emergencias radiológicas, servicios esenciales en protección radiológica (monitoreo ambiental, dosimetría personal y ocupacional, etc.) y actividades de capacitación en seguridad radiológica. Estos países fueron: Argentina, Brasil, Chile, Cuba, Ecuador, México, Perú, Uruguay y Venezuela.

Los objetivos específicos fueron:

- a) Evaluación de la eficacia de los sistemas regulatorios.
- b) Armonización y actualización de criterios de autorización e inspección en aplicaciones médicas, industriales y de investigación.
- c) Difusión de información sobre seguridad radiológica.

A partir de ello se obtendrían los siguientes resultados:

- a) Evaluación de los sistemas de control de fuentes de radiación ionizante a través de indicadores de desempeño.
- b) Elaboración de guías reguladoras de seguridad radiológica, las cuales contienen:
 - i) Requisitos de seguridad radiológica.
 - ii) Guía para solicitar autorización.
 - iii) Procedimiento para la realización de inspecciones.
- c) Divulgación en INTERNET de las actividades más importantes realizadas en el marco de ARCAL y del Organismo Internacional de Energía Atómica en el campo de la protección radiológica en la región.
- d) Publicación del Boletín ARCAL sobre protección radiológica [3].

Los Coordinadores de Proyecto se reunieron periódicamente para hacer un seguimiento a las actividades planificadas y realizar las correcciones a que hubiera lugar. Se estableció un mecanismo que permitió que cada país se encargue, por lo menos, de

coordinar una actividad. Para preparar los documentos, los expertos de un país elaboraron un primer borrador tomando en cuenta su experiencia en el tema y los aportes de los demás países. Posteriormente este documento fue remitido a todos los demás países para opinión y en reuniones de expertos del mismo tema se concluye una versión que es nuevamente remitida a los países. Un comité de revisión se encargó de revisar la redacción de los documentos preparados y homogeneizar el rigor técnico y los términos empleados. Este comité estuvo conformado por los Coordinadores de Proyecto de Argentina, Cuba, México, Perú y Venezuela. Luego de este paso, el documento es sometido a aprobación en la Reunión de Coordinadores de Proyecto.

De esta forma se ha cumplido con los objetivos del Proyecto, al elaborarse los siguientes documentos:

- a) Evaluación de los sistemas de control de fuentes de radiación a través de indicadores de desempeño,
- b) Manual del inspector
- c) Guías reguladoras de seguridad radiológica para las prácticas de:
 - Radiografía industrial.
 - Radioterapia.
 - Medicina nuclear.
 - Radiodiagnóstico médico.
 - Irradiación gamma.
 - Prospección petrolera.
- d) Guía práctica para la rápida identificación de fuentes radiactivas y equipos que las contienen.

Otras actividades desarrolladas son la página Web del Proyecto: www.arcalxx.org.pe y la edición del Boletín ARCAL "Protección Radiológica", el cual se edita desde 1991 y hasta la fecha se han distribuido 63000 ejemplares a más de 40 países.

El OIEA contribuyó con el aporte económico necesario y los países de la región con expertos y el apoyo logístico interno para llevar a cabo las actividades.

3. EL INSTITUTO PERUANO DE ENERGÍA NUCLEAR

El Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN) desde su creación en 1975 se ha encargado de la promoción de la energía

nuclear y del control de las radiaciones ionizantes en el país. El control se ha iniciado mediante dispositivos legales y la puesta en vigencia de los Reglamentos de Protección Radiológica que se mejoraron en el tiempo (1980, 1989, 1997).

Ambas funciones se vienen realizando sin inconvenientes y para un mejor desarrollo, desde 1991 las funciones de control de las instalaciones nucleares, radiactivas y de rayos X se llevan a cabo a través de la Oficina Técnica de la Autoridad Nacional (OTAN), la cual depende jerárquicamente de la Presidencia de la institución y físicamente se encuentra separada de las instalaciones del IPEN.

El Reglamento de Seguridad Radiológica que fue aprobado en 1997 tomó en cuenta la experiencia adquirida en el tema a nivel nacional e internacional. Se destaca la utilización de la documentación generada en el Proyecto ARCAL XVII.

El objeto de este Reglamento es establecer los requisitos fundamentales para la protección contra la exposición a la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación que causan dicha exposición [4] y a partir del mismo se pueden emitir normas específicas para un mejor control.

El IPEN también lleva a cabo el control mediante la emisión de autorizaciones (licencias) a instalaciones y personas que trabajan con radiaciones, realiza inspecciones e incluso puede sancionar a quienes incumplen con la reglamentación vigente.

4. CONTROL EN RADIOGRAFÍA INDUSTRIAL

La radiografía industrial se empezó a utilizar en el país en los últimos años de la década de los 70. En los últimos años se ha incrementado la cantidad de empresas que trabajan con material radiactivo y/o rayos X en esta modalidad de ensayos no destructivos. Actualmente hay 19 empresas, de las cuales el 74% utiliza Iridio 192 en 43 equipos de diversas marcas. El 26% restante utiliza 10 equipos de rayos X. Casi todas las empresas utilizan equipos móviles.

Estas empresas requieren contar con la Licencia de Instalación antes de iniciar su trabajo. Esta licencia debe ser revalidada anualmente. Las personas que operan los

equipos también requieren de una licencia individual que es válida por 2 años.

El IPEN realiza inspecciones a las empresas, principalmente en el lugar donde almacenan los equipos con las fuentes. Son menos frecuentes las inspecciones en los lugares de trabajo debido a diversas razones (lejanía del lugar, disponibilidad de inspectores, presupuesto, etc.). Hasta hace unos años, no se contaba con un formato de inspección específico.

Por tratarse de una práctica relevante desde el punto de vista de la seguridad radiológica, los requerimientos de control exigidos a estas empresas siempre han sido exigentes, pero básicamente desde el punto de vista documental. En sus inicios se implementaron exigencias que tomaron en cuenta modelos de otras Autoridades Reguladoras. Sin embargo la experiencia en el tema fue mejorando los sistemas de control, sin llegar a un mecanismo óptimo.

Basándose en una norma vigente sobre Control de Radiaciones, las empresas de esta naturaleza requieren ser inspeccionadas al menos una vez al año.

5. UTILIZACIÓN DE LOS DOCUMENTOS DE ARCAL XX

La Guía Reguladora de Seguridad Radiológica fue uno de los primeros documentos que se empezó a preparar en el Proyecto ARCAL XX. Este documento fue elaborado por los expertos de la región que se reunieron en Brasil en 2 oportunidades (agosto de 1997 y febrero de 1998). Posteriormente fue revisado por el Comité de Revisión y en 3 oportunidades fue tratado en Reunión de Coordinadores de Proyecto. Su aprobación se realizó en 1999.

Debido a ello, este documento fue tomado de manera parcial en el IPEN, tal es así que en 1999 se empieza a utilizar experimentalmente la lista de verificación para equipos móviles elaborada en ARCAL, la cual posteriormente es corregida en algunos puntos, adaptándola a la realidad del país.

Mediante el empleo de esta lista de verificación se ha podido mejorar sustancialmente el control en esta práctica ya que las inspecciones son más minuciosas y se consigue una mejor y mayor información de cada instalación.

En el año 2000 se decide elaborar la norma nacional "Requisitos de Seguridad Radiológica en Radiografía Industrial", la cual toma en cuenta como referencia principal, la "Guía Reguladora de Seguridad Radiológica para la Práctica de Radiografía Industrial" de ARCAL XX.

La norma nacional establece los requisitos específicos de seguridad radiológica que se deben cumplir en esta práctica y se aplica al uso de fuentes gamma y/o rayos X.

Los aspectos más importantes que contiene esta norma nacional son los siguientes:

- **Requerimientos generales.** Aquí se definen las actividades de esta práctica que requieren Licencia o Autorización y se establece que personas requieren licencia individual. Se establecen requerimientos para la renovación de las autorizaciones o licencias, para las entidades de servicio, para la suspensión del trabajo con radiaciones, para la venta, alquiler, préstamo o donación de fuentes y para la comercialización e importación de fuentes de radiación ionizante.
- **Requisitos para la organización.** Se define la organización mínima que debe existir y los requisitos que deben cumplir el personal de la instalación y la capacitación requerida.
- **Seguridad radiológica de las fuentes de radiografía industrial.** Diseño de equipos de gammagrafía y de rayos X. Diseño de instalación fija. Almacenamiento de fuentes y equipos.
- **Operación.** En esta parte se establecen los requisitos operacionales mencionando en detalle lo que debe existir en instalaciones fijas, con equipos móviles y durante el transporte de fuentes radiactivas.
- **Exposición ocupacional:** Clasificación de zonas de trabajo. Dosimetría personal y dosis ocupacional. Vigilancia radiológica de zonas de trabajo. Dispositivos de protección radiológica. Investigación y seguimiento.
- **Exposición del público.**
- **Exposición potencial.** Evaluación de seguridad. Garantía de calidad, donde se detallan los registros y procedimientos que deben existir en toda instalación. Mantenimiento. Seguridad física de las fuentes.

- **Emergencias.** Se establece la obligatoriedad de contar con un Plan de Emergencia donde se identifiquen los posibles accidentes y los procedimientos a seguir en caso de que ocurran, principalmente.
- **Sanciones.** El incumplimiento de lo establecido en la norma como al Reglamento de Seguridad Radiológica puede dar lugar a la sanciones establecidas en el Reglamento de Sanciones establecido por el IPEN.

Esta norma contiene Anexos sobre: Funciones a cumplir en la organización. Temario del curso teórico práctico de seguridad radiológica en radiografía industrial. Programa del curso de actualización.

En alguna de las etapas de la elaboración de esta norma también se ha tomado en cuenta la opinión de las empresas que trabajan en radiografía industrial en el país.

Esta norma está en la etapa de aprobación, pero los criterios que se han establecido en la misma ya se están tomando en cuenta para el control en esta práctica, y adicionalmente a ello se realiza un seguimiento permanente a las empresas ya que cada vez que trasladan un equipo dentro del país deben reportar al IPEN por fax o cualquier otro medio.

6. CONCLUSIONES

La Guía Reguladora de Seguridad Radiológica para la Práctica de Radiografía Industrial elaborada en el Proyecto ARCAL XX se ha utilizado en la elaboración de la norma nacional "Requisitos de Seguridad Radiológica en Radiografía Industrial" (IR.001.2001), tomándose en cuenta los aspectos técnicos de este documentos que son perfectamente aplicables.

Con esta norma se ha iniciado la etapa de elaboración y/o revisión de las normas existentes en el país, tomando en cuenta las Guías Reguladoras del Proyecto ARCAL XX. Tal es así que para el año 2001 además se estarían aprobando las normas correspondientes para otras prácticas como son Teleterapia, Braquiterapia y Medicina Nuclear, principalmente.

Los documentos elaborados en ARCAL son de gran utilidad para el mejoramiento de la actividad reguladora en el Perú.

7. REFERENCIAS

- [1] Medina Gironzini, E. "Radiation Protection in Latin America". International Conference on Radiation Protection and Medicine. Montpellier, 28-30 June, 1995.
- [2] Organismo Internacional de Energía Atómica. Normas básicas internacionales de seguridad para la protección contra la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación. Colección de Seguridad No. 115. OIEA, Viena (1997).
- [3] ARCAL XX. Informe de la Reunión Final de Coordinadores del Proyecto ARCAL XX. Quito, 27 de noviembre al 8 de diciembre, 2000.
- [4] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Reglamento de Seguridad Radiológica. Decreto Supremo Nro. 009-97-EM. Lima (1997).

EMERGENCIAS RADIOLÓGICAS Y EL ROL DEL PROYECTO ARCAL

Medina M.⁽¹⁾ medina@ipen.gob.pe

(1) Dirección de Capacitación – IPEN / Lima, Perú

RESUMEN

Los países de América Latina han emprendido diferentes programas de desarrollo nuclear, pero al mismo tiempo han hecho grandes esfuerzos por fortalecer la protección radiológica. Desde 1985 el desarrollo de las actividades en este campo ejecutadas con la cooperación técnica del OIEA (Organismo Internacional de Energía Atómica) a través del Programa ARCAL (Arreglos Regionales Cooperativos para la Promoción de la Ciencia y Tecnología Nuclear en América Latina) han permitido obtener resultados satisfactorios.

El Programa ARCAL se inicia con 10 países y 9 Proyectos, siendo uno de los más importantes el de "Protección Radiológica" (ARCAL I) el cual tuvo 2 etapas: 1985-1990 y 1991-1993. Una continuación fue ARCAL XVII (1994-1996) denominado "Estructura Normativa y Organización Regulatoria", donde participaron 18 países, y actualmente se está desarrollando el denominado Proyecto ARCAL XX: "Directrices para el control de fuentes de radiación".

Los proyectos ARCAL I y XVII han contribuido grandemente a mejorar la protección radiológica en la región a través de la realización de numerosas actividades tales como cursos nacionales y regionales, seminarios, talleres, reuniones de expertos, entrenamientos, misiones de expertos, suministro de equipos, congresos regionales, Boletín ARCAL "Protección Radiológica", etc.

El tema de las emergencias radiológicas ha sido prioritario en los diferentes proyectos, sobretudo en ARCAL I cuando en 1991 se desarrolló el primer curso regional con participantes de 10 países y profesores de la región. Este fue de gran utilidad para un mayor intercambio de experiencias, para el entrenamiento de personal con la colaboración de países con mayor experiencia y para capacitar personal a través de cursos nacionales.

INTRODUCCIÓN

Desde hace varios años los países de la región latinoamericana han emprendido sus propios programas de desarrollo nuclear, pero también han realizado grandes esfuerzos por controlar adecuadamente las diferentes aplicaciones de las radiaciones ionizantes, fortaleciendo así sus programas de protección radiológica.

El desarrollo en protección radiológica se ha venido efectuando en base a necesidades nacionales y recurriendo en gran medida a la ayuda brindada por el OIEA y por otras fuentes de cooperación técnica, lo cual originó un desarrollo desigual en la región.

Cada país tenía conocimiento de los avances que había en los países desarrollados, pero no sabían lo que había en los países de la región, salvo en aquellos casos en los cuales existía algún tipo de colaboración o acuerdos binacionales en protección radiológica.

La necesidad de lograr un desarrollo regional armónico en el campo nuclear y sobretudo en protección radiológica, así como utilizar adecuadamente los recursos económicos de la cooperación técnica internacional, dio lugar a la creación del Programa ARCAL el cual ha permitido realizar actividades de interés común en la región latinoamericana, sobretudo en el tema de las emergencias radiológicas.

EL PROGRAMA ARCAL

La inquietud de 5 países del Grupo Andino: Bolivia, Colombia, Ecuador, Perú y Venezuela surgida en 1981, originó la creación del Programa ARCAL (Arreglos Regionales Cooperativos para la Promoción de la Ciencia y Tecnología Nuclear en América Latina) en 1984, dándose inicio a la realización de actividades de cooperación técnica en materia nuclear con la participación inicial de 10 países

de América latina.

El Programa ARCAL fue concebido desde sus inicios como un primer paso en el camino de la promoción de la cooperación regional en el uso pacífico de la energía nuclear, en particular de las aplicaciones nucleares, y sobre esta base, lograr una integración regional que permitiese resolver problemas tecnológicos comunes a los países de la región latinoamericana.

Este programa se inicia formalmente en 1985 con 9 proyectos bajo los auspicios del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), siendo el de "Protección Radiológica" (ARCAL I), el que tuvo una de las más altas prioridades.

El proyecto ARCAL I se desarrolló en 2 fases, la primera de 1985 a 1990 y la segunda de 1991 a 1993. En 1994 se inicia una nueva versión denominada ARCAL XVII: "Estructura Normativa y Organización Regulatoria", el cual tuvo una duración de 3 años. Inmediatamente después y como consecuencia de este proceso evolutivo dentro del campo de la protección radiológica, se inicia en 1997 el proyecto ARCAL XX: "Directrices para el control de fuentes de radiación".

OBJETIVOS DE ARCAL EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

Los objetivos de la primera fase del proyecto ARCAL I fueron básicamente determinar las necesidades inmediatas de protección radiológica en la región. Adicionalmente se planteaba la necesidad de perfeccionar las prácticas de protección radiológica dándole prioridad a la evaluación de las condiciones de seguridad existentes en las instalaciones médicas a fin de adoptar las acciones inmediatas que puedan requerirse y armonizar las medidas de protección radiológica en estas instalaciones de conformidad con una norma lo suficientemente apropiada. La segunda fase de este proyecto dio prioridad a los aspectos regulatorios.

El Proyecto ARCAL XVII tuvo 2 objetivos principales: 1) Promover la adopción de una norma básica de protección radiológica desarrollada sobre la base de las últimas recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (CIPR) y de las Normas Básicas Internacionales de Seguridad, y 2) Promover el desarrollo de estructuras

regulatorias que permitan cumplir las funciones esenciales de su misión.

El actual proyecto ARCAL XX tiene el objetivo de promover un desarrollo armónico en la región a fin de garantizar un efectivo control de las fuentes de radiación para evitar exposiciones innecesarias y limitar las posibilidades de accidentes, adoptando las nuevas orientaciones de las Normas Básicas Internacionales de Seguridad.

INTEGRANTES DEL PROGRAMA ARCAL

Actualmente participan 19 países en las diferentes actividades de ARCAL. Estos se han integrado al Programa en las siguientes fechas: 1984: Argentina, Bolivia, Brasil, Chile, Colombia, Ecuador, Paraguay, Perú, Uruguay, Venezuela

1985: Guatemala

1986: Costa Rica

1987: Cuba, Panamá

1988: México

1990: Jamaica

1991: República Dominicana

1994: Nicaragua

1995: El Salvador

Haití es el único país que es miembro del OIEA y no participa en ARCAL.

ACTIVIDADES DESARROLLADAS

Los proyectos ARCAL I y ARCAL XVII han significado una gran ayuda tanto para la formación de personal en protección radiológica como para la actualización permanente de los diversos especialistas.

Casi todas las actividades han contado con el auspicio del OIEA, ya que algunas han tenido el apoyo de la Organización Panamericana de la Salud (OPS). Igualmente se ha contado con algunas contribuciones económicas de países desarrollados como es el caso de Francia y Alemania para el desarrollo de ambos proyectos en general, aunque también se debe destacar el aporte tanto en dinero como en expertos de algunos países de la región.

Para planificar adecuadamente las actividades de ARCAL se estableció un sistema de coordinadores de proyecto quienes en reuniones periódicas analizaron los temas de interés común, elaboraron programas de

trabajo y verificaron la implementación de los proyectos.

En ambos proyectos se han desarrollado las siguientes actividades:

- 9 Reuniones de Coordinadores de Proyecto.
- 13 Talleres Regionales para analizar temas específicos sobre protección radiológica en la práctica médica, criterios técnicos para servicios de dosimetría individual, fuentes radiactivas de uso médico e industrial en desuso, dosimetría citogenética, etc.
- 21 Cursos Regionales de Entrenamiento sobre protección radiológica en la práctica médica, en radiodiagnóstico, emergencias radiológicas, seguridad y aspectos regulatorios de fuentes de radiación, medición de muestras ambientales, dosimetría clínica, etc.
- 5 Seminarios Regionales sobre tratamiento de personas sobre-expuestas, control de calidad en radioterapia, aplicación de las nuevas recomendaciones de la CIPR, etc.
- 8 Cursos de Post-Grado en Protección Radiológica y Seguridad Nuclear efectuados en Buenos Aires durante 9 meses y con 197 profesionales capacitados de 18 países de América latina.
- 16 Ediciones del BOLETIN ARCAL "Protección Radiológica" con 50000 ejemplares distribuidos en 40 países.
- 3 Congresos Regionales sobre Seguridad Radiológica y Nuclear (Buenos Aires, Zacatecas y Cusco), donde se presentaron 453 trabajos técnicos y han participado alrededor de 900 especialistas de la región.
- 5 Reuniones de Expertos para elaborar documentos técnicos.
- 200 Libros: "Protección Radiológica en América Latina y el Caribe", Volumen I y II, con 224 trabajos técnicos presentados al 3er. Congreso Regional sobre Seguridad Radiológica y Nuclear (Cusco, octubre 1995).

Edición de numerosos documentos técnicos preparados en las diferentes reuniones de trabajo.

Adicionalmente se han efectuado Intercomparaciones sobre dosimetría personal y dosimetría citogenética, y trabajos de investigación coordinados sobre exposiciones anormales en gammagrafía industrial, niveles de intervención para alimentos contaminados, disposición de fuentes de uso médico e industrial en desuso, implementación de los tratados de pronta notificación y asistencia mutua en caso de accidentes, etc., Se han realizado misiones de expertos, entrenamientos individuales en

diversos países de la región. El OIEA ha suministrado equipos sobre la base de las necesidades de los solicitantes. Se han efectuado numerosos cursos nacionales sobre diversos temas los cuales han contado con expositores del propio país y de otros países latinoamericanos.

ACTIVIDADES DE ARCAL SOBRE EMERGENCIAS RADIOLÓGICAS

Los programas de actividades de los proyectos ARCAL (I y XVII) siempre han contemplado el tema de las emergencias radiológicas, ya sea como parte del temario en los cursos de post-grado en protección radiológica y seguridad nuclear, o en los trabajos de investigación coordinados, en los seminarios, talleres de trabajo o en los cursos, como es el caso del curso regional sobre emergencias radiológicas que se llevó a cabo del 12 al 23 de agosto de 1991 en la ciudad de Lima, Perú y que contó con 23 participantes de 10 países (se incluyen 8 de Perú). En este evento los expositores fueron de la región latinoamericana (Argentina, Brasil y Perú) y el temario comprendió los siguientes temas generales:

1. Conceptos generales de protección radiológica.
2. Análisis de accidentes y niveles de intervención.
3. Contramedidas.
4. Planificación para la respuesta en situaciones de emergencia.
5. Procedimientos para la implementación
6. Información al público.
7. Análisis de accidentes ocurridos en la región (México, Brasil y El Salvador).
8. Rol de la OPS/OMS en la preparación y atención de emergencias radiológicas.
9. Trabajos prácticos: Recuperación de una fuente extraviada, y monitoreo de un ambiente contaminado y evaluación de las consecuencias radiológicas.

El curso también contó con el auspicio de la OPS para una mayor asistencia de especialistas de la región.

Al final del curso se realizó una encuesta entre los participantes cuyos resultados mostraron que el 95% lo consideró entre muy bueno y bueno y que lo más saltante fue la transmisión de los conocimientos en este tema, en especial de los expositores que en base a su experiencia pudieron mostrar los detalles de

algunos accidentes ocurridos en la región, sobretodo del ocurrido en Goiania en 1987.

Esta actividad estuvo comprendida en el proyecto ARCAL I, pero en el actual proyecto ARCAL XX las emergencias radiológicas tienen prioridad ya que todas las Guías de Seguridad para el Usuario que sean aprobadas en este proyecto, contarán con medidas de respuesta a las emergencias radiológicas. Estas guías serán específicas para todas las prácticas.

El curso regional cumplió con el objetivo de capacitar a los asistentes en los métodos a emplear para enfrentar situaciones de emergencias radiológicas que involucren fuentes de uso médico e industrial.

Esta fue la primera vez que se realizó un curso sobre emergencias radiológicas en el ámbito regional, lo cual motivó que posteriormente algunos participantes organicen cursos nacionales sobre el tema y además puedan realizar entrenamientos en países donde estaba mejor desarrollado el tema, a lo que también se puede agregar la participación de expertos regionales en el dictado de cursos y organización de programas nacionales sobre emergencias radiológicas.

CONCLUSIONES

Las actividades desarrolladas mediante los Proyectos ARCAL (I y XVII) han sido un medio eficaz para alcanzar los objetivos propuestos, lo cual se aprecia en los siguientes resultados alcanzados:

1. Un mejor conocimiento de las necesidades en protección radiológica tanto a nivel de cada uno de los países como a nivel regional.
2. Se ha promovido un nivel común de comprensión de los temas de protección radiológica, y se han intensificado los contactos profesionales y la comunicación científica entre especialistas, como en el caso de las emergencias radiológicas.
3. Se ha utilizado cada vez en mayor medida a los expertos de la región en la ejecución de las diferentes actividades de los proyectos, en especial para la realización de cursos, misiones de expertos, etc.
4. Se ha asistido a los países en cuanto a

equipamiento en protección radiológica en base a sus necesidades.

5. En el caso de algunos países, el programa ARCAL ha sido indispensable para implementar programas de protección radiológica que casi no existían.
6. Existe una mejor definición de las Autoridades Reguladoras y de las funciones que deben realizar para el control de las fuentes de radiación.
7. La formación y capacitación de recursos humanos, el acopio, procesamiento y divulgación de información técnica, así como el aprovechamiento regional de la infraestructura existente y el mejoramiento de técnicas específicas son otros logros importantes del programa ARCAL.

Otra consecuencia de ARCAL ha sido la integración de las Sociedades de Protección Radiológica a través de la creación de la Federación de Radioprotección de América Latina y el Caribe en 1993, la cual también desarrollará actividades de cooperación técnica.

Al mencionar cada uno de estos aspectos se esta haciendo referencia a las emergencias radiológicas ya que directa o indirectamente los Proyectos han contribuido a un mejor entendimiento del tema a una mejora en la infraestructura física y humana.

El tema también se está resaltando con el desarrollo de las actividades del proyecto ARCAL XX, donde las emergencias radiológicas son tomadas en cuenta al desarrollar cada una de las prácticas, sobretodo en el desarrollo de las Guías de Seguridad para los usuarios y en la difusión de información a través de INTERNET.

Igualmente, no se debe dejar de lado la realización de los Congresos Regionales que han sido motivo para exponer los trabajos que se desarrollan en la región, sobretodo en el campo de las emergencias radiológicas.

En términos generales, el Programa ARCAL a través de los Proyectos ARCAL I, XVII y XX permiten mejorar las condiciones de protección radiológica en la región, y están posibilitando que se consolide la autosuficiencia regional para resolver aspectos específicos como las emergencias radiológicas, y se están dando los pasos para la integración en una región donde

se comparte principalmente un idioma y una rica tradición histórica.

REFERENCIAS

- [1] Boletín ARCAL "Protección Radiológica". OPS,OIEA,IPEN. Lima, 1991-1997.
- [2] Medina Gironzini, Eduardo. "Radiation Protection in Latin America". International Conference Radiation Protection and Medicina. Montpellier, 28-30 june, 1995.
- [3] Medina Gironzini, Eduardo. "Taller del estudio coordinado sobre criterios regulatorios". Informe Final. Lima, 1993, 1995.
- [4] Medina Gironzini, Eduardo. "Informe de las actividades de ARCAL I: 1985-1993". IPEN. Lima, 1994.
- [5] ARCAL. "Primera Reunión de Coordinadores del Proyecto ARCAL XX". Informe final. Caracas, 17-21 marzo, 1997.
- [6] Medina Gironzini, Eduardo "Integración Regional a través de ARCAL". Symposium on Globalization of Nuclear Activities. Rio de Janeiro, 15-18 junio 1997.

IMPLEMENTACIÓN DE NUEVO REGLAMENTO DE SEGURIDAD RADIOLÓGICA EN EL PERÚ

Medina E⁽¹⁾ medina@ipen.gob.pe

(1) *Oficina Técnica de la Autoridad Nacional*

RESUMEN

Desde su creación en 1975, el Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN) ha generado 3 reglamentos de alcance nacional donde se establecen las normas de protección contra las radiaciones ionizantes. El primero de ellos, denominado Reglamento de Protección Radiológica (1980) fue aprobado mediante una resolución del IPEN y surgió del trabajo de un Comité Mixto IPEN-Ministerio de Salud. Su implementación generó algunos problemas, por lo que en 1989 se aprueba un nuevo Reglamento de Protección Radiológica mediante un Decreto Supremo.

Tomando en cuenta las nuevas recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica y las Normas Básicas Internacionales de Seguridad para la protección contra las radiaciones ionizantes y para la seguridad de las fuentes de radiación, se aprueba en mayo de 1997, el Reglamento de Seguridad Radiológica, el cual también considera aspectos desarrollados en el proyecto ARCAL XVII/OIEA.

Este reglamento abarca diversos temas tales como: exclusiones, requisitos de protección (exposición médica, exposición ocupacional, exposición pública, exposición crónica), requisitos de seguridad de las fuentes, intervenciones y emergencias, control de fuentes y prácticas (exenciones y dispensas, autorizaciones, inspecciones), etc. y su implementación a nivel nacional está a cargo del IPEN, que es la única autoridad encargada del control de las instalaciones nucleares, radiactivas y de rayos X que existe en la medicina, industria e investigación.

1. INTRODUCCIÓN

Las radiaciones ionizantes se utilizan en el Perú desde hace más de 70 años principalmente en el campo médico y desde 1955 el Estado realiza un control de todas las aplicaciones de las radiaciones mediante instituciones establecidas para este fin.

Como consecuencia del desarrollo alcanzado en el campo nuclear y debido a la experiencia adquirida en protección radiológica se ha logrado consolidar una sola Autoridad Reguladora, que es el IPEN, el cual se encarga del control de las instalaciones nucleares, radiactivas y de rayos X a nivel nacional. Esta consolidación también ha sido favorecida debido al establecimiento de normas adecuadas tanto de carácter técnico como de tipo legal, como son los Reglamentos de Protección Radiológica.

El recientemente aprobado Reglamento de Seguridad Radiológica, contempla a diferencia de los otros reglamentos, los aspectos de seguridad de las fuentes de radiación y en su revisión se han contemplado las observaciones de las entidades que utilizan radiaciones ionizantes y las opiniones de las sociedades profesionales que tienen que relación con el tema.

2. EVOLUCIÓN HISTÓRICA DE LA NORMATIVA

En 1954 se crea la Junta de Control de Sustancias Radioactivas que se encarga de controlar las sustancias radiactivas. En 1955 entra en funciones la Junta de Control de Energía Atómica, encargada de la promoción, investigación y control de las actividades relacionadas con el uso de la energía atómica, la cual hasta 1975 origina normas legales referidas al control de los minerales radiactivos. En esta etapa se empiezan a generar las primeras normas técnicas sobre protección radiológica, las cuales son inicialmente obligatorias para las personas que trabajan en esta institución. Igualmente, se inicia la difusión de las normas emitidas por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) y se emiten recomendaciones para el personal que trabaja con radiaciones ionizantes (dosimetría, contaminación, vigilancia médica, etc.). Se inicia la creación de un Servicio de Protección Radiológica a fin de establecer un sistema de normas y regulaciones para un adecuado control de las radiaciones ionizantes.

En 1975 se crea el Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN), como institución dependiente del Ministerio de Energía y Minas, con las funciones de promover, coordinar y controlar el desarrollo de la energía nuclear y sus aplicaciones en el país, y a través de su Reglamento de Organización y Funciones y otros dispositivos legales, se va definiendo como la Autoridad Reguladora encargada del control de las radiaciones ionizantes en el campo médico, industrial y de investigación.

En 1977 se aprueba el Reglamento Provisional de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica, el cual es de carácter interno. En el mismo año, se aprueba por Resolución de Presidencia del IPEN, las Normas Básicas de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica para las personas que utilicen fuentes de radiaciones ionizantes. Prácticamente en esta etapa se inicia el desarrollo de la reglamentación y normativa en protección radiológica, en donde incide favorablemente el tipo de organización que va adoptando el IPEN para realizar estas funciones. Tal es así, que en un determinado momento las actividades de normalización, control, servicios, investigación y desarrollo en protección radiológica recaen en una sola dependencia del IPEN, y en otro momento se crean organismos independientes con las funciones de normalización y control exclusivamente, siendo esta última la condición más favorable, y la que existe actualmente.⁽¹⁾

El primer Reglamento de Protección Radiológica fue aprobado en 1980 mediante una Resolución de Presidencia del IPEN y su elaboración participó un Comité Mixto IPEN-Ministerio de Salud. Aquí se establece las normas básicas y se reconoce al IPEN como la Autoridad Nacional en energía nuclear, contando con el aval del Ministerio de Salud. El control es para todas las instalaciones de fuentes de radiaciones ionizantes del país.

A fin de darle un mayor reconocimiento legal se expide una versión revisada del Reglamento de Protección Radiológica en 1989 a través de un Decreto Supremo firmado por el Presidente de la República y refrendado por los Ministros de Salud, Trabajo, Industria, Energía y Minas, entre otros.

Este reglamento reconoce al IPEN, a través de su Presidente, su función de Autoridad Nacional en el ámbito nuclear y trata de los siguientes temas: 1) Límites de dosis para el personal ocupacionalmente expuesto, para el personal no

ocupacionalmente expuesto y para la población, 2) Protección radiológica operacional, 3) Vigilancia radiológica, 4) Requisitos para equipos y fuentes de radiaciones ionizantes, 4) Transporte de material nuclear y radiactivo, 5) Desechos radiactivos, 6) Emergencias radiológicas, 7) Criterios para exposiciones médicas, 8) Exenciones.⁽²⁾

Paralelamente se emite un Régimen de Sanciones y se inicia un programa coordinado de elaboración de normas técnicas dirigidas a complementar lo dictaminado por el reglamento. Este Reglamento permite un mejor control por parte del IPEN, lo cual se ve reflejado en el mejoramiento de las condiciones de protección radiológica en las instalaciones del país.

3. AUTORIDAD REGULADORA

La protección radiológica, en términos generales, ha tenido una evolución bastante importante en los últimos años, debido en parte a una adecuada definición de la Autoridad Reguladora, que lleve a cabo las funciones de control de las radiaciones ionizantes, la cual en el momento actual ejerce el control mediante la emisión de normas, la expedición de autorizaciones y licencias, inspecciones y acciones de coerción en instalaciones nucleares, radiactivas y de rayos X de cualquier aplicación.

El Instituto Peruano de Energía Nuclear a través de la Oficina Técnica de la Autoridad Nacional (OTAN) se encarga desde 1991 de controlar el uso de las radiaciones ionizantes en el campo médico, industrial y de investigación. Tiene a su cargo el control de unos 1200 usuarios de uso médico, 110 instalaciones industriales, 50 dedicadas a la comercialización e investigación y a unas 2500 instalaciones de radiología dental. En el aspecto normativo ha originado más de 15 normas técnicas y 2 dispositivos legales que son suficientes para ejercer su función de Autoridad Reguladora.⁽³⁾

Esta Autoridad ha ido evolucionando mediante el cambio organizacional basado en la premisa de que para desarrollar las funciones reguladoras es necesario contar con una organización claramente definida tal que no se entremezclen los compromisos de usuario y regulador, o al menos se alcance una independencia suficiente.⁽⁴⁾

4. REGLAMENTO DE SEGURIDAD RADIOLÓGICA

Las recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica en su publicación Nro. 60 de 1990, la edición en español de las Normas Básicas Internacionales de Seguridad para la protección contra las radiaciones ionizantes y para la seguridad de las fuentes de radiación en 1996, incidieron fuertemente para culminar de manera formal con el análisis del Reglamento de Protección Radiológica que estaba vigente en el país y con la propuesta de un nuevo reglamento sobre seguridad radiológica.

En esta revisión también se tomó en cuenta la documentación generada por el proyecto ARCAL XVII del OIEA: "Estructura normativa y organización regulatoria" y en donde participaron 18 países de la región latinoamericana. Estos documentos fueron: Implementación de las recomendaciones de la CIPR y de las Normas Básicas Internacionales de Seguridad, y el Reglamento genérico de Protección Radiológica.

Los borradores del Reglamento de Seguridad Radiológica fueron revisados por profesionales del IPEN, del Ministerio de Salud, del Ministerio de Trabajo y Promoción Social, del Instituto de Enfermedades Neoplásicas, del Colegio Médico del Perú, de la Sociedad Peruana de Radiología y de la Sociedad Peruana de Radioprotección. Su aprobación fue 20 de mayo de 1997 mediante el Decreto Supremo Nro.009-97-EM y refrendado por los Ministerios de Salud, Trabajo y Promoción Social, Energía y Minas, Defensa e Industria, Turismo, Integración y Negociaciones Comerciales Internacionales.⁽⁵⁾

Los 9 temas del reglamento son: Disposiciones generales (Objeto, finalidad y alcance, definiciones, exclusiones, partes responsables, obligaciones e interpretaciones), Requisitos de protección (criterios fundamentales, requisitos de gestión, exposición ocupacional, exposición médica, exposición pública y exposición crónica), requisitos de seguridad de las fuentes, intervenciones y emergencias (criterios generales, emergencias), transporte de material radiactivo y nuclear, desechos radiactivos, control de fuentes y prácticas (autorizaciones, exenciones y dispensas, registros y reportes e inspecciones), responsabilidad civil y sanciones. Además tiene anexos sobre: Límites de dosis, radón en viviendas y puestos de trabajo, exenciones, concentraciones y cantidades exentas del material radiactivo, entre otros.

Como aspecto importante, el nuevo reglamento contempla los requisitos de protección contra las radiaciones, los de seguridad de las fuentes y así mismo los requisitos administrativos de control, y de ahí el cambio de denominación de esta regulación. Igualmente, toma en cuenta los nuevos límites de dosis establecidos internacionalmente tanto para los trabajadores expuestos como para el público, para las personas que prestan asistencia voluntaria a pacientes y para niños que visiten pacientes que han incorporado sustancias radiactivas. En cuanto a las exposiciones médicas establece requisitos relativos a la prescripción médica, al personal que administra las exposiciones médicas, a la calibración de haces de radiación, al control de calidad de los equipos, a la obligación de contar con un físico médico en toda instalación médica con fines terapéuticos, entre otras consideraciones.

Además establece los niveles de dosis para los que se debe intervenir en caso de exposiciones agudas, de exposiciones crónicas y define los niveles de intervención para la retirada o sustitución de alimentos. Establece las acciones protectoras urgentes así aspectos sobre la reubicación temporal y permanente. Y en cuanto a las exenciones también se consideran las recomendaciones internacionales para declarar exentas fuentes y prácticas en función a la dosis efectiva al público y a la dosis efectiva colectiva comprometida anual, así como las fuentes adscritas a prácticas que son exentas de los requisitos de notificación, registro y licencia. Se agrega una lista de concentraciones y cantidades exentas de material radiactivo.

Se especifica que la violación, infracción o incumplimiento del Reglamento será sancionado por la Autoridad Reguladora conforme a un Régimen de Sanciones que se establezca.

5. CONCLUSIONES

El Reglamento de Seguridad Radiológica es el documento normativo de mayor nivel legal que establece las pautas para continuar con las actividades de control de la Autoridad Reguladora e incrementar sus funciones profundizando el desarrollo de la protección radiológica con normas técnicas específicas y de obligado cumplimiento en todas las personas e instalaciones médicas, industriales y de investigación que utilizan material radiactivo, nuclear y equipos generadores de rayos X en el Perú.

Su implementación se verá facilitada por la actividad que ha venido desarrollando la Autoridad Reguladora, por el reconocimiento como tal por parte de los usuarios de radiaciones ionizantes y por la aceptación de las entidades representativas vinculadas al tema y que han opinado favorablemente en las diferentes etapas de la revisión del Reglamento y en eventos posteriores a su aprobación.

6. REFERENCIAS

- (1) MEDINA GIRONZINI, E. "Reglamentación y normativa sobre protección radiológica en el Perú". 1er. Congreso Regional sobre Seguridad Radiológica y Nuclear. Buenos Aires, 21-25 octubre 1991.
- (2) Decreto Supremo Nro.018-89-EM/VME. "Reglamento de Protección Radiológica". Lima, 1989.
- (3) MEDINA GIRONZINI, E."Situación de la Protección radiológica ocupacional en el Perú". VII Congreso de la Sociedad Mexicana de Seguridad Radiológica. Guadalajara, 10-12 abril 1997.
- (4) RAMÍREZ Q., R. y MEDINA G., E.. "Desarrollo histórico y tendencias de las actividades regulatorias del Instituto Peruano de Energía Nuclear-Autoridad Nacional". 3er. Congreso Regional sobre Seguridad Radiológica y Nuclear, Cusco, 23-27 octubre 1995.
- (5) Decreto Supremo Nro.009-97-EM. "Reglamento de Seguridad Radiológica". Lima, 1997.

CONTROL DE CALIDAD NUCLEAR DE ESPECTROMETRÍA GAMMA CON DETECTORES DE HPGe

Benites M.⁽¹⁾ mбенites@ipen.gob.pe, Guzmán A.⁽²⁾ alguz@ll.ciq.uhile.cl,
Robles A.⁽¹⁾ arobles@ipen.gob.pe

(1) Planta de Producción de Radioisótopos – IPEN / Lima, Perú

(2) Universidad Nacional Mayor de San Marcos / Lima, Perú

RESUMEN

Se establece un procedimiento de control de calidad nuclear para una cadena de medición de espectrometría gamma de alta resolución, basándose en las determinaciones de: estabilidad del sistema, linealidad de respuesta, calibración en eficiencias para geometría de fuente puntual a diferentes distancias del detector, incluyendo las correcciones para fuentes discoidales, diferencias entre los valores de actividad calculada y los patrones de referencia, así como los límites de detección. El sistema empleado es una cadena de medición de espectrometría gamma de alta resolución que consta de un detector HPGe modelo WGC1020 y la electrónica asociada marca Camberra.

El sistema de medición es estable después de una hora de encendido.

De acuerdo al trabajo experimental y al seguimiento de los gráficos de control, la calibración debe realizarse cada treinta días. El procedimiento establecido, permite darle al usuario resultados confiables y reproducibles de los análisis radiométricos cualitativos y cuantitativos.

1. OBJETIVO

Desarrollar un procedimiento de control de calidad nuclear para una cadena de medición de espectrometría gamma de alta resolución, basándose en las determinaciones de: estabilidad del sistema, linealidad de respuesta, calibración en eficiencias para geometría de fuente puntual a diferentes distancias del detector, incluyendo las correcciones para fuentes discoidales, diferencias entre los valores de actividad calculada y los patrones de referencia, así como los límites de detección. Con la finalidad de obtener un sistema de medición confiable, reproducible y estable.

2. MATERIALES y METODOLOGÍA

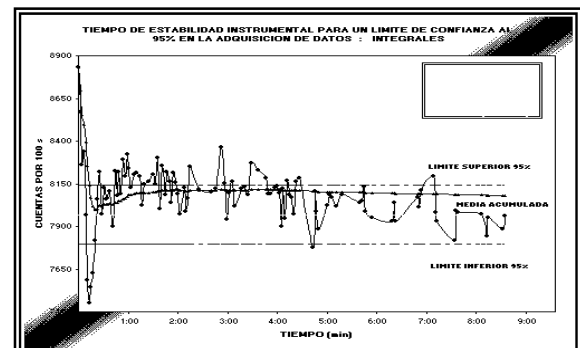
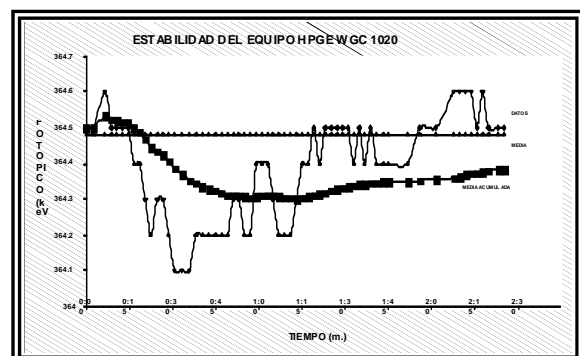
El sistema que se emplea, es una cadena de

medición de espectrometría gamma de alta resolución, que consta de un detector HPGe modelo WGC1020, la electrónica asociada marca Camberra y una tarjeta multicanal S100.

Fuentes patrones puntuales: ^{22}Na , ^{60}Co , ^{133}Ba , ^{137}Cs y ^{152}Eu a diferentes distancias; y muestras de ^{131}I .

METODOLOGÍA

Esta metodología se efectúa en seis etapas. **Primero**, determinar la estabilidad del sistema basada en un seguimiento del fotopico característico del ^{131}I (364,48 keV.); en la resolución temporal y en la resolución espectral en función al tiempo de registro en intervalos de 3 minutos por un periodo de 8 horas. **Segundo**, seguimiento periódico de la resolución espectral y de la linealidad, basada en el cálculo de la vida media del ^{60}Co .



Tercero, cálculo experimental de las eficiencias relativas del pico de absorción total por medio de la integración teórica de las expresiones asociadas al cálculo, en un rango de 100 a 2 000 keV, usando fuentes patrones puntuales: ^{22}Na , ^{60}Co , ^{133}Ba , ^{137}Cs y ^{152}Eu , a diferentes distancias.

Los errores en la indeterminación de la eficiencia tienen su mayor peso en la indeterminación del área del fotopico y en la probabilidad de emisión reportados por diversos autores.

Cuarto, corrección de las eficiencias relativas a geometría de fuente discoidal, verificándose la precisión y exactitud con las fuentes patrones de periodo largo. **Quinto**, cálculo de los límites de detección instrumental (L.D.I.) basado en la determinación del tiempo de conteo óptimo, los límites inferiores de detección (L.I.D.) y los límites de detección cuantificables (L.D.C.) empleando diluciones de ^{131}I .

Sexto, evaluación de los gráficos de control de eficiencias.

3. RESULTADOS

El sistema de medición es estable después de una hora de encendido. La linealidad del sistema se mantiene dentro de los límites de tolerancia, con una desviación del 5%. La resolución para la energía del ^{60}Co es de 15 %, valor que se encuentra dentro de las especificaciones técnicas del detector. Las correcciones de eficiencia para los cambios de configuración se consideran menores al 2%, cuando se calculan para una distancia de 12,5 cm. del detector. El error de los cálculos de

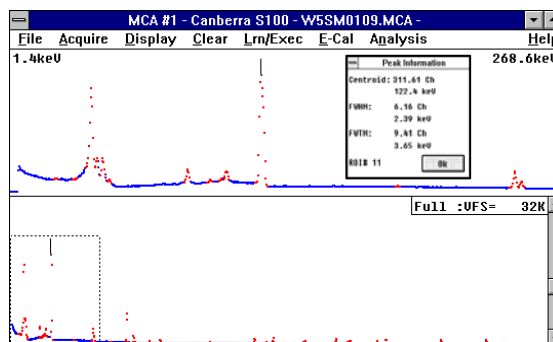
actividad para las fuentes calibradas está entre 3% a 5%. El tiempo de conteo para el L.D.I. es de 10 000 s., siendo el L.I.D. de 0,1 nCi; el L.D.C. en 0,3 nCi y la actividad de tolerancia para un tiempo muerto de 5% se consigue con 37 μCi .

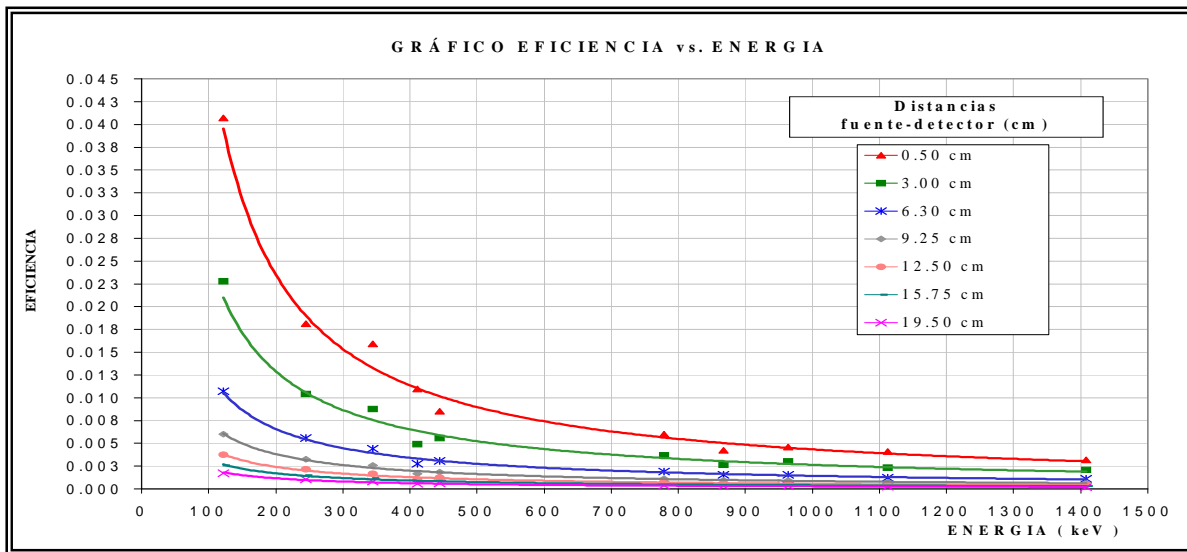
4. CONCLUSIONES

De acuerdo con el trabajo experimental y el seguimiento de los gráficos de control, la calibración debe realizarse cada treinta días. El procedimiento establecido permite, darle al usuario, resultados confiables de los análisis radiométricos cualitativos y cuantitativos.

5. BIBLIOGRAFÍA

- [1]. BERMAN M., SHOENFELD R. Invariants in experimental data on linear and formulation of models. J. Appl. Phys,27: 1361-1961.
- [2]. CAYETANO ALFONSO CORTES PALACIOS. Medición de actividad nuclear con detectores de Ge y su incertidumbre. México, 1999.





DISMINUCIÓN DEL NÚMERO DE PLACAS REPETIDAS AL APLICAR UN PROGRAMA DE CONTROL DE CALIDAD EN EQUIPOS DE RAYOS-X

Defilippi L.⁽¹⁾, Montoya M.⁽²⁾ mmontoya@ipen.gob.pe

(1) Universidad Nacional de Ingeniería – Tesista / Lima, Perú

(2) Instituto Peruano de Energía Nuclear / Lima, Perú

Se diseñó un Programa de Control de Calidad para equipos de rayos X convencional para el Instituto de Enfermedades Neoplásicas, contando con las posibilidades económicas y equipos para el Control de Calidad que esta institución tiene.

El estudio se realizó durante los años 1999 y 2000 solo con los pacientes que necesitaban de una placa de tórax, debido a que de esta forma se puede calcular directamente el número de placas repetidas mensualmente, es decir, si hay 100 pacientes en un mes y hay 150 placas tomadas, entonces hay 50 placas repetidas. En esta institución el número

promedio de placas de tórax mensual es de aproximadamente 1000.

En la Figura 1 se observa, antes de la aplicación del Protocolo de Control de Calidad (año 1999), el número de placas repetidas era muy superior al número de pacientes, entre 2 y 3 veces.

En la Figura 2 se observa, luego de aplicar el Protocolo de Control de Calidad (año 2000), el número de placas repetidas sistemáticamente disminuye hasta oscilar entre los valores de 1,2 y 1,5 veces; obsérvese que el número de pacientes por mes es similar al año anterior.

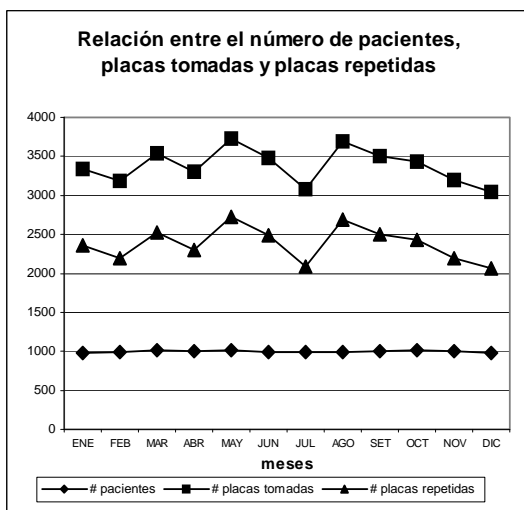


Figura 1. Relación entre el número de pacientes, placas tomadas y placas repetidas, antes de la aplicación del Control de Calidad (año 1999).

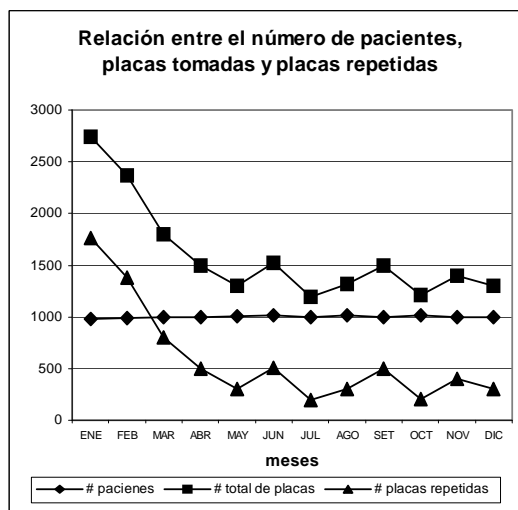


Figura 2. Relación entre el número de pacientes, placas tomadas y placas repetidas, después de la aplicación del Control de Calidad (año 2000).

Lo anterior indica la importancia que la aplicación de un correcto control de calidad implica en la toma de radiografías; la toma de placas repetidas disminuye, disminuyendo también la dosis recibida al paciente y al

operador, también se obtiene un menor desgaste del equipo y la posibilidad de poder atender a más pacientes por disminuir el tiempo de toma por placa, haciendo el servicio más eficiente.

ASEGURAMIENTO DE CALIDAD EN EL DEPARTAMENTO DE CONTROL AMBIENTAL

González S.⁽¹⁾ sgonzales@ipen.gob.pe, Osores J.⁽¹⁾ josores@ipen.gob.pe, Martínez J.⁽¹⁾,
López E.⁽¹⁾, Jara R.⁽¹⁾

(1) Departamento de Control Ambiental – IPEN / Lima, Perú

RESUMEN

Entre las actividades que realiza el Departamento de Control Ambiental (COAM), se encuentra el servicio de análisis radiométrico de alimentos a usuarios externos. Este control es requerido para diversos fines comerciales tales como la importación, exportación y licitaciones. Con la finalidad de atender con eficiencia y prontitud a los usuarios, asegurando la calidad de los resultados analíticos, el COAM ha implementado un sistema de calidad según la Norma ISO/ IEC 17025.

INTRODUCCIÓN

La Norma ISO/ IEC 17025 “Requisitos generales para la competencia técnica de los laboratorios de calibración y ensayo” es una de las herramientas utilizadas para establecer sistemas de calidad en laboratorios para demostrar su competencia técnica mediante la acreditación. Fue aprobada a fines del año 1999, siendo su antecesora la Guía ISO/ IEC 25, la cual llevaba la misma denominación. La aceptación de resultados de los ensayos contribuirá a la eliminación de barreras no tarifarias en el comercio internacional; asimismo, facilitará la cooperación entre los laboratorios y otros organismos para ayudar en el intercambio de información y de experiencias en la armonización de normas y procedimientos.

SERVICIOS DE ANÁLISIS RADIOMÉTRICOS A USUARIOS EXTERNOS

Entre sus funciones, COAM efectúa el análisis radiométrico de alimentos. Esta tarea es desarrollada principalmente al servicio de usuarios externos para diversos fines comerciales tales como la importación, exportación y licitaciones.

Para la ejecución de dicha actividad, se cuenta con dos laboratorios: tratamiento de muestras y radiometría. El personal comprende 04

profesionales especialistas en protección radiológica y un auxiliar técnico. Las mediciones radiométricas se efectúan en un sistema de espectrometría gamma con un detector de NaI(Tl). El método de ensayo utilizado tiene como referencia el documento técnico IAEA TRS N° 295 Measurements of Radionuclides in Food and in the Environment, 1989.

Las muestras aceptadas ingresan al sistema de calidad siendo codificadas y acondicionadas para su medición radiométrica.

SISTEMA DE CALIDAD EN EL DEPARTAMENTO DE CONTROL AMBIENTAL

Uno de los hábitos que se observa típicamente en los laboratorios es que los analistas tienen en mente los pasos a ser aplicados en el desarrollo de un ensayo. Muchas veces los resultados y valores son anotados en algún cuaderno de notas u hojas sueltas lo cual podría provocar la pérdida de dichos registros dado su escaso control. Se producen situaciones tales como cuando el especialista en los ensayos se ausenta, el laboratorio detiene sus actividades o los resultados no son satisfactorios. Por otro lado, cuando no existe un programa de mantenimiento preventivo del equipamiento, no se tiene la certeza si los equipos están trabajando de manera adecuada luego de un prolongado período de uso, además de los procedimientos a ser aplicados en caso que sufran algún desperfecto y requieran reparación.

Esto ocurre cuando no existe un sistema de calidad implementado. Una de las ventajas de este sistema es permitir la organización del modo de trabajo en el laboratorio, permitiendo que personal nuevo o alternativo pueda potencialmente asumir los roles en la ejecución de los ensayos.

Desde 1998, con la incorporación al proyecto ARCAL XXVI “Aseguramiento de la calidad en laboratorios analíticos”, COAM inició el proceso de implementación de su sistema de

calidad en base a la Guía ISO/IEC 25. La primera tarea fue designar a los responsables técnico y de calidad. Ambos responsables tuvieron a su cargo la tarea de efectuar un estudio preliminar de la organización de COAM.

De acuerdo a uno de los requerimientos de esta Guía, para lograr la acreditación era necesario contar con métodos de ensayo validados. De la diversidad de análisis radiométricos desarrollados en COAM, se puso especial énfasis en el ensayo radiométrico gamma de harinas, determinación de Cs-137.

Se diseñó un plan de avance anual, desde setiembre de 1998 a setiembre de 1999, fecha en la que se iba a efectuar una primera revisión del sistema de calidad.

Manual de Calidad

Concluido el estudio preliminar, se empezó a elaborar el Manual de Calidad. Se fijaron el objetivo y el alcance. Luego se estableció la política de calidad. El índice de la Guía sirvió como referencia para la preparación del índice del Manual de Calidad. Al principio, la falta de experiencia en el tema motivó un cierto retraso en la interpretación de los requisitos de la Guía. Debido al mayor dominio en los aspectos del método de ensayo, la sección de requisitos técnicos fue la primera que se elaboró conjuntamente con los procedimientos técnicos.

El Manual de Calidad es el documento que enuncia la política de la calidad y que describe el sistema de calidad de la organización.

El Manual de Calidad de COAM ha tenido ya dos versiones previas y actualmente se encuentra vigente la edición N° 03.

La estructura del Manual de Calidad se ha diseñado en base al índice de la Norma ISO/IEC 17025 y esta constituido por los siguientes capítulos:

1. Índice.
2. Objetivos y política de calidad.
3. Referencias normativas: Referencias a normas y reglamentos.
4. Términos y definiciones: Glosario con los términos del aseguramiento de calidad.
5. Organización y gestión: Establece el marco legal, la estructura organizativa,

funciones del personal, recursos disponibles, compromiso de confidencialidad, declaración de ausencia de presiones laborales, declaración de ausencia de influencias que pudieran afectar el trabajo.

6. Sistema de calidad: Comprende las funciones del responsable técnico y del responsable de calidad, compromiso de calidad, lista de procedimientos e instrucciones.
7. Control de documentación: Establece los procedimientos de control y manejo de los documentos internos y externos del sistema de calidad.
8. Revisión del pedido, oferta o contrato: Describe la forma de iniciar el contacto con el cliente y efectuar el contrato para la ejecución de los ensayos.
9. Adquisición de servicios y suministros: Comprende los procedimientos de adquisición de bienes y servicios, inspección de entrada a los suministros críticos y evaluación de proveedores.
10. Servicios al cliente y reclamaciones: A través de este requerimiento, se conocen las necesidades y opiniones del cliente con respecto al servicio brindado.
11. Tratamiento de no conformidades: Establece los procedimientos de control de la aparición y consecuencias de eventos que pudiesen afectar el proceso de ejecución del servicio o los resultados finales.
12. Control de registros: Describe la forma de organización, llenado, manejo, control, archivo y almacenamiento de los registros del sistema de calidad.
13. Auditorías internas: Comprende los procedimientos para la ejecución de auditorías, cronograma de ejecución y seguimiento de las acciones correctivas.
14. Revisión por la dirección: Establece los procedimientos para efectuar la revisión por parte de la dirección de la documentación del sistema de calidad, resultados de auditorías y ejercicios de intercomparación y efectividad de las medidas adoptadas.
15. Requisitos técnicos: Describe los principales parámetros y factores que influyen en el análisis: equipo, métodos de ensayo, personal, condiciones ambientales y fuentes de incertidumbre.
16. Personal: Comprende los requisitos que debe cumplir el personal involucrado en las actividades de

- ensayo: calificación, entrenamiento y capacitación.
17. Locales y condiciones ambientales: Describe la infraestructura, seguridad, acceso y adecuabilidad de las instalaciones para las actividades de ensayo. En este capítulo también se consideran las prácticas de operación en el laboratorio.
 18. Métodos de ensayo y validación: Establece la metodología de ensayo, referencias, procedimientos de análisis y validación, verificaciones intermedias, observaciones originales, control y manejo de datos informáticos.
 19. Control del equipamiento: Comprende la disponibilidad de equipos para la ejecución de los ensayos así como el mantenimiento preventivo y correctivo: planes, informes y fichas técnicas.
 20. Trazabilidad de las mediciones: Describe el uso y manejo de materiales y patrones de referencia certificados para los ensayos.
 21. Manipulación de muestras: Establece los procedimientos para el manejo, registro, preparación, transporte, archivo y almacenamiento de muestras.
 22. Aseguramiento de la calidad de los Resultados: Comprende los procedimientos para asegurar la calidad de los resultados: uso de materiales de referencia, control estadístico, gráficos de control, muestras duplicadas, muestras ciegas, repeticiones y participación en ejercicios de intercomparación.
 23. Informe de los resultados: Establece los procedimientos para el reporte de los resultados y la emisión de los informes de ensayo: formato, contenido y responsabilidad de emisión.

Procedimientos técnicos

Método de ensayo y validación

Para la ejecución de los ensayos, COAM elaboró sus procedimientos basados en las especificaciones técnicas emitidas por el OIEA (Technical Report Series N° 295).

COAM ha elaborado instrucciones para el uso de los equipos más importantes y para la manipulación y preparación de las muestras.

Para la validación se tomaron como referencia las recomendaciones de la Guía EURACHEM/

CITAC (1998) "A Laboratory Guide to Method Validation and Related Topics. The Fitness for Purpose of Analytical Methods" y se consideraron parámetros tales como la selectividad, límite de detección, exactitud, precisión repetibilidad, reproducibilidad y linealidad. La determinación de incertidumbres se realizó en base a la Guía EURACHEM (2000) "Quantifying Uncertainty in Analytical Measurement".

Procedimientos de gestión

La elaboración de procedimientos de gestión constituyó una de las principales dificultades, habida cuenta de la escasa relación de COAM con el ámbito administrativo. Una de las primeras tareas fue elaborar el organigrama interno de COAM, utilizando como referencia el organigrama institucional.

Se definieron las responsabilidades y funciones de COAM y su personal, luego se establecieron las relaciones de COAM con las demás áreas de la institución para el cumplimiento de sus objetivos. Para este fin se contó con la asesoría de especialistas administrativos y se realizaron consultas bibliográficas en diversos manuales y procedimientos de gestión institucional.

Revisiones y actualización

En agosto de 1999 se realizó otro taller, también en el marco de ARCAL XXVI, titulado Formación de Auditores de la Calidad ISO 25 en la cual se informó que a partir de la fecha se iba a tomar como referencia para la implementación de los sistemas de calidad al entonces proyecto de Norma ISO/IEC DIS 17025.

Se revisó el manual y los procedimientos, efectuando reformulaciones, habida cuenta del mayor nivel de exigencia de esta Norma. Se trabajó con mayor detalle los aspectos de la validación del método para lo cual se utilizó como referencia la Guía EURACHEM/ CITAC Quantifying Uncertainties in Analytical Measurements (2000) y se estableció un programa de intercomparaciones.

También en ese mismo año, el Departamento de Control Ambiental se incorporó al proyecto ARCAL XLI "Aseguramiento de la calidad en laboratorios que brindan servicios de protección radiológica" gracias a lo cual se contó la asesoría de expertos quienes

contribuyeron con sus revisiones y sugerencias.

Hacia noviembre del 2000, todos los documentos del sistema de calidad habían sido elaborados y/o adaptados a la Norma ISO/IEC 17025.

Ejercicios de intercomparación

A la fecha, COAM viene participando en ejercicios de intercomparación organizados por el US DOE a través de su programa MAPEP y por el OIEA a través de sus ensayos de aptitud de los proyectos ARCAL XXVI y ARCAL XLI. Cabe destacar que se ha obtenido un Z-Score satisfactorio en los ejercicios de intercomparación organizados por el OIEA (Radionucleido : Cs-137).

Auditorías

En la fase semifinal del proyecto ARCAL XXVI, COAM ha recibido dos visitas de auditoría por parte del OIEA, obteniendo un puntaje de 99/100 en la última realizada en noviembre del 2001.

CONCLUSIONES

A la fecha, COAM cuenta con la tercera versión de su Manual de Calidad (noviembre 2001), 21 procedimientos, 7 instrucciones y 29 registros.

Asimismo, COAM ha recibido por parte del OIEA, un certificado de reconocimiento en mérito a los avances logrados en la implementación de su sistema de calidad; y según el último reporte de auditoría del OIEA, ha sido calificado como apto para postular a un proceso de acreditación ante el Organismo Normalizador Peruano.

REFERENCIAS

- [1]. ISO International Standard. ISO/IEC 17025 "General Requirements for the Competence of Testing and Calibration Laboratories". 1999.
- [2]. Bode, P. Perspective: Quality Management and Laboratory Accreditation at a University: What can be Learned from Experience?. Analyst, 1992, 120. 1527- 1533.
- [3]. Guía Peruana GP 004: 1993. Requisitos generales para la competencia técnica de los laboratorios de calibración y ensayo. Indecopi. Perú. 1993.
- [4]. Norma Técnica Peruana NTP-ISO 8402-1995. Gestión de la calidad y aseguramiento de la calidad. Vocabulario. Indecopi. Perú. 1995.

CONTROL DE CALIDAD EN EQUIPOS DE RAYOS X UTILIZADOS EN DIAGNÓSTICO

Benavente T.^(1,2) tbenavente@ipen.gob.pe, Márquez J.⁽²⁾, Santa Cruz J.⁽²⁾,
Celedonio E.⁽¹⁾ eceledonio@ipen.gob.pe, Gómez M.⁽²⁾, Poma M.⁽²⁾

(1) *Departamento de Radioprotección y Dosimetría – IPEN / Lima, Perú*

(2) *Universidad Nacional Mayor de San Marcos / Lima, Perú*

RESUMEN

Se ha realizado el control de calidad de veinte equipos de rayos X de diagnóstico, pertenecientes al Ministerio de Salud, Seguridad Social y a la Universidad Nacional Mayor de San Marcos, así como el relevamiento radiológico de las instalaciones y la medición de las dosis recibidas por los pacientes en los diferentes exámenes.

Los resultados obtenidos en las pruebas de precisión del voltaje de tubo, del tiempo de exposición y del rendimiento se encuentran dentro del $\pm 5\%$. Asimismo, el 87% y el 62% de los equipos presentaron una exactitud de voltaje de tubo y una linealidad del tiempo de exposición dentro de los límites de aceptación, respectivamente.

Las evaluaciones efectuadas han permitido identificar a las salas de rayos X que carecen de barreras de protección adecuadas, a las instituciones que no proporcionan dosímetros personales, y que en ninguna institución se cuenta con procedimientos de protección radiológica apropiados para la realización de los exámenes de diagnóstico.

ABSTRACT

We have been carried out the control of quality of twenty equipment of x rays diagnostic belonging to the Ministry of Health, to the Social Security and the San Marcos University, as well as the radiological report of the facilities and the measuring of the absorbed dose by the patients in the different exams.

The results obtained in the tests of precision of the tube voltage, of the time of exposition and of the performance they are inside $\pm 5\%$. Also, 87% and 62% of the equipment presented an accuracy of tube voltage and a linearity of the time of exposition inside the limits of acceptance, respectively.

The made evaluations have allowed to identify to the rooms of rays x they lack appropriate protection barriers, to the institutions that don't provide personal dosimeters, and that in any institution it is had appropriate procedures of radiological protection for the realization of the diagnosis exams.

1. INTRODUCCIÓN

El empleo de los rayos X en el diagnóstico de enfermedades constituye un factor de riesgo radiológico en los profesionales, en el público y especialmente en los pacientes. La protección radiológica de los profesionales y del público se logra cumpliendo las normas del Reglamento de Seguridad Radiológica, y en los pacientes, se obtiene reduciendo las dosis innecesarias recibidas durante los exámenes de diagnóstico.

La implementación de pruebas de control de calidad a los equipos de rayos X y a los sistemas de imagen, así como el establecimiento de los niveles de dosis de referencia para los exámenes, permiten reducir las dosis innecesarias recibidas por los pacientes, mejorar la calidad de la imagen radiográfica y lograr una reducción en los costos.

En este sentido, se inició un estudio basado en el control de calidad de los equipos de rayos X con el objetivo de fomentar la necesidad de implementar un programa de garantía de calidad en cada servicio de radiología. Los servicios de radiología que participaron pertenecen al Ministerio de Salud, a la Seguridad Social y a la Universidad Nacional Mayor de San Marcos. El estudio también comprendió el relevamiento radiológico en las instalaciones, y la medición de las dosis recibidas por los pacientes en los diferentes exámenes.

2. MEDIDAS

Para obtener información de los equipos y de las instalaciones se efectuó un relevamiento

radiológico, que consistió en verificar los sistemas de protección existentes y en medir los niveles de dosis. Estas pruebas fueron realizadas con un monitor de radiación, marca FAG, modelo FH40F3, y una cámara de ionización, marca Victoreen, modelo 471.

Las pruebas de control de calidad se realizaron para verificar la congruencia entre los valores reales y nominales de los parámetros físicos de los equipos de rayos X que son de interés en la formación de la imagen. Se utilizaron un equipo de control de calidad (NERO 6000M), medidores de coincidencia y alineamiento de haz, de tamaño del punto focal, así como, un densitómetro, un sensitómetro y filtros de aluminio, de la marca RMI.

Para estimar las dosis recibidas por los pacientes en los exámenes, se realizaron mediciones con una cámara de ionización de 30 cm³, marca Victoreen, modelo 06-526, y dosímetros termoluminiscentes de LiF: Tl, Mg.

3. RESULTADOS

Los resultados de las pruebas de control de calidad de los equipos de rayos X de diagnóstico general, realizadas para evaluar la reproducibilidad del voltaje de tubo, tiempo de exposición y exposición se muestran en las figuras 1, 2 y 3. En cada equipo se ha normalizado el valor medio a la unidad.

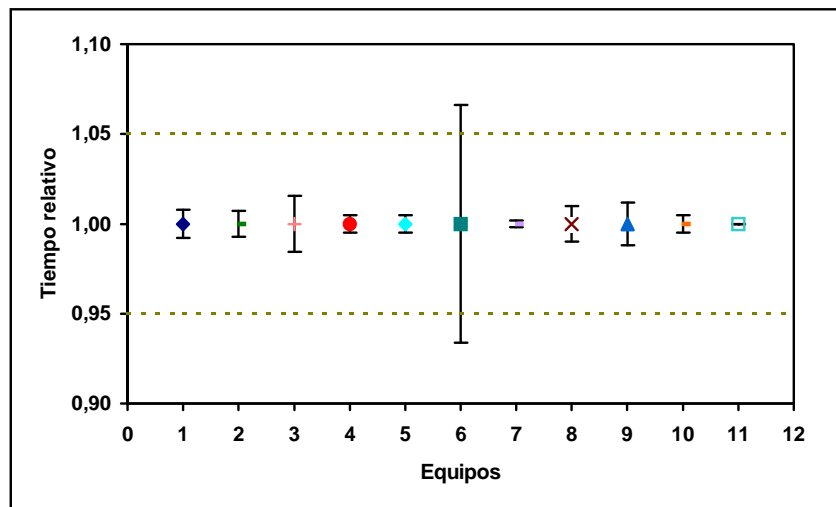


Figura 1. Medidas de reproducibilidad del voltaje de tubo de los equipos de rayos X. Las líneas punteadas indican los límites de aceptación.

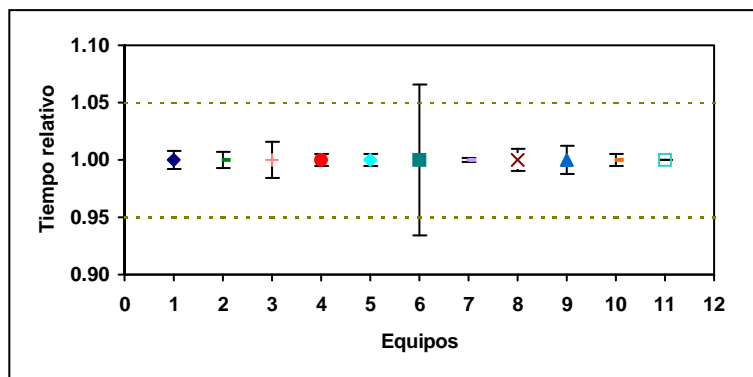


Figura 2. Medidas de tiempo de exposición para los equipos de rayos X. Las líneas punteadas indican los límites de aceptación de $\pm 5\%$.

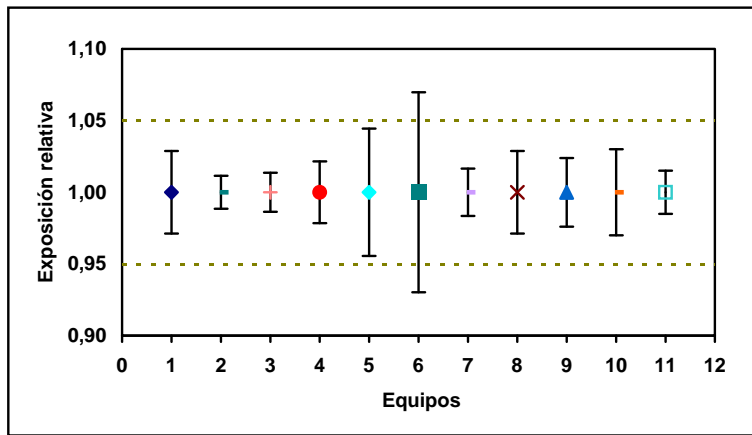


Figura 3. Resultados de reproducibilidad de la exposición para los equipos de rayos X. Las líneas punteadas indican los límites de aceptación.

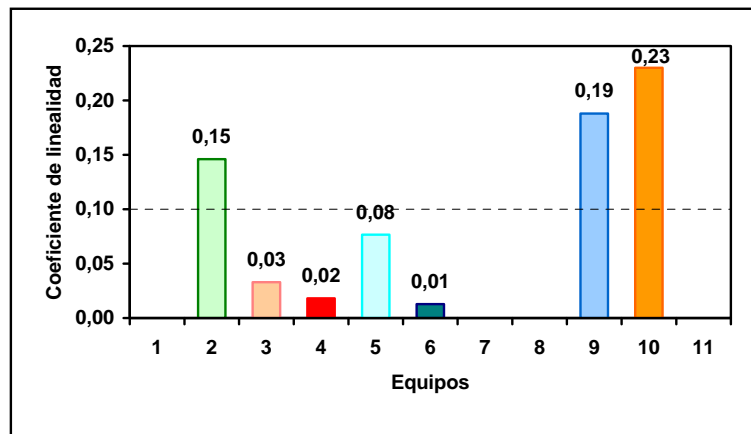


Figura 4. Resultados de los coeficientes de linealidad de los equipos de rayos X. Las líneas punteadas indican los límites de aceptación.

Los resultados de las pruebas de linealidad de los mAs, de exactitud del voltaje de tubo, de

filtración total, de coincidencia de haces y de tamaño de punto focal, se muestran en las Figuras 4, 5, 6, 7 y 8, respectivamente.

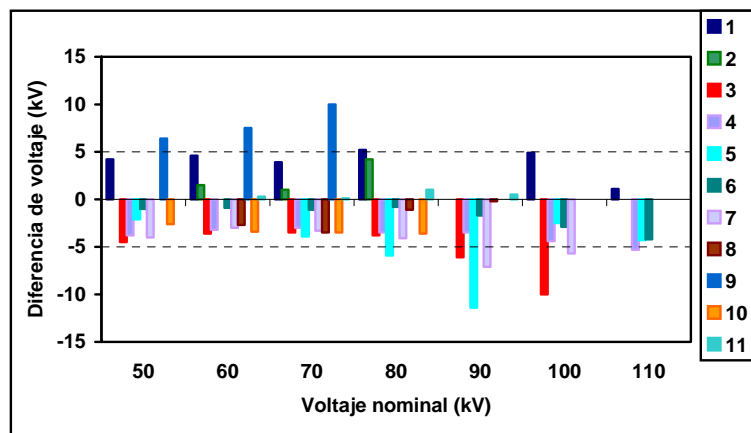


Figura 5. Resultados de la exactitud de voltaje de tubo de los equipos de rayos X. Las líneas horizontales indican el límite de aceptación.

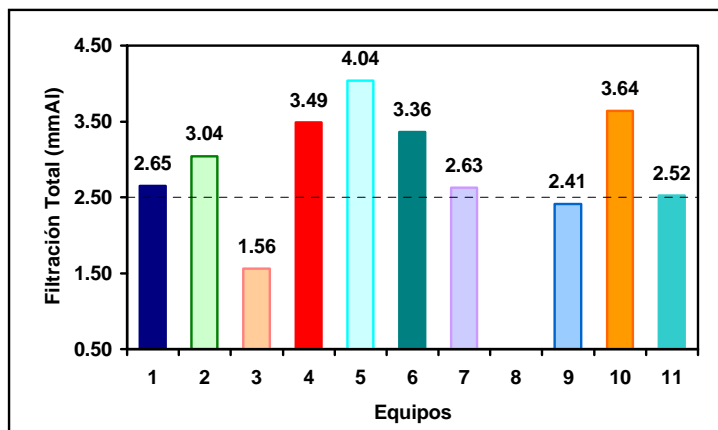


Figura 6. Resultados de la filtración total de los equipos de rayos X. La línea horizontal indica el valor recomendado por la ICRP.

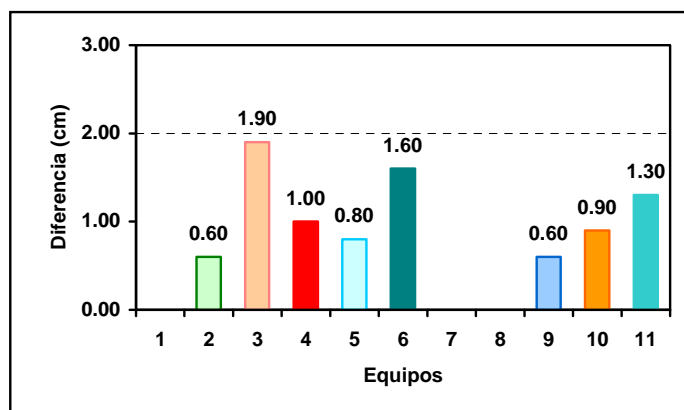


Figura 7. Diferencias máximas entre los tamaños de los campos luminoso y de radiación. La línea horizontal indica el valor límite aceptado.

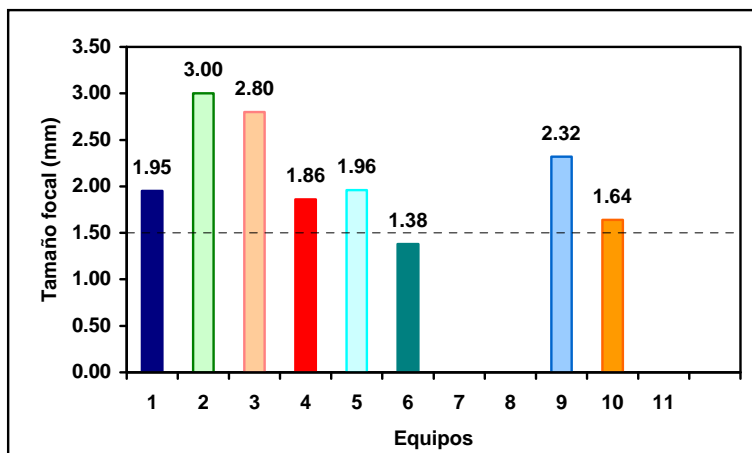


Figura 8. Los tamaños de los puntos focales de los equipos de rayos X. La línea horizontal indica el tamaño de punto focal nominal.

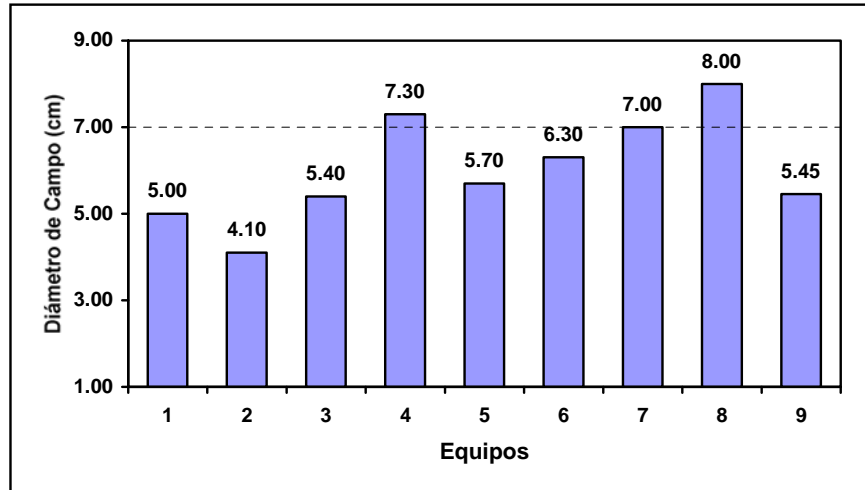


Figura 9. Diámetro de campo de radiación de equipos odontológicos. La línea horizontal indica el valor del límite permisible.

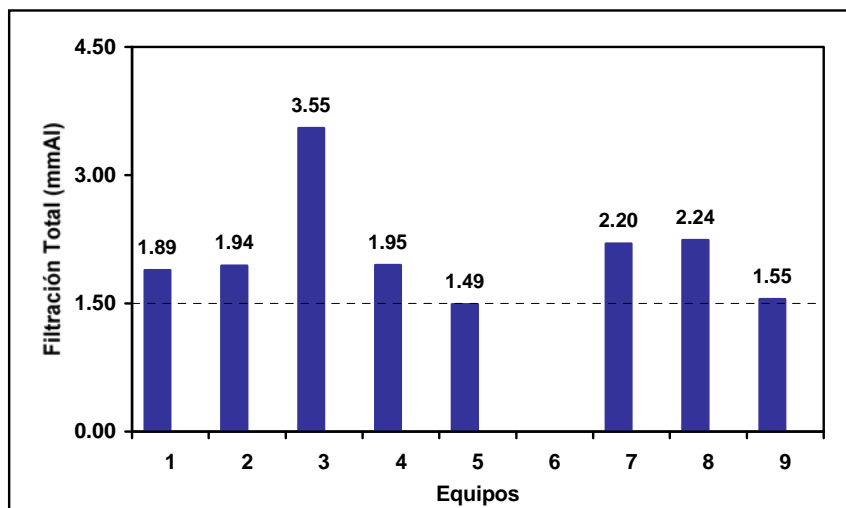


Figura 10. Filtración total de los equipos odontológicos. La línea horizontal indica el valor recomendado por la ICRP.

En este estudio, también se efectuaron pruebas de control de calidad en los equipos de rayos X odontológico, para determinar el diámetro del campo de radiación y la filtración total de cada uno. En las figuras 9 y 10 se muestran los resultados obtenidos.

Para estimar las dosis recibidas por los pacientes, en determinados exámenes, se midieron las dosis de entrada, considerando la radiación dispersa. En la tabla 1 y en la figura 11 se muestran los resultados obtenidos para rayos X de diagnóstico general y odontológico, respectivamente.

Tabla 1. Valores de las dosis de entrada en los pacientes.

<i>Tipo de examen</i>	<i>Dosis de entrada (mGy)</i>
Tórax	0,06
Pelvis	2,04
Cráneo	3,46
Columna frontal	4,67
Abdomen simple	4,98

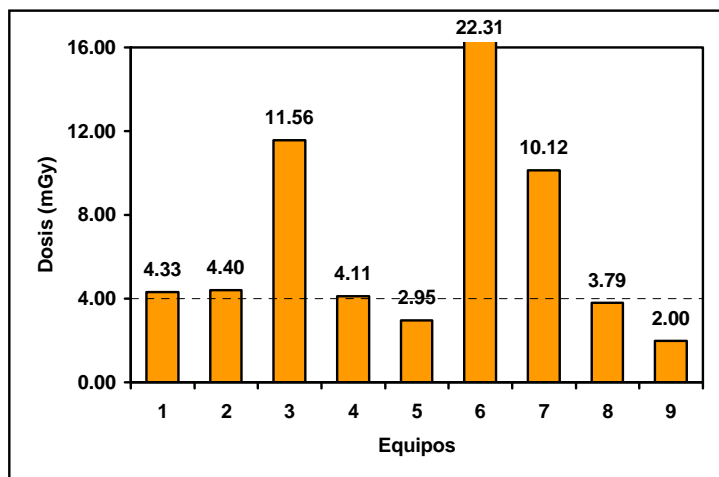


Figura 11. Mediciones de dosis de entrada en pacientes en exámenes odontológicos. La línea horizontal indica el valor límite aceptado.

4. CONCLUSIONES

El 91 % de los equipos evaluados se encontraban operativos, de los cuales el 24% operan en condiciones no adecuadas. Por ejemplo, fueron encontrados dos equipos de diagnóstico convencional sin foco luminoso, y tres equipos de diagnóstico dental sin control de tiempo de exposición.

Los equipos evaluados de diagnóstico convencional y odontológico, presentan una precisión del voltaje de tubo, del tiempo de exposición, de la exposición, y del rendimiento, menores que el 5%.

La exactitud del voltaje de tubo, del 87 % de los equipos se encuentra dentro del límite aceptado (± 5 kV). Estos resultados son válidos para voltajes de tubo comprendidos entre 40 y 80 kV.

El 62 % de los equipos muestran una linealidad de tiempo aceptable, para tiempos de exposición mayores de 0,08 s, y para tiempos menores, es preciso realizar una

corrección en el temporizador del equipo.

Las medidas correctivas que deben realizarse en las instalaciones y equipos evaluados en este estudio, deberán ajustarse a las recomendaciones y sugerencias indicadas en los informes técnicos presentados a cada institución.

5. REFERENCIAS

- (1) Comisión Internacional de Protección Radiológica, Reporte No. 60; 1990.
- (2) Recommendations for the safe use and regulation of radiation sources in industry, medicine, research and teaching, Series de Seguridad No.102; OIEA; 1990.
- (3) Resultados del programa coordinado de investigación (OIEA-CEC) sobre reducción de dosis en radiodiagnóstico, Pedro Ortiz; OIEA; 1994.

- (4) Informe del comité de las NN.UU. para el estudio de los efectos de las radiaciones atómicas; UNSCEAR; 1982.
- (5) Protección del paciente en radiodiagnóstico; Cuaderno Técnico No.3: Publicación 16, OPS-OMS; 1987.
- (6) Protección contra la radiación ionizante de fuentes externas usadas en medicina; Cuaderno Téc. Nro.13; Publicación No. 33; OPS-OMS; 1988.
- (7) Concepts of radiation dosimetry; Kenneth R. Kase, 1978
- (8) Manual de radiología para tecnólogos; Stewart C. Bushong, 1993.
- (9) Curso básico de licenciamiento y fiscalización en radiología médica y odontológica; S. Velasques de Oliveira, H. Correa Mota; Instituto de Radioprotección y Dosimetría.
- (10) Quality assurance for diagnostic imaging equipment; National Council on Radiation Protection and Measurements; Report No. 99; 1988.
- (11) Reglamento de Seguridad Radiológica. OTAN/IPEN; 1997.
- (12) Normas Básicas Internacionales de seguridad para la protección contra la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación OIEA, 1994.

9. Otros Temas

ALGUNOS ASPECTOS COMPARATIVOS EN LA GENERACIÓN DE ELECTRICIDAD

Avila J.⁽¹⁾ javila@ipen.gob.pe, Llamas I. ⁽¹⁾ illamas@ipen.gob.pe

(1) Dirección General de Instalaciones – IPEN / Lima, Perú

RESUMEN

Se muestran aspectos generales sobre la generación de electricidad, estadística a nivel mundial de potencia instalada, porcentaje de potencia en países que cuentan con centrales nucleares, costos referenciales de generación, comparaciones de factores de carga y emisiones relacionadas con la conservación del medio ambiente.

1. INTRODUCCIÓN

La electricidad tiene una gran importancia en el desarrollo de los países y es un indicador directo de dicho desarrollo, en tal sentido los países industrializados tienen el consumo más grande de electricidad que los países en vías de desarrollo, lo cual indica que la energía eléctrica es la fuerza que permite el desarrollo tecnológico, económico, industrial y social de la humanidad, brinda bienestar y felicidad, siendo en la actualidad un elemento esencial para la vida.

2. ESTADÍSTICAS

La potencia instalada total a nivel mundial para el año 2000 nos muestra que el uso de recursos energéticos para la generación de electricidad es de: 40 % por carbón mineral, 19 % por energía hidráulica, 16 % por energía nuclear, 15 % por gas natural y 10 % por petróleo [1].

Los países que hacen uso de la energía nuclear para la generación de electricidad y tienen arriba del 30 % de su generación total son: Francia con 75 %, Lituania con un 73,2 %; Bélgica con un 57,7 %; Bulgaria con un 47,1 %, Eslovaquia con un 47,0 %; Suecia con un 45,8 %; Ucrania con un 43,8 %; Korea del Sur con 42,8 %; Hungría con 38,3 %; Eslovenia con un 37,2 %; Armenia con un 36,4 %; Suiza con un 36,0 %; Japón con un 34 %; Finlandia con un 31,2 %; Alemania con un 31,2 % y España con un 31 % [2].

En relación a la potencia instalada, los países que tienen una potencia instalada sobre los 5000 MW son: USA con 971560 MW, Francia con

63103 MW, Japón con 43691 MW, Alemania con 21112 MW, Rusia con 19843 MW, Corea con 12990 MW, Reino Unido con 12968 MW, Canadá con 9998 MW, Suecia con 9432 MW, España con 7470 MW y Bélgica con 5712 MW.

La potencia nucleoelectrica total instalada para el año 2000 es de 349074 MW con 433 centrales nucleares. Se encuentran en construcción 37 centrales nucleares para una potencia total de 31128 MW y está aprobada la construcción de 44 centrales más para una potencia total de 38830 MW [1].

3. COSTOS

Los costos de generación varían debido a diversos factores, sin embargo existen datos referenciales promedios que permiten comparar los costos de las diferentes tecnologías de generación [3]. En la tabla 1 se muestra los costos de generación de electricidad por diferentes tecnologías.

Tabla 1. Variables que participan en el costo total de generación de la electricidad.

Tecnología	Inversión y op&m fijo	op&m variable	Gestión de Residuos	Costo combustible	Costo Total
1.Hidroelectricidad (Gran Escala)	2.3	0.3	0.0	0.0	2.6
2.Hidroelectricidad (Baja Escala)	1.5	0.3	0.0	0.0	1.8
3. Geotermia Comercial	1.4	0.2	0.3	1.5	3.4
4. Eólica (Baja Escala)	6.5	0.0	0.0	0.0	6.5
5. Solar	18.5	0.0	0.0	0.0	18.5
6. Fotovoltaica	27.0	0.0	0.0	0.0	27.0
7. Gas (Turbina de Gas)	0.6	0.3	0.0	5.5	6.4
8. Ciclo Combinado	1.2	0.3	0.0	2.9	4.4
9. Turbina Vapor	2.6	0.6	0.0	2.6	5.8
10. LWR-Comercial	3.8	0.2	0.4	0.4	4.8
11. LWR-Avanzado	3.4	0.2	0.4	0.4	4.4
12. PGR-Comercial	4.2	0.05	0.4	0.3	4.95
13. PGR- Avanzado	3.9	0.05	0.4	0.3	4.75

En la fig. 1 se muestra los costos de generación de electricidad en dólares por kilovatio-año en

función del factor de carga, para las tecnologías basadas en el uso de combustibles como diesel oil, uranio, gas y la energía renovable fuerza hidráulica. Se observa que los costos por generación hidráulica presentan un espectro muy disperso, desde 120 US\$/kW/año hasta 620 US\$/kW/año, el costo de generación utilizando diesel oil varía desde 100 US\$/kW/año a 650 US\$/kW/año, la tecnología nuclear tiene una variación menor que va desde 320 US\$/kW/año hasta 350 US\$/kW/año y la tecnología que utiliza como combustible gas natural varía desde 100 US\$/kW/año hasta 350 US\$/kW/año [4].

Estos costos pueden variar dependiendo de factores locales en donde se instalen las centrales, sin embargo todas las tecnologías son factibles de considerarse en los programas de planeamiento eléctrico.

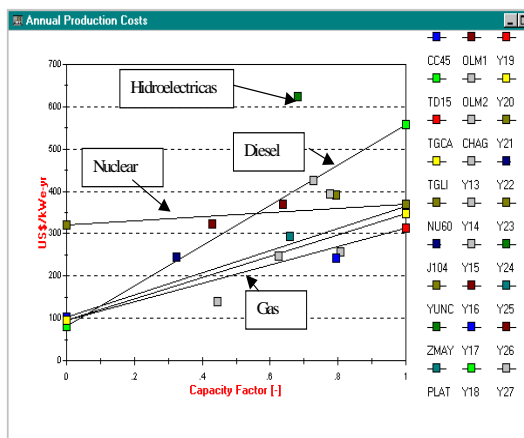


Figura 1. Costos de generación de electricidad en función del factor de carga para centrales hidroeléctricas, nucleares, a diesel oil y gas natural.

4. EMISIONES

En la práctica es difícil diseñar un futuro energético ideal por la diversidad de factores que ello implica. Es difícil tomar decisiones que satisfagan las necesidades energéticas y medioambientales a mediano y largo plazo, debido a las variadas condiciones económicas, políticas y energéticas. Sin embargo, es importante contar con estudios de alto nivel para pronosticar las tendencias de la contaminación ambiental simulada bajo escenarios probables del futuro y tener un análisis de situaciones más probables que orienten a la toma de decisiones de los gobiernos de turno.

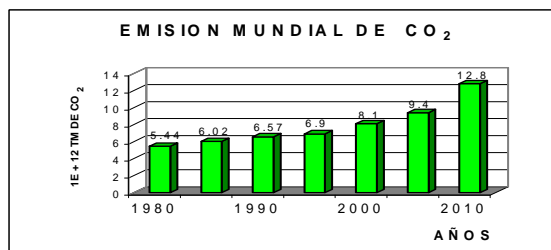


Figura 2. Emisión de CO₂ histórico y proyectado.

En la Fig. 2 se muestra el aumento de las emisiones de CO₂ (dióxido de carbono) resultados obtenidos por la comisión de la comunidad europea (CCE) y el Consejo Mundial de Energía (CME). De la emisión total que se muestra en dicha figura, del 25 % al 30 % pertenece al sector eléctrico.

5. CONCLUSIONES

De lo expuesto, el desarrollo y despliegue de las opciones tecnológicas continuará para generar electricidad y satisfacer las demandas de los usuarios.

El evidente crecimiento del calentamiento global de la tierra y los cambios climáticos requiere una respuesta tecnológica a corto, mediano y largo plazo para reducir las emisiones de gases contaminantes y de efecto invernadero para evitar resultados funestos y costos para la humanidad.

La alternativa nucleoelectrica es completamente viable para nuestro país, considerando su evaluación competitiva con las otras tecnologías. Permitirá además hacer uso racional de nuestros recursos energéticos.

6. BIBLIOGRAFÍA

- [1] Nuclear Power: Energy for Today and Tomorrow. (Página consultada el 19 de Noviembre del 2001). Dirección URL: <http://www.uic.com.au>
- [2] International Atomic Energy Agency. (IAEA). Nuclear Power Reactors in the World. Reference Data Series No.2. April Vienna. Austria. 2000.
- [3] Electricity Today and Tomorrow. (Página consultada el 12 de febrero del 2002). Dirección URL: <http://www.uic.com.au/ne2.htm>.
- [4] Avila López J., Llamas Montoya I. La Nucleoelectricidad. Informe Interno de la Dirección General de Instalaciones (DGI) - IPEN. Lima 2001.

IMPLEMENTACIÓN DE UN SISTEMA DE BÚSQUEDA BIBLIOGRÁFICA EN ENTORNO WEB (INTRANET) PARA EL CEID

Baltuano O.⁽¹⁾ obaltuano@ipen.gob.pe, Prado, A.⁽²⁾ aprado@ipen.gob.pe,
González A.⁽³⁾ argon@chasque.net

(1) *Departamento de Física – IPEN /Lima, Perú*

(2) *Centro de Información y Documentación – IPEN / Lima, Perú*

(3) *Facultad de Ciencias, Universidad de la República; Uruguay*

RESUMEN

Se describe el desarrollo de un sistema automático de búsquedas bibliográficas para el Centro de Información y Documentación (CEID) del IPEN, utilizando la infraestructura de red instalada en el CN-RACSO. Se empleó un entorno web privado (intranet) buscando reducir al mínimo los costos derivados del uso de licencias y/o programas comerciales. Todo el desarrollo se realizó usando programas de libre distribución con licencia GPL (GNU Public Licence).

1. ANTECEDENTES

El servicio de búsquedas bibliográficas en el CEID era realizado en forma manual. Las búsquedas de información en el acervo local se realizaban desde una base de datos ISIS para DOS, corriendo en modo mono-usuario y stand-alone. Del mismo modo, la base de datos del International Nuclear Information System (INIS) se encontraba disponible únicamente en formato CD-ROM, por lo cual las búsquedas debían hacerse en cada uno de los CD's disponibles. Los usuarios dependían fuertemente del apoyo que el personal del CEID les pudiese brindar; en cuyo caso, la pérdida de horas-hombre para la realización de esta tarea era significativa.

2. OBJETIVOS

Siguiendo el ejemplo de otros centros de información y a la luz de los desarrollos tecnológicos actuales y dada la amplia difusión que tienen los servicios de Internet, se buscó implementar un sistema de búsqueda automática, en el cual, los propios usuarios fueran los que realizarán sus búsquedas, permitiendo así que pudieran afinar y personalizar sus requerimientos de una forma más específica.

Se eligió el entorno web, usando el protocolo TCP/IP debido a que es una forma de

comunicación prácticamente estandarizada. El tiempo de aprendizaje, si es que lo hay, para los usuarios es muy corto. Por otro lado permite que las búsquedas sean realizadas en forma remota.

3. RECURSOS DISPONIBLES

Se utilizó una computadora como servidor web, con las siguientes características:

Procesador Pentium I 233MHz
32 MB de RAM
Disco duro de 6 GB
Tarjeta de video PCI Trident 9682
Tarjeta de red 3Com 100 Mbps
Teclado y mouse estándar
Monitor VGA (opcional, requerido solo para la instalación)

Para la implementación del software, se decidió utilizar -en la medida de lo posible- software de libre distribución, dada las limitaciones presupuestales del CEID. El detalle de los recursos de software utilizados se muestra más adelante.

4. DESCRIPCIÓN DEL TRABAJO

Se eligió como sistema operativo, la plataforma Linux, en razón que además de ser gratuito, se cuenta con personal que puede brindar un soporte técnico permanente.

Los pasos requeridos para el trabajo pueden resumirse en:

- Instalación y configuración del sistema operativo linux.
- Adquisición de motor de bases de datos ISIS para UNIX.
- Migración de la base de datos DOCSIS del entorno DOS al entorno UNIX.
- Poner operativa la base de datos en entorno UNIX, con las mismas características que la de DOS.
- Adquisición del script para realizar las búsquedas en entorno web.

- Adquisición del software requerido para la base de datos INIS.
- Adquisición de la licencia correspondiente para multiusuario del INIS.
- Instalación y configuración de sistema de búsquedas web del INIS.
- Instalación de los CD-ROM's INIS en el disco duro del servidor Linux.

Los pasos anteriores han sido agrupados en tres etapas para el desarrollo del trabajo:

a. Instalación del servidor en plataforma Linux

El sistema operativo Linux fue la opción ideal para la realización de este trabajo por cuanto es un SO distribuido bajo licencia GPL (Licencia pública GNU); es decir, es un software gratuito, muy estable, versátil y muy ligero (puede correr incluso en una 386) debido a que es posible configurarlo para funcionar en modo texto, eliminando la necesidad de uso del modo gráfico que consume recursos del microprocesador ralentizando la performance de la computadora. Por esta razón, este sistema operativo funciona perfectamente en una pc Pentium-I, proporcionando recursos a clientes en otras estaciones de trabajo.

La distribución instalada fue RedHat 6.1, sobre la cual se configuraron los siguientes servicios:

Servidor FTP.

Servidor HTTP (Apache Web Server).

Adicionalmente, a estos servicios se instaló un script "WWW Count" con la finalidad de facilitar un contador de visitas a la página web del CEID. Este contador proporciona una primera aproximación de la cantidad de usuarios que realizan consultas a las bases de datos on-line. Este script también es de libre distribución y se encuentra disponible en <http://www.muquit.com/muquit/software/Count/Count.html>.

Finalmente, fue necesario elaborar una página web que sirva de acceso a los diferentes servicios adicionales suministrados por el servidor linux del CEID: publicaciones recientes, acceso a la base de datos local (DOCSIS) en ISIS y acceso a la base de datos del INIS.

b. Software de búsqueda ISIS

Fue necesario migrar la base de datos ISIS en DOS (DOCSIS) con la cual habitualmente se trabaja a la versión ISIS

para UNIX, la cual es de libre distribución y puede ser obtenida en <ftp://ftp.unesco.org>. El proceso de migración se encuentra documentado en los manuales de la versión para UNIX. Sin embargo, fue necesario realizar algunos cambios a dicho procedimiento por cuanto no se pudo lograr la migración de la base de datos DOCSIS en forma satisfactoria.

Para realizar las búsquedas en entorno web se instaló un script en Perl-CGI de libre distribución elaborado por Kurt Nienhaus del Centro de Estudios Bibliotecarios de la Universidad de Stuttgart en Alemania. Este script llamado "Isis WWW" se encuentra disponible en <http://machno.hbi-stuttgart.de/~nienhaus>.

Este script fue configurado y personalizado para funcionar con la base de datos DOCSIS ya instalada en el servidor Biblos. Para su acceso se utiliza la página web de entrada previamente elaborada.

c. Software de búsqueda INIS

El software de búsqueda en entorno web de la base de datos INIS funciona de manera totalmente diferente al sistema de búsquedas en ISIS. La compañía Silverplatter distribuye a nivel mundial la base de datos INIS en formato de CD-ROM. Esta misma compañía proporciona a través de su servidor FTP los programas necesarios para configurar sus bases de datos en entorno Web. La licencia correspondiente para colocar las bases de datos en red, también son proporcionadas y/o vendidas por dicha compañía. Para nuestro caso, el OIEA adquirió las licencias para los Estados Miembros del INIS que la soliciten, para 10 usuarios en entorno intranet.

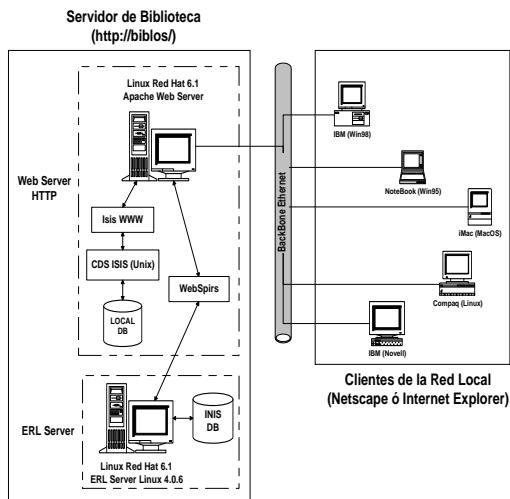


Figura 1. Esquema que muestra la arquitectura del sistema implementado.

Los programas suministrados por Silveplatter son de libre distribución y se encuentran disponibles en: <ftp://ftp.silverplatter.com>

Fue necesario instalar lo siguiente:
 Webspirs (version UNIX).
 Electronic Reference Library (ERL).

El primero de ellos es una interfase CGI que permite acceder a los datos disponibles en el motor de búsquedas ERL que debe encontrarse operativo. Aunque cada una de ellos puede instalarse en máquinas diferentes, ambos fueron instalados en el mismo equipo.

5. OBSERVACIONES Y CONCLUSIONES

Los objetivos inicialmente planteados como parte del trabajo se cumplieron a satisfacción. Los usuarios pueden realizar sus búsquedas bibliográficas en cualquiera de las dos bases de datos desde sus propias estaciones de trabajo, liberando al personal de CEID de esta carga de trabajo.

La utilización de programas de libre distribución, ha permitido que todo este trabajo no demande gasto alguno para el presupuesto del CEID, en hardware ni software.

Como parte del proyecto de cooperación ARCAL XVII, se ha acordado entre los países participantes, la adopción del protocolo Z39.50, el cual es un protocolo estándar que es soportado tanto por ISIS como por el ERL y que permite elaborar bases de datos

distribuidas en diferentes países, realizando las búsquedas de forma transparente para el usuario. Este trabajo se encuentra condicionado a la asignación de una IP real de Internet para el servidor BIBLOS y la correspondiente configuración del firewall de la red del CN-RACSO que permita que dicho servidor pueda ser accesado desde la Internet. Finalmente, este desarrollo ha sido expuesto como parte de avance en los objetivos del proyecto ARCAL XVII en la Ciudad de la Habana Cuba durante el taller realizado en junio del 2000. Algunos de los países participantes se mostraron interesados en implementar similares servicios en sus respectivos centros, por lo cual el CEID ahora también brinda asesoría a los demás países en temas relacionados con este trabajo.

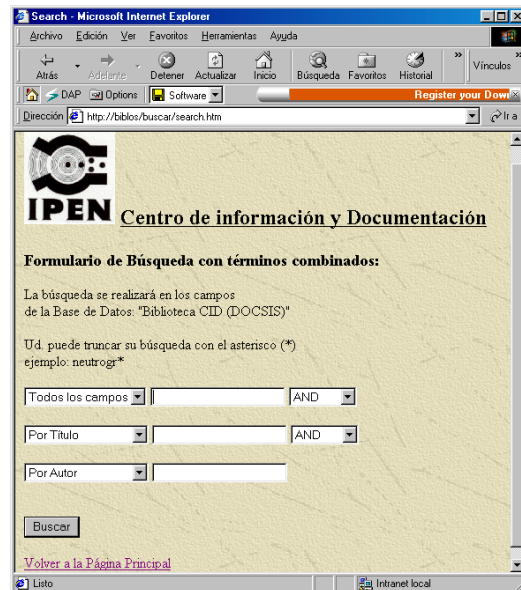


Figura 2.. Muestra de uno de los formularios de búsqueda.

6. REFERENCIAS

- [1] J. Tackett Jr, D. Gunter; *Utilizando Linux*; 2^{da} edición, Prentice Hall, México, 1996.
- [2] J. Rowe; *Creación de servidores de datos para Internet con CGI*; Prentice-Hall Hispanoamericana, Mexico, 1996.
- [3] *ERL Administrator's Manual*, Version 4.05; Silveplatter; 1999.
- [4] *WWWISIS: Servidr world-wide web para bases de datos ISIS*; Version 3.0; BIREME, OPS, OMS; Brasil; 1997.

PERU COUNTRY SPECIFIC DATABASE IMPLEMENTATION FOR COMPARATIVE ASSESSMENT OF ELECTRICITY OPTIONS AND STRATEGIES (DECADES PROJECT)

Pizarro C.⁽¹⁾ cpizarro@ipen.gob.pe, Avila J.⁽²⁾ javila@ipen.gob.pe

(1) Oficina de Informática y Estadística – IPEN / Lima, Perú
(2) Dirección General de Instalaciones

ABSTRACT

This report is the result of the cases study carried out using the DECADES computer tools on assessment of the electricity supply plan for expansion in Peru in the framework of the IAEA Research Contract No. 9274.

1. CONTENTS

The scope of this study is at national level for Interconnected National Electrical System and it is purpose to show the results of the Decades Model for Electricity Peruvian Planning on a period of 25 years from 2000 to 2025.

It has been considered energy resources, transformation, technologies and entire Electricity Generation Interconnected System of Peru, and also it has made an estimation of the pollutant emissions to the environment, which is emitted by the power plants and auxiliary activities.

The least cost concept has been used as guide for the optimization of the studied cases. Also the study considers the policies of the government and the macroeconomic framework within a global development strategy.

In the framework of this study it has been carried out the Plan Expansion for Peru. Two cases have been analyzed one with medium energy demand and high energy demand at least cost, with Gas limitation according Peruvian situation. The results of the plan expansion for scenario medium are shown in the table 1.

In the table 1 it is shown the thermal power plants for optimal plan expansion at least cost for medium Scenario. Table 2 shows the plan expansion for optimal plan expansion at least cost for high Scenario. The power required for Scenario medium is 4050 MW of thermal, 234 MW of Hydro and 600 MW of nuclear. As it can see the nuclear option for medium scenario is later than high scenario. The total power for medium Scenario is 115551 MW into the all period. The power plants that the plan requires

for medium scenario are: Of hydro only 2 hydro power plants one of 104 MW (J104) and other of 130 MW (YUNC), 300 Mw of diesel and 3750 MW of natural gas.

For the high Scenario the total power demand is 131753 MW and the additional power is 3659 MW of thermal, 1727 MW of Hydro and 600 MW of nuclear. Nuclear option is about for 2012 year. For this scenario it is required 450 MW of Diesel, 3200 MW of natural gas, 600 MW of nuclear and almost all hydro candidates with a total of 1727 MW.

Table 1. Plan expansion for scenario medium for 2000-2005 period.

YEAR	PEAK LOAD (MW)	ADDITIONS PLANTS		
		THERMAL	HYDRO	NUCLEAR
2000	2399			
2001	2570			
2002	2761			
2003	2904	1TGCA(150MW)		
2004	3165	2TGCA(300MW)		
2005	3357	1TGCA(150MW)	1J104(104MW) 1YUNC(130MW)	
2006	3625	1CC45(450MW)		
2007	3767	1CC45(450MW) 1TGCA(150MW)		
2008	3955			
2009	4074	1CC45(450MW)		
2010	4174			
2011	4295			
2012	4415			
2013	4543	2TGCA(300MW)		
2014	4669			
2015	4781	1TGCA(150MW)		
2016	4918			1 NU60 (600 MW)
2017	5060			
2018	5206			
2019	5357	1TGCA(300MW)		
2020	5512	1TGCA(150MW) 1TGCA(150MW)		
2021	5671	1TD15(150MW)		
2022	5835	1TGCA(150 MW)		
2023	6004	1CC45(450MW)		
2024	6178			
2025	6356	1TD15(150MW)		
TOTAL	115551	4050 MW	234 MW	600 MW

The figure 1 shows the fuel consumption by each type of fuel, is clear that natural gas is the most important fuel for electricity generation, diesel is also important, the residual fuel is used in low quantities, uranium will be needed since 2012 year if the demand following the high scenario or since 2016 year if the demand following medium scenario.

The figure 2 shows the electricity generation by

thermal power plants nuclear power plant, it is clear that the major part of thermal electricity is produced by natural gas, followed by diesel and nuclear technology.

In both studied scenarios the results show that nuclear option is feasible for Peru in the context of rational use of energy resources.

In the figure 3 it is shown the emissions of CO₂ for medium scenario. The emissions of CO₂ is the most important source since the point of view of environmental preservation. For high scenario the CO₂ increases of 1795180 in 2000 to 10963713 tonnes in 2025.

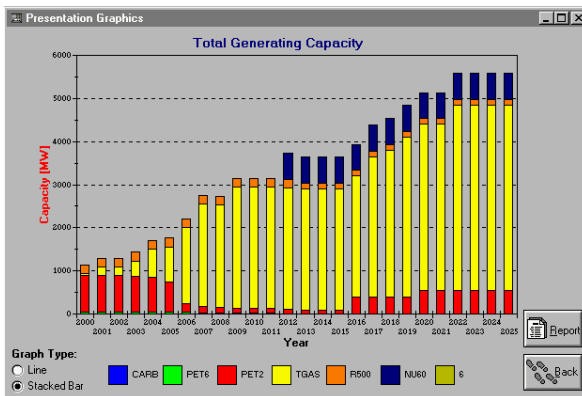


Figure 1. Fuel Consumption in Optimal case with Nuclear Option.

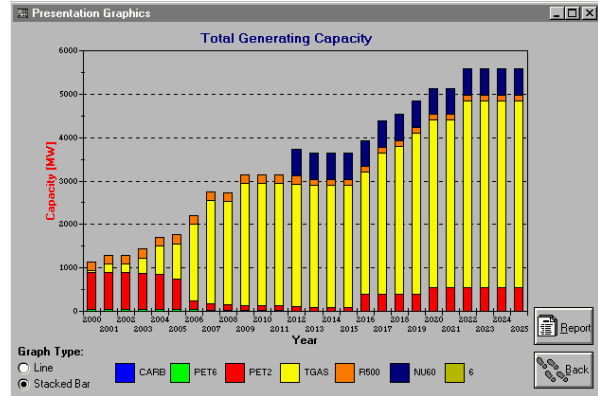


Figure 2. Thermal Electricity Generation in optimal case with Nuclear Option.

Table 2. Plan expansion for high medium for 2000-2015 period.

YEAR	PEAK LOAD (MW)	ADDITIONS PLANTS		
		THERMAL	HYDRO	NUCLEAR
2000	2399			
2001	2571			
2002	2740			
2003	2929	1TGCA(150MW)	1 SGI(105 MW)	
2004	3163	2TGCA(300MW)		
2005	3495	1TGCA(150MW)	1J104(104MW) 1YUNC(130MW)	
2006	3770	1CC45(450MW)		
2007	3966	1CC45(450MW) 1TGCA(150MW)		
2008	4096			
2009	4371	1CC45(450MW)		
2010	4517			
2011	4706			
2012	4865			1 NU60 (600 MW)
2013	5054			
2014	5218		1SGI(105MW)	
2015	5433		QSI1(81MW) LT12(140MW)	
2016	5659	2TD15(300MW)		
2017	5894	1CC45(450MW)		
2018	6139	1TGCA(150MW)		
2019	6395	2TGCA(300MW)		
2020	6661	1TD15(150MW) 1TGCA(150MW)		
2021	6939		1ZMAY(150MW) 1PLAT(140MW)	
2022	7228	1 TGCA (150 MW)		
2023	7530		1 OLM1 (300 MW)	
2024	7844		1 OLM2 (324 MW)	
2025	8171		1CHAG(440MW)	
TOTAL	131753 MW	3650 MW	1727 MW	600 MW

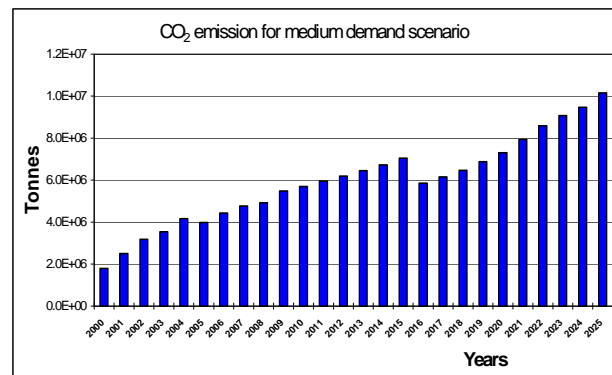


Figure 3. Emission of CO₂ for Medium Scenario.

REFERENCES

- [1] Technical Energy Office, Ministry of Energy and Mines. "Electricity Referential Plan 1999-2000" Lima, Peru, 2001.
- [2] Technical Energy Office, Ministry of Energy and Mines. "Energy National Balance 1999-2000" Lima, Peru, 2001.
- [3] Pizarro C.; Avila J. "Final Report of the IAEA Research Contract No. 9274 Lima, Peru, 2001.

OPTIMIZACIÓN DE LA EFICIENCIA DEL ACCIONAMIENTO DE UN MOTOR DE INDUCCIÓN APLICADO A UN BOTE SOLAR

Gilberto C. D. Sousa⁽¹⁾, Domingos S. L. Simonetti⁽¹⁾,
Cifuentes E.⁽²⁾ ecifuentes@ipen.gob.pe, Joost P. Rey⁽³⁾

(1) *Universidade Federal de Espírito Santo / Vitória E. S., Brasil*

(2) *Instituto Peruano de Energía Nuclear / Lima, Perú*

(3) *Noordelijke Hogeschool Leeuwarden 8913 HP LEEUWARDEN / Holanda*

RESUMEN

En los últimos años se ha puesto mucha atención en el mejoramiento de la eficiencia en los accionamientos de frecuencia variable [1] [2]. En el presente trabajo, uno de los objetivos específicos es: ser aplicado a una pequeña embarcación marítima alimentado por energía solar para llevar a turistas a través de reservas naturales, donde una alta eficiencia se traslada en bajo números de paneles solares, un sistema de enfriamiento más pequeño tanto para el convertidor así como para el motor, reduciéndose de esta manera el costo y el peso. En este trabajo se describe el control de la optimización de la eficiencia en línea basado en lógica fuzzy para un accionamiento de un bote solar el cual usa un motor de inducción con control vectorial indirecto tanto para la velocidad así como para el torque. El sistema de accionamiento experimental con el controlador propuesto fue implementado en una placa de control basado en el DSP TMS320C25, fue construido y probado en el laboratorio para validar la técnica propuesta.

1. INTRODUCCIÓN

La eficiencia de un sistema de accionamiento es una función compleja dependiendo del tipo la máquina seleccionada, de la topología del convertidor, del tipo de los semiconductores de potencia usados como conmutadores y del algoritmo PWM a ser usado. Inclusive, el sistema de control tiene un profundo efecto en la eficiencia del accionamiento.

Es bien conocido que, para los motores de inducción, la máxima eficiencia es obtenida cuando las pérdidas en el núcleo y las pérdidas en el cobre son iguales en cualquier condición de torque y velocidad. Un sistema de accionamiento normalmente opera con flujo nominal dando una buena respuesta transitoria. Sin embargo en las condiciones de carga

ligera, esto causa excesivas pérdidas en el núcleo [3], disminuyendo la eficiencia del accionamiento. Por diferentes razones el control de la optimización en línea [4-6], basándose en la búsqueda, donde el flujo es reducido en escalones hasta que la medición de la potencia alcance el valor mas bajo, es muy atractivo. El control no depende de los parámetros y el algoritmo es aplicado universalmente para cualquier máquina. En el presente trabajo se emplea un control de optimización de la eficiencia en línea basado en lógica fuzzy en un sistema de accionamiento con control vectorial indirecto el cual asegura una rápida convergencia con el tamaño adaptativo de los escalones de la corriente de excitación. Las pulsaciones del torque a bajas frecuencias, generadas por el controlador de eficiencia fueron suprimidos por un algoritmo de compensación del tipo "feedforward".

Además de actuar en el nivel de flujo también actúa en el voltaje DC del inversor, para obtener también una reducción de las pérdidas en el inversor.

2. ANÁLISIS TEÓRICO

A. Modelando las pérdidas de la máquina.

Mientras las pérdidas del cobre de las máquinas son fácilmente modeladas, y claramente depende de la corriente RMS total, el modelamiento de las pérdidas en el núcleo es más compleja. Las pérdidas en el núcleo del estator debido a la componente fundamental de la frecuencia (f) puede expresarse como:

$$P_{cs} = k_e f^2 \lambda_m^2 + k_h f \lambda_m^2 \quad (1)$$

donde λ_m es el flujo fundamental del entrehierro, k_e y k_h son los coeficientes de pérdidas de las corrientes de Eddy y de

histéresis, respectivamente. La ecuación (1) puede ser reescrita en términos del voltaje fundamental V_m del entrehierro:

$$P_{cs} = k_c (k_e + k_h / f) V_m^2 \quad (2)$$

donde k_c es una constante de proporcionalidad. De (1) podemos observar que las pérdidas en el núcleo son altamente dependientes del nivel del flujo.

Se comprobó que cuando se opera con tensión reducida (V_{dc}) en los bornes del inversor se obtiene una reducción extra en las pérdidas en el núcleo.

B. Modelando las pérdidas del convertidor

Para un inversor con PWM senoidal y que utiliza IGBTs, el análisis de pérdidas muestra que las pérdidas de conducción para un IGBT determinado es proporcional al índice de modulación m , al voltaje V_{CE} y a la corriente del colector I_C [7]. En operación de V_{dc} reducida, m es incrementada para contrarrestar la reducción de V_{dc} , de tal forma que la tensión fundamental sea producida. Como se mencionó anteriormente, el valor RMS de la corriente del motor es reducida, el cual también produce una pequeña reducción en V_{CE} .

Sin embargo, las pérdidas de conmutación tanto durante el encendido así como en el apagado, son independientes del índice de modulación, pero son altamente dependientes de V_{dc} y de I_C . Por lo tanto, ellos son fuertemente reducidos por la técnica propuesta.

En los diodos de marcha libre, las pérdidas de conducción disminuyen cuando m es incrementado, y la corriente RMS es reducida. Además de eso, las pérdidas de conmutación también son reducidas tanto por la reducción de V_{dc} así como de la corriente RMS. En consecuencia, las pérdidas totales en el inversor son reducidas, dando como resultado una ganancia extra en la eficiencia para la técnica de control propuesto.

3. DESCRIPCIÓN DEL SISTEMA TOTAL

El sistema de accionamiento total es ilustrado en la Fig.1. La fuente de poder consiste de un paquete de baterías de 48 V alimentados por paneles solares, se usa un convertidor del tipo

Boost para mantener el nivel justo de tensión requerida para un control apropiado de la corriente, a velocidades parciales.

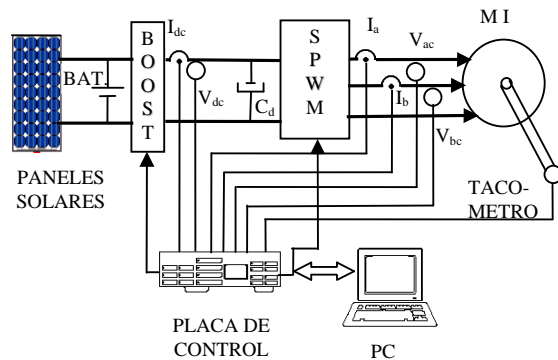


Figura 1. Diagrama general del sistema de prueba.

La Fig. 2 muestra el diagrama de bloque de un accionamiento de un motor de inducción con control vectorial indirecto incorporando al controlador de optimización de la eficiencia propuesto. El lazo realimentado del control de velocidad genera el comando de corriente activa o de torque (i_{qs}^*), tal como es indicado. El control de corriente recibe los comandos de corriente de torque y de excitación i_{qs}^* e i_{ds}^* , respectivamente, de un conmutador de 2 posiciones: cuando está en la posición (1) la corriente de excitación es establecida por el valor nominal (i_{dsr}^*) y el lazo de velocidad suministra la corriente de torque; la posición (2) es de estado estacionario, donde las corrientes de excitación y de torque son generados por el controlador fuzzy de eficiencia y por el compensador de torque "feedforward". En controlador fuzzy llega a estar activo en la condición de estado estacionario, es decir, cuando el error en el lazo de velocidad se aproxima a cero. Note que se considera la potencia P_d , de los bornes del inversor, para el controlador fuzzy en lugar de la potencia de entrada, y es porque ambos siguen perfiles simétricos.

4. RESULTADOS EXPERIMENTALES

Los resultados experimentales fueron probados para algunos valores de carga y de velocidad, tanto para las condiciones dinámicas como para las de estado estacionario. El sistema fue probado para distintos valores de voltaje DC, establecido por una fuente AC variable en unión de un rectificador a diodos trifásico, para emular al convertidor del tipo Boost.

El impacto en la optimización de la eficiencia es mostrado en la Fig. 3, para 0,4 pu de velocidad y algunos torques de carga. El caso A representa a flujo nominal y a una operación de tensión nominal (300Vdc) en el inversor, mientras que el caso B es el resultado sólo de la optimización del flujo. La curva C fue obtenida por imposición simultánea de un flujo óptimo con una tensión DC variable. Se puede ver que la reducción en el voltaje DC tiene un

impacto significativo en la eficiencia para este caso.

5. CONCLUSIONES

En el presente trabajo vemos que problema del propio control de corriente bajo la tensión variable del inversor fue solucionado por un mecanismo de desacoplamiento. Esto permite a que la respuesta de la corriente llegue a ser inmune a las variaciones de la tensión V_{dc} .

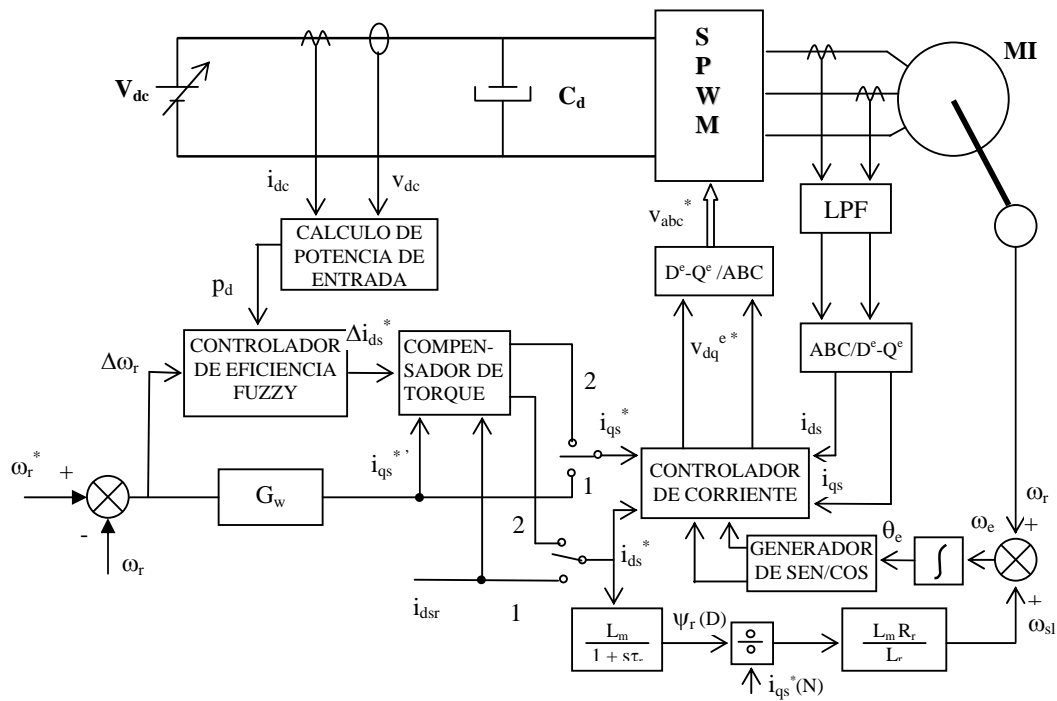


Figura 2. Accionamiento de un motor de inducción con control vectorial indirecto y con un controlador de optimización de eficiencia incorporado.

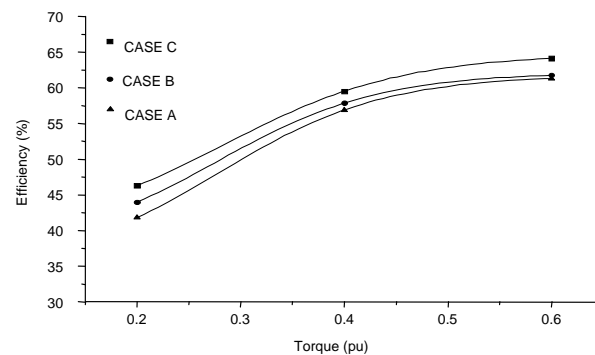


Figura 3. Eficiencias para un 0.4 pu de velocidad y algunos torques de carga.

Los resultados experimentales fueron obtenidos para puntos en la característica cuadrática entre el torque y la velocidad, para tres condiciones: Flujo y V_{dc} nominal, V_{dc} nominal y control de flujo óptimo, y finalmente para la operación simultánea de flujo óptimo y V_{dc} variable.

Los beneficios de aplicar un nivel de flujo óptimo con control de V_{dc} reducida a bajas y medias velocidades (y torques) fueron claramente demostradas reduciendo las pérdidas en la máquina y en el inversor, así como también reduciendo los requerimientos de ventilación e incrementando la confiabilidad debido al desgaste de los conmutadores a bajas tensiones.

6. REFERENCIAS

- [1]. Abrahamsen, F., Blaabjerg, F., Pedersen, J.K., Grabowski, P. Z., Trogersen, P., "On the Energy Optimized Control of Standard and High-Efficiency Induction Motors in CT and HVAC Applications ", IEEE Trans. on Ind. App., vol. 34, no. 4, pp. 940-945, July/August 1998.
- [2]. Abrahamsen, J., Pedersen, J.K., Blaabjerg, F., "State-of-the-Art of Optimal Efficiency Control of Low Cost Induction Motor Drives", Power Electronics and Motion Control PEMC'96, vol. 2, pp. 163-170, Budapest, Hungary, 2-4 September 1996.
- [3]. Sousa, G. C. D., Bose, B. K., Cleland, J. G., Spiegel, R. J. and Chappell, P. J., "Loss modeling of converter induction machine system for variable speed drive", IEEE/IECON Annual Meet. Conf. Rec. Vol. 1, pp. 114-120, 1992.
- [4]. Famouri, P. and Cathy, J. J., "Loss minimization control of an induction motor drive", IEEE Ind. App. Soc. Trans.; Jan-Feb, 1991, Vol. 27, no. 1, pp 33-37.
- [5]. Kirchen, D. S. et al., "On-line efficiency optimization of a variable frequency induction motor drive", 1984 IEEE/IAS Annual Meet. Conf. Rec., pp. 488-492, 1984.
- [6]. Sousa, G. C. D., Bose, B. K., Cleland, J. G., "Fuzzy logic based on-line efficiency optimization control of an indirect vector controlled induction motor drive", IEEE Transactions on Industrial Electronics, Vol. 42 No. 2, pp. 192-198, april, 1995.
- [7]. Casanellas, F. "Losses in PWM inverters using IGBTs", IEE Proceedings on Electronic Power Applications, September 1994, vol. 141, pp. 235-239.

NOTA: Resumen del artículo publicado en la Conference Record of the 2000 IEEE - Industry Application Conference.2000 - IEEE Volumen 3, pp. 1424-1430.

DESARROLLO DE UN SISTEMA DE BASE DE DATOS Y CÁLCULO DE CONCENTRACIONES ANÁLISIS POR ACTIVACIÓN NEUTRÓNICA SEGÚN EL MÉTODO DEL K_0

Ramos R.rodolfoamosb@hotmail.com

(1) Departamento de Química – IPEN / Lima, Perú

INTRODUCCIÓN

Una de las técnicas analíticas nucleares más importantes es el análisis por activación neutrónica, que es utilizada para determinar qué elementos y en qué proporción están presentes en una muestra de análisis. La muestra es sometida a los procedimientos de la técnica y en cada etapa de este proceso se va generando información, que esta dispersa. Entonces, es necesaria que esta información sea organizada adecuadamente para su mejor uso.

DESCRIPCIÓN

Antes de empezar a describir el sistema de base de datos y cálculo de concentraciones. Se describe primero el software s100.exe y el DB Gamma usado en el laboratorio de Química.

S100.EXE

Adquiere la información de la cadena de medición y genera archivos binarios con extensión "mca", que contienen información de cuentas y canales de cada muestra.

DBGAMMA.EXE

Utiliza los archivos con extensión "mca" previa conversión formato ASCII con extensión "spc" que es el formato que utiliza el DB Gamma¹, realiza cálculo de tratamiento de espectros de activación y genera archivos con extensión "fit", que contienen las áreas de cada elemento encontrado.

SISTEMA DE BASE DE DATOS

Para el departamento de Química se ha desarrollado un Sistema de Base de Datos y Cálculo de Concentraciones de Muestras (SBDCC), este sistema está construido en Fox Pro 2.6. El SBDCC (Gráfico 1), está compuesto por 5 módulos: Módulo de ingreso de solicitud de muestra, módulo de procesamiento de la muestra, módulo de reportes y consultas, módulo de administración de tablas y módulo de utilidades. En el primer módulo se registra las solicitudes de análisis que los clientes envían al laboratorio, Cada solicitud viene acompañada por una o más muestras, cuya información es registrada en la base de datos del departamento de Química y a cada muestra se le asigna un código de identificación. En el segundo módulo, se registra información de la muestra y del patrón, referente a su masa, tiempo de irradiación, tiempo de contaje, etc. Este módulo contiene todas las rutinas para el cálculo de concentración de elementos. El tercer módulo imprime los resultados del cálculo anterior, realiza consultas a la base de datos, obtiene un consolidado entre varias muestras, etc. El cuarto módulo administra las tablas de clientes, usuarios del sistema, radioisótopos y sus energías, etc. y el módulo de utilidades realiza las operaciones de ubicación de la base de datos, importación y conversión de archivos binarios a formato ASCII, modificación de tablas externa al SBDCC, etc.

CARACTERÍSTICAS FAVORABLES

- La base de datos está centralizada en un servidor de bases de datos. Esto permite eliminar la existencia de diferentes versiones de una misma tabla.

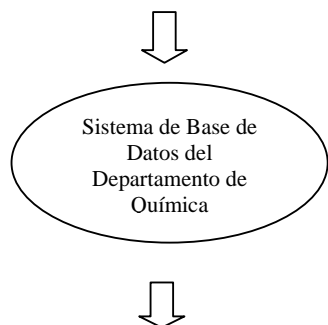
- Evita la redundancia de datos debido a que la base de datos está normalizada, aplicando las técnicas de base de datos relacionales².
- Mejor control de la información.
- Los resultados de los cálculos quedan almacenados en la base de datos.
- Conversión de archivos binarios externos a la base de datos, a formato ASCII y además la información de estos pasa directamente a la base de datos.
- Diferentes usuarios pueden hacer consultas, modificaciones una misma tabla simultáneamente. El sistema es el encargado de hacerlo transparente para el usuario.

Archivos externos a la Base de Datos.

Solicitud de muestras.

Información de muestras y patrones.

Datos de Clientes, usuarios, etc.



Reportes de cálculo, consultas, etc.

Gráfico 1.

DISEÑO DE LA BASE DE DATOS

La base de datos está compuesta por 20 tablas, a continuación se muestra el modelo-entidad relación (Gráfico 2) para las principales:

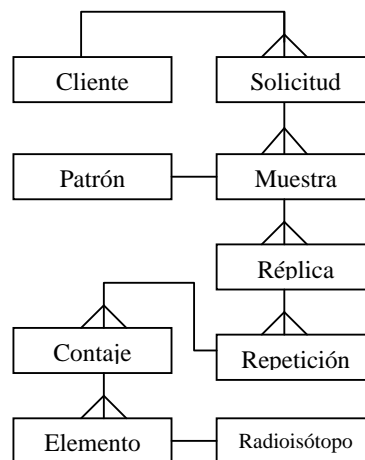


Gráfico 2. Modelo entidad-relación.

El modelo entidad-relación se lee de la siguiente manera: Cada rectángulo representa una entidad y las líneas que los unen son las relaciones entre estas entidades. La relación entre la entidad cliente y solicitud, es de uno a muchos, que significa que un cliente puede tener más de una solicitud de análisis. Cada solicitud puede tener más de una muestra. A cada muestra le corresponde un patrón. Una muestra puede tener una o más replicas. Y esta replica puede tener una o más repeticiones (cantidad de irradiaciones).

El SBDCC viene siendo utilizado en los laboratorios del departamento de Química desde octubre del año 2000.

REFERENCIAS

- [1] Manual del dBGamma. Canberra Electronique.
- [2] James Martín. Bases de datos relacionales.

VALIDACIÓN DE SOFTWARE DE CÁLCULO DE CONCENTRACIONES PARA ANÁLISIS POR ACTIVACIÓN NEUTRÓNICA SEGÚN EL MÉTODO DE k_0

Ramos R. ⁽¹⁾ rodolfoamosb@hotmail.com

(1) Departamento de Química – IPEN / Lima, Perú

INTRODUCCIÓN

La norma de calidad ISO 17025 establece que el software utilizado para el cálculo de resultados, sea validado. Esto significa que debe ser sometido a pruebas con valores ficticios y reales. El presente trabajo tiene como objetivo verificar y evaluar que los resultados generados por el programa de cálculo de concentraciones para análisis por Activación Neutrónica según el método del K_0 , sean exactos y veraces. El programa fue desarrollado para el Departamento de Química.

utilizadas. Luego se iban comparando los resultados de cada cálculo del programa con los resultados del cálculo a papel y lápiz.

También se tomaron como referencia los valores encontrados en los certificados que vienen con cada material de referencia¹, en este caso los materiales OHIO RED CLAY² y de IAEA-SOIL-7, además se compara con los resultados emitidos por un programa antiguo. Para esta validación se han utilizado materiales de referencia para asegurar la validez y trazabilidad del programa.

El programa de cálculo de concentraciones utiliza una serie de fórmulas matemáticas que a continuación pasamos a describir.

DESCRIPCIÓN

Para la validación del software se tuvieron en cuenta lo siguiente: primero se realizaron cálculos con papel, lápiz y una calculadora, luego se realizó la depuración del programa, esto es que no existan errores de sintaxis y errores lógicos. Se hizo un seguimiento de cada línea del programa y de las variables

FÓRMULAS

1. Ecuación de activación

Nota: Las variables con asterisco son las pertenecientes a la muestra patrón.

$$\frac{\omega_i (\mu\text{g})}{\omega(g)} = [\text{Concentracion}] \text{ppm}$$

$$D = e^{\lambda * t_d}$$

$$\omega_i = \frac{\omega^*}{k_0} * \frac{C_{n,i}}{C_n^*} * \frac{\varepsilon^*}{\varepsilon_i} * \frac{F^*}{F_i} * \frac{S^*}{S_i} * \frac{C_i}{C^*} * \frac{D_i}{D^*} * \frac{H_i}{H^*}$$

$$C_i = \frac{\lambda}{1 - e^{-\lambda t}}$$

$$F = f + Qo(\alpha)$$

$$S = 1 - e^{-\lambda t_{\text{irrad}}}$$

$$S = 1 - e^{-\lambda t_{\text{irrad}}}$$

$$Qo(\alpha) = \frac{I_0(\alpha)}{\sigma_o}$$

$$\lambda = \frac{\ln(2)}{Vmed}$$

Tabla 1. Variables.

Nombre de variable	Descripción
tr	Tiempo real
tv	Tiempo vivo
t _{irrad}	Tiempo de irradiación
lo	Sección eficaz epitérmica
σ ₀	Sección eficaz térmica
V _{med}	Vida media de un elemento
ε	Eficiencia del detector(se determina para cada elemento)
C _n	Área neta del fotopico
F	Constante
ω	Masa de la muestra
S	Factor de saturación
Td	Tiempo de decaimiento

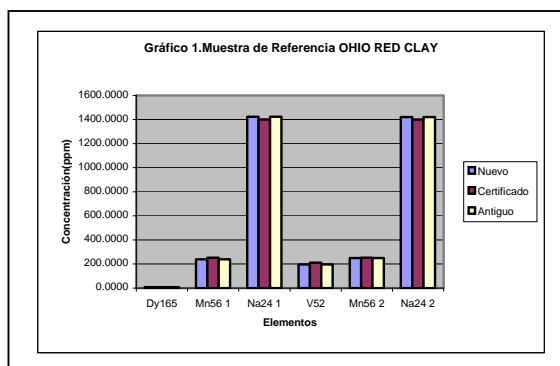
Con el software de cálculo de concentraciones se calcularon en total 12 muestras de referencia. En la tabla 2 y 3 y los gráficos 1 y 2, se muestran los resultados del cálculo y se comparan estos resultados con los valores encontrados en los certificados de referencia respectivos, además para esta validación se muestran los resultados de las concentraciones de elementos dados por un programa antiguo. Se muestran varias cifras significativas sólo para la comparación. En la tabla se tiene una columna con el nombre del elemento encontrado en la muestra, en las columnas siguientes se encuentran los resultados de las concentraciones en ppm de cada elemento, una pertenece al nuevo programa, la otra al valor certificado y la siguiente al programa antiguo. Las dos últimas columnas se refieren a la diferencia porcentual:

$$D1 = \left(\frac{\text{Nuevo Programa} - \text{Valor Certificado}}{\text{Nuevo Programa}} \right) * 100$$

$$D2 = \left(\frac{\text{Antiguo Programa} - \text{Valor Certificado}}{\text{Antiguo Programa}} \right) * 100$$

Tabla 2. Muestra referencia OHIO RED CLAY.

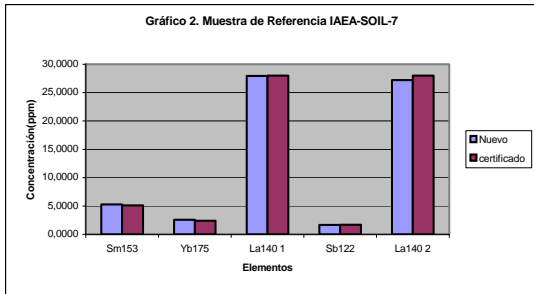
Elemento	Concentración(ppm)			Diferencia %	
	Nuevo Programa	Valor Certificado	Antiguo Programa	D1	D2
Dy165	7,2425	7,4	7,2413	2,17	2,14
Mn56 1	238,4964	253	238,5664	6,08	5,70
Na24 1	1422,29	1400	1422,339	1,56	1,59
V52	196,3619	211	196,3138	7,45	6,96
Al28	93284,07	94500	93257,078	1,30	1,31
Mn56 2	248,84	253	248,91	1,67	1,61
Na24 2	1419,97	1400	1420,0158	1,40	1,42



En las tablas 2 y 3 se observa que la diferencia porcentual d1 y d2 varía de acuerdo a cada elemento. En la tabla 2 se observa que para el V52 la diferencia porcentual es de 7,45% y para el Al28 es de 1,3%. En la tabla 3 la diferencia porcentual para Yb175 es 5,908% y para el La140 1 es 0,14%.

Tabla 3. Muestra referencia IAEA-SOIL-7.

Elemento	Concentración(ppm)		Diferencia %
	Nuevo Programa	Valor Certificado	
Sm153	5,2839	5,1	3,48038
Yb175	2,5507	2,4	5,908
La140 1	27,9605	28	0,14127
Sb122	1,6671	1,7	1,9734
Na24 1	2336,9824	2400	2,6965
K42	12167,3643	12100	0,553647
La140 2	27,206	28	2,9184



En todos los casos la diferencia porcentual no sobrepasa el valor de 10, que es el límite en que se acepta o rechaza un resultado. Los resultados para las 10 muestras de referencia

restantes dan un valor cercano al valor de referencia. El resultado del cálculo no es exactamente igual al de referencia, esto se debe no a problemas durante la ejecución del software, sino se debe a otras condiciones durante la preparación y/o irradiación de las muestras que son actividades previas al cálculo de los resultados.

REFERENCIAS

- [1] Estandar Reference Materials Catalog 1998 - 1999. NIST Special Publication 260.
- [2] Kuleff, R. Djingova. Mean concentration of elements determined in Ohio Red Clay. University of Sofia, Bulgaria. 1997.

ANEXOS

ANEXO 1: AÑO 1998

Publicaciones	488
Presentaciones a congresos	488
Cursos	488
Eventos	489
Conferencias	490
Tesis	490
Visitas de expertos y otras personalidades	490

ANEXO 2: AÑO 1999

Publicaciones	492
Cursos	492
Eventos	493
Conferencias	494
Pasantías en IPEN	495
Tesis	495
Visitas de expertos y otras personalidades	495

ANEXO 3: AÑO 2000

Cursos	497
Eventos	498
Conferencias	498
Expedición científica	498
Pasantía	498
Premio	498
Tesis	499
Visitas de expertos y otras personalidades	499

ANEXO 4: AÑO 2001

Publicaciones	500
Presentaciones a congresos	500
Cursos	500
Eventos	501
Conferencias	502
Tesis	502
Visitas de expertos y otras personalidades	503

ANEXO 1

AÑO 1998

PUBLICACIONES

Morales, R.; Arbaiza, D.; Regalado, R.; Cano R.; Morante C.; Pow-Sang, M. **Tratamiento paliativo del dolor por metástasis ósea múltiple con fósforo 32 oral y estroncio endovenoso.** *Fronteras en Medicina* 1998: 6(1): 17-24.

Morales, R.; Cipriani, E. **Aspectos éticos en el cuidado de pacientes con enfermedad terminal. Estudio comparativo sobre las opiniones de médicos oncólogos y los de otras especialidades.** *Cuadernos de Bioética* 1998; 9(34): 234-245.

PRESENTACIONES A CONGRESOS

Morales, R. **Scintimamografía en tumores palpables de la mama.** Congreso Peruano de Radiología. Noviembre 1998.

CURSOS

Instrumentación y Control de Calidad en Medicina Nuclear. Dr. Rafael Puchal. CSEN, 12 - 31 enero.

Curso Básico de Energía Nuclear para Practicantes. Montoya, M. Medina, E.; Mallaupoma, M.; Condori, J.; Avila, J.; Rodríguez, G.; Morales, R.; Ticllacuri, M.; Torres, Z. CSEN, 16 - 30 marzo.

Curso Taller sobre Aplicaciones Nucleares en la Industria. Sebastián, C.; Valencia, J.; Ravello, Y.; Del Valle, C.; Visurraga, R.; Maghella, G.; Mamani, E. CSEN, 13 - 17 abril.

Curso de Capacitación sobre Sistemas Informáticos para Actividades Regulatorias. CSEN, 20 - 24 Abril.

Curso-Taller sobre Aplicaciones Nucleares en la Biología. Espinoza, M.E.; Torres, Z.; Vásquez, S.; Castro, E.; Herrera, P.; Córdor, M.; Gallo, C.; Espinoza, J.; Osore, J.; Fabián, J. CSEN, 04 - 08 mayo.

Curso-Taller sobre Aplicaciones Nucleares en la Biología. Morote, M.; Vásquez, S.; Condori, J.; Espinoza, M.E.; Castro, E.;

Garrido, C.; Fujita, R.; Lizárraga, B. CSEN, 10 - 14 agosto.

Curso de Aplicaciones de Imágenes Digitales. Posadas, A. CSEN, 01 - 05 junio.

Curso sobre imágenes Digitales en Procesos. Arbildo, A. CSEN, 15 - 19 junio.

Curso Básico de Energía Nuclear para Practicantes. Montoya, M.; Medina, E.; Mallaupoma, M.; Condori, J.; Avila, J.; Rodríguez, G.; Morales, R.; Ticllacuri, M.; Torres, Z.; Olivera, P.; Ramos, F. CSEN, 22 junio - 06 de julio.

Curso de lenguaje para modelar realidad virtual. Cruz, M. CSEN, 06 - 10 julio.

Curso-Taller sobre Instrumentación Científica y Tecnológica. Lommer, M.; Ramón, A.; Arbildo, A.; Paez, J.; Gutarra, A.; Ticllacuri, M.; Talledo, A.; Lastra, L.; Valera, A.; López, A. CSEN, 03 - 07 agosto.

Curso de Programación y Aplicaciones del Microcontrolador 8051. Cruz, M. CSEN, 17 - 21 agosto.

Curso Básico de Energía Nuclear para Practicantes. Montoya, M.; Medina, E.; Ticllacuri, M.; Mallaupoma, M.; Condori, J.; Rodríguez, G.; Morales, R.; Torres, Z.; Rojas, R.; Sebastián, C. CSEN, 21 setiembre - 06 octubre.

Curso de Automatización y Control A. Arbildo, A. CSEN, 26 setiembre - 17 octubre.

Curso de Automatización y Control B. Arbildo, A. CSEN, 22 octubre - 12 noviembre.

Curso de Interacción de la Radiación con la Materia. Mallaupoma, M. CSEN, 03 - 10 octubre.

Curso de Análisis por Activación Neutrónica Instrumental. Montoya, E. CSEN, 05 - 15 octubre.

Curso Básico de Energía Nuclear para Practicantes. Montoya, M.; Medina, E.; Mallaupoma, M.; Condori, J.; Rodríguez, G.; Morales, R.; Ticllacuri, M.; Olivera, P.; Rojas,

R.; Torres, Z.; Sebastián, C.; Miranda, J.; Ramos, F. CSEN, 9 – 29 diciembre.

Curso de Radioprotección en Medicina Nuclear. CSEN, 23 - 22 abril.

Curso de Radioprotección en el uso Médico de Rayos X. Montoya, M.; Benavente, T.; Espinoza, M.; Medina, E. CSEN, 20 - 24 abril.

Curso de Radioprotección en el uso Médico de Rayos X. Montoya, M.; Benavente, T.; Espinoza, M.; Medina, E.; Ramírez, R. CSEN, 25 mayo – 01 junio.

Curso de Seguridad radiológica en la operación de Irradiadores Gamma. Benavente, T.; Espinoza, M.E.; Medina, E.; Del Valle, C.; Regalado, S.; Villanueva, J.; Mallaupoma, M. CSEN, 22 junio - 02 julio.

Curso de Radioprotección en Medicina Nuclear. Acosta, N.; Espinoza, M.E.; Medina, E.; Duran, R.; Benavente, T. CSEN, 06 – 13 julio.

Curso de Radioprotección en el uso Médico de Rayos X. Montoya, M.; Benavente, T.; Espinoza, M. E.; Medina, E. CSEN, 20 - 27 julio.

Curso de Radioprotección en el uso Médico de Rayos X. Montoya, M.; Benavente, T.; Espinoza, M. E.; Ramírez, R. Trujillo, 18 - 21 julio.

Curso de Radioprotección en el uso Médico de Rayos X. Montoya, M.; Benavente, T.; Espinoza, M. E.; Medina, E.; Ramírez, R. CSEN, 24 – 31 agosto.

Curso de Radioprotección en Teleterapia y Aceleradores de Partículas. Montoya, M.; Rodríguez, G.; Osores, J.; Benavente, T.; Méndez, J.; Mallaupoma, M. CSEN, 22 agosto - 19 setiembre.

Curso de Radioprotección en el Uso Médico de Rayos X. Montoya, M.; Espinoza, Mallaupoma, M.; Medina, E. CSEN, 11 – 20 setiembre.

Curso de Radioprotección en el Uso Médico de Rayos X. Mallaupoma, M.; Benavente, T.; Espinoza, M.E.; Medina, E. CSEN, 21 - 28 setiembre.

Curso de Radioprotección en Aceleradores de Partículas. Méndez, J.; Benavente, T.;

Picón, C.; Ramírez, R. CSEN, 26 setiembre - 24 de octubre.

Curso de Radioprotección en el uso de fuentes beta abiertas. Rodríguez, G.; Mallaupoma, M.; Medina, E. CSEN, 05 - 09 octubre.

Curso de Radioprotección en el Uso Médico de Rayos X Mallaupoma, M.; Benavente, T., Espinoza, M.E.; Ramírez, R.; Celedonio, E. CSEN, 19 - 26 octubre.

Curso de Radioprotección en el Uso Médico de Rayos X. Benavente, T.; Espinoza, M. E.; Anchante, H.; Ramírez, R. CSEN, 26 octubre - 02 noviembre.

Curso de Radioprotección en el Uso Médico de Rayos X. Rodríguez, G.; Mallaupoma, M.; Anchante, H.; Espinoza, M. E.; Medina, E. CSEN, 23 – 30 noviembre.

Curso de Radioprotección en el Uso de Medidores Nucleares. Mallaupoma, M.; Ramírez, R. CSEN, 05 – 06 diciembre.

Curso de Radioprotección en el Uso Médico de Rayos X. Benavente, T.; Anchante, H.; Mallaupoma, M. CSEN, 14 - 21 diciembre.

EVENTOS

Seminario de Radioterapia, Radiodiagnóstico y Medicina Nuclear. Vicuña, H.; Picón, C.; Puchal, R.; Páucar, J.; Velásquez, M.; Guzmán, C. CSEN, 27 – 30 enero.

Taller sobre Física Nuclear y Física de Reactores. Montoya, M.; Defilippi, L.; Bustamante, A.; Páucar, R., Guarnizo, J.; Vela, M.; Caro, J.; Sánchez, H.; Lázaro, G.; Schluter, M.; Ravello, Y.; Altamirano, A.; Munive, M. CSEN, 09 - 13 febrero.

Mesa redonda sobre uso de los modelos de planeamiento estratégico eléctrico e Impacto Ambiental en el Perú. En el marco del Proyecto Planeamiento Nucleoeléctrico (PER/0/019), CSEN, 19 febrero.

Reunión de expertos para la Preparación de Guías de Seguridad. Proyecto Directrices sobre Control de Fuentes de Radiación (ARCAL XIX). CSEN, 09 – 13 marzo.

Taller de Química Nuclear y Radioisótopos. Montoya, E.; Robles, A.; Osoro, J.; Mamani, E.; Babiche, I.; Miranda, J. CSEN, 16 – 18 marzo.

Taller Regional de capacitación sobre Mantenimiento y Reparación de Cámaras Gamma. Realizado en el marco del Proyecto de Mantenimiento de Instrumentación Nuclear (ARCAL XIX). CSEN, 11 – 22 mayo.

Taller sobre Física Nuclear y Física de Reactores.

Montoya, M.; Defilippi, L.; Páucar, R.; Bravo, J.; Parreño, F.; Vela, M.; Padilla, C. CSEN, 08 – 12 junio.

Reunión Internacional de Coordinación de las Investigaciones sobre Técnicas. Cruz, M. CSEN, 06 - 10 julio.

Taller Regional sobre mantenimiento correctivo y control de calidad de cámaras gamma. Organizado por IPEN, OIEA y el Hospital Regional Docente de Trujillo, 11 - 22 mayo.

CONFERENCIAS

Introducción al Método Monte Carlo por el código MCNP. Ravello, Y. CSEN, 23 – 27 febrero.

TESIS

Saettone O, Erick A. "Simulación de Experimentos sobre Distribuciones de Masas y Energías Cinéticas de los Fragmentos de la Fisión del U^{235} por Inducción de Neutrones Térmicos". Licenciatura en Física; Universidad Nacional de Ingeniería.

Padilla M., C.E. "Sistema de Supervisión y Mando Computarizado para el Movimiento en Banco de las Barras de Control del Reactor RP-10". Ingeniero Electrónico. Universidad Nacional Mayor de San Marcos.

Tiznado V., W. "Determinación de metales pesados en aguas del río Rimac por FRX en reflexión total". Licenciatura en Química. Universidad Nacional Federico Villarreal.

Tuesta C., T. "Estudio técnico económico de la disposición de desechos radiactivos en RACSO y su impacto ambiental". Ingeniero Químico. Universidad Nacional de Ingeniería.

VISITAS DE EXPERTOS Y OTRAS PERSONALIDADES

R. Puchal (ESPAÑA), 10 - 31 enero.

G. Conzelmann (EEUU), Uso de Métodos de Planeamiento Energético, Eléctrico e Impacto Ambiental en el Perú, Proyecto Nucleoeléctrico IPEN, 15 enero - 20 febrero.

E. Sánchez (CUBA), Radioesterilización de injertos de piel de cerdo. Banco de tejidos del Instituto Nacional del Niño, 08 - 21 marzo.

H. Rongen (ALEMANIA), Coordinación y Evaluación del Proyecto de Automatización y Control de Laboratorios. Dirección General de Instalaciones, 14 - 28 marzo.

R. Oliver (INGLATERRA), Asesoría para la operación de una instalación de activación neutrónica. Dirección General de Promoción y Desarrollo Tecnológico, 18 - 19 marzo.

J. Ballas (HUNGRÍA), Estudio de posibilidades para establecer un programa de producción de radioisótopos. Dirección general de Instalaciones IPEN, 23 -24 marzo.

T. Rubio (CHILE), Participación en seminario nacional de difusión de la Tecnología de Irradiación de Alimentos dirigido al Sector Salud, 18 - 19 junio.

E. Kenneth, Michael Brown, Wayne Hardie (EE.UU.), Coordinación de actividades de cooperación dentro del Acuerdo IPEN / Laboratorio Nacional de Los Alamos. Oficina de Cooperación Técnica y Asuntos Internacionales (OCTAI), 13 – 17 junio.

J.Y. Lefebvre (FRANCIA), **A. Barocas** (ITALIA), Inspección de salvaguardias a las instalaciones nucleares del país. Oficina Técnica de la Autoridad Nacional, 15 - 19 julio.

R. Cioni (ITALIA), Revisión de procedimientos de hidrología para laboratorio y campo. Proyecto Binacional del Lago Titicaca, 18 julio - 02 agosto.

P. Bode (HOLANDA). Curso Nacional de Gestión de la Calidad. Dirección General de Promoción y Desarrollo Tecnológico, 19 - 25 julio.

Miroljub Arandjelovic (YUGOSLAVIA), Optimización de los parámetros de operación de la planta de irradiación. Planta de Irradiación Multiuso, 03 - 07 agosto.

Y. Marie Henon (FRANCIA), Seminario de información sobre irradiación de Alimentos para el sector privado, 8 – 11 de agosto.

P. Wobrauschek (EE.UU.), Instalación de un sistema de fluorescencia por Rayos X. Dirección General de Seguridad Nuclear, 20 - 27 setiembre.

D. Nelson (EE.UU.), Apoyo a la campaña de control y erradicación de la brucelosis, 17 - 31 octubre.

I. Allende (CHILE), Asesoría al Centro de Medicina Nuclear sobre un programa de control de calidad. Centro de Medicina Nuclear IPEN-INEN, 25 octubre – 07 noviembre.

B. Radischat (ALEMANIA), Evaluación del programa regular de asistencia técnica del OIEA. Oficina de Cooperación Técnica y Asuntos Internacionales, 23 noviembre – 03 diciembre.

ANEXO 2

AÑO 1999

PUBLICACIONES

Benavente, T. **Determinación de Dosis Absorbida en Campos de Fotones por el Método de Tandem.** *Revista de Investigación de Física.* 2(1-2) (1999).

Benavente, T.; Celedonio, E. **Medición de Radiación Ambiental en el Centro Nuclear «Rasco» Usando Dosimetría Termoluminiscente.** *Revista de Investigación de Física.* 1(1) (1998).

Vásquez, S.; García, B.; Torres, R.; Cabezas, C.; Suárez, M.; Larrabure, G.; Lucen, A.; Pernaz, G.; Gonzáles, L.; Miranda, G.; Dávalos, E.; Galarza, C.; Camasca, N.; Jara, R. **Prevalencia de Portadoras de HBsAg y anti-HBs en Gestantes Residentes en Áreas de Diferente Endemicidad de HVB en Departamentos del Centro-Sur del Perú.** *Revista de Gastroenterología del Perú.* 19(2) (1999).

Kovacs, A.; Moussa, A.; Othman, I.; Del Valle, C.; Seminario, C.; Linares, M.; Huamanlazo, P.; Aymar, J.; Chu, R. **Improvement of Plant Parameters of the ROBO Gamma Irradiation Facility due to Design Modifications.** *Rad. Phys. Chem.* 52(1-6) (1998).

Gonzales, S.; Osore, J.; Jara, R. **Environmental Radioactivity at Machu Picchu Scientific Station.** *Korean Journal of Polar Research* 9(1) (1998).

CURSOS

Curso Nacional sobre Operación, Mantenimiento y Control de Calidad de Equipos Médicos Nucleares, Radiodiagnóstico y Radioterapia. CSEN, 16 – 22 abril.

Curso Labview. Cuya, R.; Ramón, A. CSEN, 05 – 14 enero.

Curso de Radiobiología. Espinoza, M. E. CSEN, 17 febrero – 31 marzo.

Curso Nacional IPEN-ARCAL sobre Técnicas Isotópicas Aplicadas a la Hidrología. Aravena, R. (Universidad de

Waterloo, Notario, Canadá); Santallana, S. (Universidad Nacional Agraria La Molina); Ruíz, J. C. (SEDAPAL). CSEN, 17 febrero – 31 marzo.

Curso Básico de Energía Nuclear (II Periodo 1999). Montoya, M.; Medina, E.; Mallaupoma, M.; Avila, J.; Valencia, J.; Rodríguez, G.; Torres, Z.; Rojas, R.; Olivera, P.; Ticllacuri, M.; Anaya, O.; Rimachi, G. CSEN, 08 – 29 marzo.

Cursillo de Capacitación sobre Normatividad Institucional. Romero, G.; Alfaro, G. CSEN, 24 – 25 marzo.

Curso sobre Detección de las Radiaciones. Zúñiga, A. CSEN, 21 – 26 junio.

Curso sobre Tópicos de la Electricidad y Electrónica para Operadores. Baltuano, O.; Cunya, E.; Arias, P. CSEN, 17 – 21 mayo.

Curso de Física Nuclear. Montoya, M. CSEN, 05 abril – 30 junio.

Curso Básico de Energía Nuclear (III Periodo 1999). Montoya, M.; Medina, E.; Espinoza, M. E.; Carrillo, D.; Avila, J.; Valencia, J.; Rodríguez, G.; Morales, R.; Rojas, R.; Olivera, P.; Maghella, G.; Ticllacuri, M. CSEN, 07 – 30 junio.

Curso sobre Vulcanología. Valencia, J.; Petrick, S.; Thouret, J. C. CSEN, 30 junio – 05 julio.

Curso sobre Biología Molecular. Fujita, R. CSEN, 06 – 16 julio.

Curso sobre Procesamiento Digital de Imágenes. Espinoza, A. CSEN, 12 – 16 julio.

Curso sobre Simulación de MonteCarlo. Lázaro, G.; Ravello, Y.; Ticllacuri, M. CSEN, 02 – 06 agosto.

Curso de Introducción a los efectos Biológicos de la Radioactividad. Espinoza, M. E.; Rodríguez, D.; Osore, J.; Rodríguez, G.; Anchante, H. CSEN, 09 – 13 agosto.

Curso sobre Protección Radiológica en Medicina Nuclear. Ochoa, R.; Anchante, H. CSEN, 13 – 18 setiembre.

Curso Básico de Energía Nuclear (IV Periodo 1999). Montoya, M.; Medina, E.; Avila, J.; Valencia, J.; Maghella, G.; Giol, R.; Rodríguez, G.; Sebastián, C.; Rojas, R.; Morales, R.; Olivera, P.; Ticllacuri, M.; Rimachi, G. CSEN, 06 – 21 setiembre.

Curso Básico de Física de Transistores. Estrada, W. (UNI). CSEN, 04 – 05 noviembre.

Curso Básico sobre Energía Nuclear (V Periodo 1999). Montoya, M.; Medina, M.; Miranda, J.; Vivanco, M.; Veramendi, E.; Cano, R.; Maldonado, A.; Maghella, G. CSEN, 29 noviembre – 22 diciembre.

Curso Básico de Energía Nuclear. Montoya, M.; Torres, Z. CSEN, 16 noviembre – 07 diciembre.

Curso ARCAL sobre Aguas Subterráneas. Rojas, R. (coordinador), Maguiña, J. CSEN, diciembre.

Curso sobre Maestría de la Física Medica. Díaz, O. (Cuba). CSEN, 29 noviembre – 17 diciembre.

Curso Básico de Protección Radiológica en el Transporte de Material Radiactivo. Medina, E.; Olivera, P.; Miranda, J.; Vizcardo, C.; Corahua, V. CSEN, 18 – 22 enero.

Curso Radioprotección en el Uso Medico de Rayos-X. Mallaupoma, M.; Benavente, T.; Osore, J.; Anchante, H.; Rodríguez, G. CSEN, 22 – 29 febrero.

Curso Radioprotección en el Uso Medico de Rayos-X (para el SENATI). Mallaupoma, M. CSEN, 02 – 05 marzo.

Curso de Radioprotección en el Uso Medico de Rayos-X. Mallaupoma, M.; Benavente, T.; Espinoza, M.E.; Anchante, H.; Rodríguez, G. CSEN, 02 – 27 marzo.

Curso de Radioprotección en el Uso Medico de Rayos-X. Mallaupoma, M.; Benavente, T.; Osore, J.; Anchante, H.; Rodríguez, G. CSEN, 26 abril – 01 mayo.

Curso de Radioprotección en el Uso Medico de Rayos-X. Mallaupoma, M.; Anchante, H.; Espinoza, M. E.; Rodríguez, G. CSEN, 24 – 29 mayo.

Curso de Radioprotección en el Uso Medico de Rayos-X. Mallaupoma, M.;

Anchante, H.; Espinoza, M. E.; Rodríguez, G. CSEN, 21 – 26 junio.

Curso de Radioprotección en el Uso Medico de Rayos-X. Mallaupoma, M.; Anchante, H. Southern Perú – Cujajone, Ilo, 26 junio – 10 julio.

Curso de Radioprotección en el Uso Medico de Rayos-X. Mallaupoma, M., Anchante, H.; Rodríguez, G.; Espinoza, M. E. CSEN, 19 – 24 julio.

Curso de Radioprotección en el Uso Medico de Rayos-X. Mallaupoma, M.; Anchante, H. Hospital Guardia de Huaraz, 17 julio – 04 agosto.

Curso de Radioprotección en el Uso Medico de Rayos-X. Mallaupoma, M.; Anchante, H.; Rodríguez, G. CSEN, 23 – 28 agosto.

Curso de Radioprotección en el Uso Medico de Rayos-X. Mallaupoma, M.; Anchante, H.; Rodríguez, G. Hospital ESSALUD de Arequipa, 21 agosto – 04 setiembre.

Curso de Radioprotección para la Operación Segura de Medidores Nucleares. Mallaupoma, M. Compañía Minera Yanacocha – Cajamarca, 30 octubre – 13 noviembre.

Curso de Radioprotección en el Uso Medico de Rayos-X. Lázaro, G.; Rodríguez, G.; Espinoza, M. E.; Anchante, H.; Mallaupoma, M. CSEN, 22 – 27 noviembre.

Curso de radiografía industrial. Visurraga, R. CSEN, 22 diciembre 1999 – 02 febrero 2000.

EVENTOS

Reunión Técnica de Expertos para la Revisión de las Guías Técnicas sobre Medicina Nuclear y Radiodiagnóstico (Arcal XX). Lima, 19 - 23 abril.

Reunión Preparatoria de la Misión de Asesoría y Evaluación de Protección Física de los Materiales Nucleares. IPPAS, 12-13 abril.

Curso Internacional sobre Limnología Isotópica Dinámica de Lagos y Embalses. CSEN, 11 – 24 abril.

Reunión Internacional del Grupo de Trabajo sobre Trigo y Cebada. Lima, 19 – 23 abril.

Reunión Internacional de Coordinación de las Investigaciones sobre Técnicas Analíticas Nucleares Aplicadas a la Arqueología. CSEN, 26 – 30 abril.

Seminario sobre Utilización del Iridio-192. CSEN, 27 mayo.

Taller Nacional «Aseguramiento de la Calidad en Laboratorios Analíticos». Centro Nuclear «RACSO», 06 – 10 setiembre.

Reunión de Expertos para la Elaboración de Normas y Procedimientos sobre Tecnología de Trazadores. CSEN, 09 – 13 setiembre.

Taller Nacional para la Formación de Auditores del Sistema de la Calidad ISO/IEC 17025. CSEN, 23 – 27 setiembre.

Reunión de Expertos para la Elaboración de la Guía Reguladora de Seguridad y Protección Nuclear. CSEN, 16 - 22 octubre.

XXVII Seminario sobre Tecnología Nuclear. CSEN, 17 - 18 noviembre.

Reunión Final de Coordinadores ARCAL XXI OIEA. Caracterización de los Acuíferos para la Gestión Sustentable de los Recursos Hídricos Subterráneos en Áreas Urbanas. CSEN, 13 – 17 diciembre.

Seminario sobre Tecnología Nuclear IPEN «25 Años Aportando al Desarrollo». Llamas, I.; Bedregal, P.; Torres, Z.; Carrillo, D.; Ramírez, R.; Cano, R.; Torres, B.; Herrera, R. CSEN, 17 – 18 noviembre.

CONFERENCIAS

Evaluación y Optimización de los Fenómenos de Transferencia en Operaciones Unitarias y Plantas de Proceso Químico utilizando Técnicas Nucleares. Sebastián, C. VI Reunión del Programa Nacional de Fenómenos de Transferencia. Lima, Perú.

La Producción de Radioisótopos y Radiofármacos en CN-RACSO. Condori, J. CSEN, 01 junio.

Plan de Emergencia en el Centro Nuclear RACSO. Villanueva, J. CSEN, 08 junio.

Garantía de Calidad en los Laboratorios Analíticos. Torres, B. CSEN, 15 junio.

La Tecnología de la Radioconservación de Alimentos. Torres, Z. CSEN, 22 junio.

Aplicaciones Nucleares en la Industria. Sebastián, C. CSEN, 07 julio.

Irradiación de Productos Médicos. Castro, E. CSEN, 13 julio.

Aportes del Análisis por Activación Neutrónica en Estudios Arqueológicos. Medina, E. CSEN, 20 julio.

Principios Generales de Protección Radiológica. Mallaupoma, M. CSEN, 03 agosto.

El Laboratorio de Calibraciones Dosimétricas. Benavente, T. CSEN, 24 agosto.

Espectrometría Alfa en Muestras Ambientales. Osore, J. CSEN, 31 agosto.

El Reactor RP-10 Usos y Perspectivas. Anaya, O. CSEN, 14 setiembre.

Situación Actual de la sala Experimental del RP-10. Ravello, Y. CSEN, 21 setiembre.

Sistemas Informáticos Institucionales. Pizarro, C. CSEN, 05 octubre.

Gestión del Combustible Nuclear en el RP-10. Nieto, M. CSEN, 12 octubre.

El Sistema Internacional de Información Nuclear. Prado, A. CSEN, 26 octubre.

Situación Actual del Uranio en el Perú. Valencia, J. CSEN, 19 octubre.

Aspectos Físicos del Radón: Detección. Zúñiga, A. CSEN, 09 noviembre.

Accidentes Radiológicos en Gammagrafía Industrial. Vizcardo, C. CSEN, 16 noviembre.

Organización, Funciones y Normativa Institucional. Romero, G. CSEN, 01 junio.
Átomos, Isótopos y Radiactividad. Medina, E. CSEN, 08 junio.

Nociones de Protección Radiológica. Regalado, S. CSEN, 15 junio.

Los Radioisótopos. Robles, A. CSEN, 22 junio.

Plan de Emergencia Radiológica en el CN-RACSO. Villanueva, J. CSEN, 07 julio.

Normas de Seguridad e Higiene Industrial. Gayoso, C. CSEN, 13 julio.

Uranio en el Perú. Valencia, J. CSEN, 27 julio.

Gestión de Residuos Radiactivos en el CN-RACSO. Rodríguez, G. CSEN, 03 agosto.

Utilidades de un Reactor Nuclear. Cuya, R. CSEN, 17 agosto.

Beneficios de la Energía Nuclear en la Industria. Sebastián, C. CSEN, 24 agosto.

Beneficios de la Energía Nuclear en la Medicina. Baltuano, O. CSEN, 07 setiembre.

Principios Generales de Protección Radiológica. Regalado, S. CSEN, 14 setiembre.

El Reactor RP-10 Usos y Perspectivas. Anaya, O. CSEN, 21 setiembre.

Usos del Reactor RP-0. Avila, J. CSEN, 05 octubre.

La Antártida. Martínez, J. CSEN, 12 octubre.

La Protección del Medio Ambiente. Regalado, S. CSEN, 26 octubre.

Prevención contra Enfermedades. Rodríguez, R. CSEN, 09 noviembre.

PASANTÍA EN EL IPEN

Sr. M. Rojas N. (Bolivia). Proyecto BOL-8/006, Bolivia: Calidad de Aguas en el río Choqueyapu. Técnicas de radiotrazadores en la determinación de parámetros de transporte de fluidos y partículas.

TESIS

Marquez P, J. F. "Determinación de Dosis Absorbida en Campos de Fotones por el Método de Tandem". Licenciatura en Física. Universidad Nacional Mayor de San Marcos.

Ysla C, M.A. "Evaluación de la Actividad Ra-226 en Aguas de Consumo Humano en el Valle de Huarangal por el Método Radioquímico de Precipitación como Ba(Ra)SO₄". Ingeniero Químico. Universidad Nacional de Trujillo.

De la Barrera F.; B. J. "Metodología de Intercambio Iónico para el tratamiento de aguas contaminadas en un Reactor de Investigación". Ingeniero Químico. Universidad Nacional de Ingeniería.

Guiop C. "Implementación de técnica de separación radioquímica del Cs-137 por precipitación química". Licenciatura en Química. Universidad Nacional Federico Villarreal.

De la Barreda F., B. "Metodología de intercambio iónico para el tratamiento de aguas contaminadas en el RP-10". Ingeniero Químico. Universidad Nacional de Ingeniería.

VISITAS DE EXPERTOS Y OTRAS PERSONALIDADES

Guido Di Tella (Canciller de la República de Argentina). Centro Nuclear, 10 febrero.

H. Rongen (OIEA). Coordinación y Evaluación de Actividades del Proyecto de Automatización de Laboratorios, 15 – 27 febrero.

R. Aravena (OIEA, Universidad de Waterloo, Canadá). Caracterización del Acuífero de Lima, 1 – 5 marzo.

M. Verma (OIEA). Geoquímica de Yacimientos Geotermales, 14 – 20 marzo.

O. Filipello (OIEA). Introducción a la Tecnología de Superficie, 14 – 27 marzo.

L. Araguaz (OIEA). Asesoría al Proyecto Especial Lago Titicaca, 10 abril.

B. Weiss (OIEA). Misión Preparatoria del IPPAS, 12 – 13 abril.

M. Soo Ho (OIEA). Misión Preparatoria del IPPAS, 12 – 13 abril.

D. Winfield (OIEA). Estudios sobre Seguridad de Reactores, 28 mayo – 12 junio.

P. Knepper (OIEA). Cálculo de Análisis de Seguridad en el RP-10, 22 – 28 junio.

D. Newell (OIEA). Manejo de Desechos Radiactivos, 22 – 28 junio.

K. Apt (LANL). Coordinación Programa de Cooperación IPEN / LANL, 22 – 28 junio.

V. Blet (OIEA). Aplicaciones Industriales de la Tecnología de Trazadores y Sistemas de Control Nucleónico, 9 – 13 agosto.

G. Maggio (OIEA). Aplicaciones Industriales de la Tecnología de Trazadores y Sistemas de Control Nucleónico, 9 – 13 agosto.

T. Villar (OIEA). Garantía de Calidad en Laboratorios, 23 – 29 agosto.

P. Bode (OIEA). Control y Aseguramiento de la Calidad en Laboratorios. CSEN, 4 – 11 setiembre.

B. Rens (OIEA). Misión Salvaguardias del OIEA. CSEN; 6 – 7 setiembre.

K. Warthan (OIEA). Misión Salvaguardias del OIEA. CSEN, 6 – 7 setiembre.

J. Gerardo-Abaya (OIEA). Evaluación del Potencial Geotérmico del Sur del Perú, 7 – 11 setiembre.

E. Herrschaft (OIEA). Instalación Contador Gamma Wizard-3, 23 – 24 setiembre.

G. Hallman (OIEA). Investigación sobre la Irradiación como Tratamiento Cuarentenario, 6 – 7 setiembre.

A. Dziedzic-Goclawska (OIEA). Auditoria Operación Banco de Tejidos, 21 – 31 octubre.

M. El-Baradei (Director General del OIEA). Centro Nuclear, 21 octubre.

W. Winkler (OIEA). Banco de Huesos e Injertos, 7 – 14 noviembre.

Misión IPPAS. Protección Física de Materiales e Instalaciones Nucleares. Centro Nuclear, 07 diciembre.

M. Al-Mughrabi (OIEA). Acondicionamiento de Fuentes Radiactivas. CSEN, 6 – 11 diciembre.

P. Brisset (OIEA CEA, Francia). Técnicas Nucleares en Minería e Industria, 12 – 21 diciembre.

S. Legoupil (OIEA, CEA, Francia). Técnicas Nucleares en Minería e Industria y Simulaciones con el Método Monte Carlo, 12 – 21 diciembre.

ANEXO 3

AÑO 2000

CURSOS

Primer Curso Nacional sobre Instrumentación Dosimétrica Utilizada en Radioterapia. CSEN – IPEN, 28 febrero - 03 marzo.

Curso de tratamiento de datos para ciencias e ingeniería. Zúñiga, A. CSEN, 6 – 10 marzo.

Curso Básico de Energía Nuclear en atención al programa de prácticas preprofesionales. Montoya, M.; Medina, E.; Herrera, J.; Avila, J., Aguirre, A.; Olivera, P.; Sebastián, C.; Vivanco, M.; Rojas, R. CSEN, 06 – 22 marzo.

Curso sobre simulación Montecarlo. Ticllacuri, M.; Ravello, Y.; Parreño, F. CSEN, 15 – 19 mayo.

Curso de Protección Radiológica en el uso médico de los rayos X. Montoya, M.; Anchante, H.; Benavente, T.; Mallaupoma, M. CSEN, 22 – 27 mayo.

Curso de Protección Radiológica para operadores de gammagrafía industrial. Montoya, M.; Anchante, H.; Visurraga, R.; Ramírez, R.; Mallaupoma, M. CSEN, 29 mayo – 02 junio.

Curso de ensayos no destructivos. Visurraga, R. CSEN, 05 – 09 junio.

Curso Básico de Energía Nuclear en atención al programa de prácticas preprofesionales. Montoya, M.; Ticllacuri, M.; Medina, E.; Mallaupoma, M.; Castro, M.; Avila, J.; Rodríguez, G.; Olivera, P.; Sebastián, C.; Rojas, R.; Torres, Z.; Veramendi, E.; Visurraga, R.; Morales, R. CSEN, 05 – 21 junio.

Curso de Física de las radiaciones (I semestre – Maestría en Física Médica). Montoya, M. CSEN, 06 junio – 14 setiembre.

Curso de Biología y Radiobiología (I semestre – Maestría en Física Médica). Espinoza, M. E.; Fujita, R. CSEN, 12 junio – 06 setiembre.

Curso Básico de Energía Nuclear en atención al programa de prácticas preprofesionales. Ticllacuri, M.; Medina, E.; Carrillo, D.; Mallaupoma, M.; Castro, M.; Avila, J., Torres, Z.; Veramendi, E.; Visurraga, R.; Olivera, P.; Sebastián, C.; Rojas, R.; Morales, R.; Anaya, O. CSEN, 04 – 20 diciembre.

Curso de Anatomía y Fisiología (I semestre – Maestría en Física Médica). Delgado, M. CSEN, 07 junio – 08 setiembre.

Curso de Protección Radiológica para manipulación y transporte de fuentes y bultos radiactivos. Montoya, M.; Anchante, H.; Mallaupoma, M. CSEN, 19 – 23 junio.

Curso de Protección Radiológica en Medicina Nuclear. Montoya, M.; Anchante, H.; Velásquez, M. CSEN - IPEN, 26 junio - 03 julio.

Curso de Preservación de Alimentos por Radiación Gamma. Montoya, M.; Torres, Z.; Vivanco, M.; Castro, E.; Rivas, C. CSEN - IPEN, 10 - 14 julio.

Curso de Radioprotección para operadores de medidores nucleares de uso industrial (Para la Cía Knight Piesold S. A. – Yanacancha, Ancash). Montoya, M.; Mallaupoma, M.; Ramírez, R. CSEN, 31 julio – 03 agosto.

Curso de métodos ópticos y electrométricos de la química analítica cuantitativa. Montoya, E.; 07 – 15 agosto.

Curso de Radioprotección en el uso médico de rayos X. Anchante, H.; Mallaupoma, M.; Benavente, T. CSEN, 21 – 26 agosto.

Curso avanzado de radiografía industrial. Visurraga, R. CSEN - IPEN, 02 - 13 octubre.

Curso de Radioterapia (II semestre – Maestría en Física Médica). Picón, C. Se inició el 09 de octubre en el CSEN - IPEN.

Curso de Dosimetría (II semestre – Maestría en Física Médica). Montoya, M. Se inició el 12 de octubre en el CSEN - IPEN.

Curso de Radioprotección (II semestre – Maestría en Física Médica). Mallaupoma, M. Se inició el 20 de octubre en el CSEN – IPEN.

Curso de Protección Radiológica para la operación segura de medidores nucleares de uso industrial. Mallaupoma, M. CSEN, 23 – 28 octubre.

Curso de Protección Radiológica en el uso médico de los rayos X. Rodríguez, G.; Anchante, H.; Mallaupoma, M.; Benavente, T. CSEN, 30 octubre – 06 noviembre.

Curso de Radioprotección para operadores de medidores nucleares de uso industrial (Para la Cía Sandwell SSK Asociados – Huarney). CSEN 01 – 03 diciembre.

Curso para postulantes a prácticas preprofesionales Período I – 2001. Ticllacuri, M.; Medina, E.; Avila, J.; Mallaupoma, M.; Condori, J.; Lozano, W.; Vivanco, M.; Sebastián, C.; Morales, R.; Olivera, P. CSEN, 04 – 20 diciembre.

EVENTOS

Concurso Interescolar de Monografías por el 25 Aniversario del IPEN, ganado por la alumna Sonia Ofelia Lescano Olivera quien fue premiada en ceremonia pública el 02 de febrero.

Reunión de expertos latinoamericanos para la elaboración de la Guía Reguladora de Seguridad Radiológica para la Práctica de Radiodiagnóstico Médico. En el marco del Proyecto ARCAL XX (Cusco, 10 - 19 mayo).

Reunión de expertos del proyecto ARCAL XLIX (RLA/9/035) para implementar el programa de garantía de calidad y protección radiológica en radiodiagnóstico para hospitales (Lima, 03 - 07 julio).

Taller Nacional sobre Gestión de la Calidad en Laboratorios Analíticos. Centro Nuclear «RACSO», 20 – 24 julio.

Reunión especial sobre evaluación de proyectos ARCAL relacionados con el mantenimiento de la instrumentación nuclear (Lima, 02 - 06 octubre).

Taller Regional de Capacitación sobre reparación y mantenimiento de instrumentación médica (Lima, 02 - 27 octubre).

Taller de oficiales nacionales de enlace de los países de América Latina y El Caribe con el Organismo Internacional de Energía Atómica, organizado por el IPEN (Lima, 06 - 10 octubre).

Reunión final sobre estandarización de técnicas de nefrourología nuclear (organizado por el OIEA con apoyo del IPEN, Lima, 20 - 24 noviembre).

XVIII Seminario sobre Tecnología Nuclear. Lima, 12 - 14 diciembre.

CONFERENCIAS

Acceso on-line a datos nucleares. Ing° Ricardo Cuya. CSEN, 20 de junio.

Determinación de dispersión y declinación bacteriana de las aguas residuales descargadas en el mar de Chimbote. Ing° Carlos Sebastián. CSEN, 11 de julio.

Fluorescencia de rayos X con reflexión total en el análisis de muestras de agua del río Rímac. Ing° Paula Olivera y Bach. William Tiznado. CSEN, 18 de julio.

Aspectos sobre modelaje atmosférico por computadora. Quim. Edith López. CSEN, 25 de julio.

Mantenimiento de Equipos Médicos Nucleares. Ing° José Páez en el evento II Semana Tecnológica de Ingeniería - SEMTEC 2000). Trujillo.

EXPEDICIÓN CIENTÍFICA

El IPEN participó en la XI **Expedición Científica Peruana a la Antártida** (Misión ANTAR XI) realizada durante el verano.

PASANTÍA

Abraham Lezcano (Paraguay) - Proyecto ARCAL XLIII (Aplicaciones Industriales Generales) - Realizada en la Dirección de Aplicaciones.

PREMIO

Premio «Hipólito Unanue» a la Bióloga Silvia Vásquez Atachagua por el trabajo «Función tiroidea en recién nacidos y pautas para establecer un programa de tamizaje del hipotiroidismo congénito en el Instituto Materno Perinatal» (marzo).

TESIS

Amaya F., F. H. "Simulación de Irradiación X en Mano Humana". Maestro en Ciencias, Mención en Física Médica. Universidad Nacional de Ingeniería.

Gayoso C, C.E. "Sistema de Aseguramiento de la Calidad para el Reactor Nuclear de Investigación RP-10". Ingeniero Industrial. Universidad Nacional Mayor de San Marcos.

Cuya G, T.R. "Simulador de los Principios Básicos del Reactor Nuclear RP-10". Licenciatura en Física. Universidad Nacional Mayor de San Marcos.

Rojas P, G. E. "Cálculo de Dosis Absorbida en un Medio Biológico Usando el Código de Simulación MCNP4B2". Licenciatura en Física, Universidad Nacional de Trujillo.

Munive S, M. A. "Caracterización en Energía de un Haz de Neutrones Térmicos". Lic. Física. Universidad Nacional de Ingeniería.

Su M, R.; Tema: "Macroagregados de Hierro Marcados con Disproseo-165 (FHMA- ^{165}Dy) para la Terapia Paliativa de Artritis Reumatoide". Ingeniero Químico. Universidad Nacional del Callao.

Escobar R, E.J. "Inspección de Juntas y Cordones de Soldadura mediante Radiografía Industrial y Gamma". Licenciatura en Física. Universidad Nacional de Trujillo.

Rodríguez A., C. "Calibración en Potencia del RP-10 por Método del Veneno Xe-135". Licenciatura en Física. Universidad Nacional de Ingeniería.

Maldonado P., G. "Estudio de Aplicación del Sistema de Osmosis Inversa Intercambio Iónico en la Provisión de Agua al Reactor RP-10 del IPEN". Ingeniero Químico. Universidad Nacional del Centro.

Begazo H., L. "Reactímetro Digital". Ingeniero Electrónico. Universidad Nacional San Agustín de Arequipa.

VISITAS DE EXPERTOS Y OTRAS PERSONALIDADES

Peter Bode (Holanda) - Asesoría en la implementación de sistemas de calidad en laboratorios analíticos nucleares (29 enero - 8 febrero).

Marcos Cohen (Argentina) - Revisión de la versión en inglés del manual del uso del método K_0 (31 enero - 5 febrero).

Mario Cano (Venezuela) - Demostración sobre el uso de fuentes radiactivas selladas en la industria del petróleo (7 - 11 febrero).

Nilda Sousa de Pereira (Brasil) - Dictado de curso nacional de armonización de normas para el aseguramiento de la calidad en radiofarmacia (21 - 25 febrero).

Paulo Becker (Brasil) - Dictado del primer curso nacional sobre instrumentación dosimétrica utilizada en radioterapia (28 febrero - 03 marzo).

Maureen Clapper (Departamento de Energía, USA), **Charles E. Messick** (USA), **Charles D. Massey** (USA) y **Thimothy Cattner** (Embajada USA en Perú), 01 de marzo.

Miguel Prendes Alonso (Cuba) - Aseguramiento de la calidad en laboratorios de radioprotección (24 - 29 abril).

Kim Warthan Volker Dornow (expertos del OIEA en salvaguardias) - Verificación del material y actividades nucleares desarrolladas en nuestro país (25 - 26 setiembre).

Matjaz Ravnik (Slovenia) - Desarrollo de mejoras en los modelos de cálculo usados en los códigos WIMS y CITATION (11 - 29 setiembre).

José Antonio Morales Monzón (Cuba) - Comprobar el estado de avance en la implantación del sistema de calidad en la Dirección General de Seguridad Radiológica (23 octubre 03 noviembre).

ANEXO 4

AÑO 2001

PUBLICACIONES

Baliño, J. L.; Larreteguy, A. E.; Lorenzo, A. C.; Gallardo Padilla, A.; de Andrade Lima, F. R. **The differential perturbative method applied to the sensitivity analysis for water hammer problems in hydraulic networks.** *Applied Mathematical Modelling* 25 (2001): 1117-1138.

PRESENTACIONES A CONGRESOS

Determinación de oro y plata mediante activación neutrónica, método k_0 . Quim. Blanca Torres Chamorro. K_0 – Users. Workshop, Bruges, Bélgica, 23 - 28 setiembre.

Fuentes selladas radiactivas de Iridio-192 para la gammagrafía industrial. M.Sc. Jorge Condori Ccari. Primer Congreso Internacional de Metalurgia de Transformación. CIP – Lima, 28 – 30 noviembre.

Application of reactivity method to MTR fuel burn-up measurement. Dr. Agustín Zúñiga, Lic. Ricardo Cuya. Nuclear International Conference in Central Europe, Portoroz, Slovenia, 10 – 13 setiembre.

CURSOS

Curso de Protección Radiológica en el uso Médico de los Rayos X (CSEN - IPEN, 26 febrero - 02 marzo).

Curso de Protección Radiológica para Operadores de Gammagrafía Industrial (CSEN – IPEN, 26 - 31 marzo).

Curso Básico de Energía Nuclear para profesores de Educación Secundaria. (CSEN – IPEN, 12 - 28 febrero).

Curso sobre Técnicas Analíticas Nucleares en Arqueología. (CSEN – IPEN, 19 - 30 marzo).

Curso Básico de Energía Nuclear para postulantes a prácticas preprofesionales. Segundo Período del 2001. (CSEN – IPEN, 05 - 23 marzo).

Curso sobre Técnicas Isotópicas e Hidrología (CSEN, del 02 al 06 de abril).

Curso Básico de Ensayos no destructivos (CSEN, 7 - 11 mayo).

Curso de Instrumentación Nuclear (CSEN, 07 – 11 mayo).

Curso de Radioprotección para Manipulación y Transporte de Fuentes y Bultos Radiactivos (23 - 27 abril).

Curso de Radioprotección para la Operación Segura de Medidores Nucleares de uso industrial (CSEN – IPEN, 06 - 11 noviembre).

Curso de Protección Radiológica en el uso Médico de los Rayos X (CSEN, 28 mayo - 01 junio).

Curso de Protección Radiológica en el uso Médico de los Rayos X (CSEN – IPEN, 26 - 30 noviembre).

II Programa Nacional de Diplomado en Medicina Nuclear (IPEN – UNI). Se inició el 12 de febrero.

Curso de Radioprotección en el uso de medidores nucleares. Dictado en el campamento de la Compañía Minera Antamina S. A. (Yanacancha – Ancash), 12 - 15 febrero.

Curso de Aplicaciones Nucleares Minero Metalúrgicas. Dictado en el campamento de la Compañía Minera Antamina S. A. (Yanacancha – Ancash), 14 - 15 febrero.

Curso Teórico de Auto CAD R14. Dictado por la Dirección General de Instalaciones y el Departamento de Garantía de Calidad. Centro Nuclear, Marzo – Abril 2001.

Curso para supervisores en soldadura. CSEN, 07 – 18 mayo.

Curso sobre Simulación Montecarlo. CSEN, 11 - 15 junio.

Curso sobre Irradiación de Alimentos y Productos Médicos. CSEN, 4 - 8 junio.

Curso de Protección Radiológica en Medicina Nuclear. CSEN, 25 - 30 junio.

Curso de Física de Radiodiagnóstico. CSEN, 04 – 28 de junio.

Curso Básico de Energía Nuclear para Postulantes a Prácticas Preprofesionales. Tercer período del 2001. CSEN, 04 - 22 de junio.

Curso Nacional de Preparación y Respuesta a Emergencias Radiológicas. AUNA – SERA, 18 - 22 junio.

Curso de Protección Radiológica para Operadores de Equipos de Radiografía Industrial. Mallaupoma, M.; Espinoza, M.; Ramírez, R.; Visurraga, R. CSEN, 23 – 27 de julio del 2001.

Curso de Ultrasonido Industrial Nivel I. Visurraga, R. CSEN, 02 – 06 de julio.

Curso de Espectrometría Gamma. Montoya, E. CSEN, 16 – 20 de julio.

Curso Básico de Radiofarmacia. IPEN – Universidad Garcilazo de la Vega. Miranda, J.; Seminario, C.; Regalado, S.; Córdor M.; Cano, R.; Robles, A. CSEN, 20 – 22 de agosto.

II Curso de Técnicas Analíticas Nucleares en Arqueología. Montoya, E.; Ubillús, M.; Olivera, P. CSEN, 24 – 28 de setiembre.

Curso de Protección Radiológica para Operadores de Equipos de Teleterapia. Benavente, T.; Mallaupoma, M.; Espinoza, M.; Ramírez, R.; Picón, C. CSEN, 22- 26 de octubre.

Curso de Aplicaciones de los Trazadores y Fuentes de Radiación en la Industria y Medio Ambiente. Sebastián, C.; Maghella, G.; Mamani, E. CSEN, 01 – 05 de octubre.

EVENTOS

Reunión Final del Proyecto Interregional INT/ 6/ 049 (CSEN – IPEN, del 31 de enero al 02 de febrero).

Primera Reunión del Proyecto ARCAL LXI RLA / 7 / 009, Referida al Control de Calidad del banco de Tejidos (CSEN – IPEN, 05 al 09 de febrero).

Tercera Reunión del Grupo Ad-hoc de Expertos sobre Contaminación Radiactiva. Organizado por IPEN e IMARPE y auspiciada por la Comisión Permanente del Pacífico Sur se llevó a cabo entre el 19 y el 21 de marzo.

Taller Regional sobre Modernización de la Instrumentación. ARCAL LXVIII «Mejoramiento de la Seguridad de Reactores de Investigación». Lima, 11 al 22 de junio.

Workshop sobre Tecnología Nuclear en el Diagnóstico y Terapia Médica. Organizado por el IPEN en el Marriot Hotel. Lima, 13 de julio.

II Workshop sobre Aplicaciones Nucleares en la Industria, Minería, Hidrología y Medio Ambiente. Organizado por el IPEN en el Marriot Hotel. Lima, 18 de julio.

Taller Regional sobre Capacitación en Grupo de Mantenimiento de Equipos de Rayos X. IPEN – OIEA – Hospital Nacional 2 de Mayo – Hospital de la Fuerza Aérea – Hospital Regional Honorio Delgado – Hospital Regional Goyeneche de Arequipa – Universidad Católica Santa María, del 03 al 25 de setiembre.

Conversatorio sobre Medicina Nuclear. Áreas de Medicina Nuclear del Hospital Loayza, Hospital Almenara, Hospital de Policía, Hospital Augusto B. Leguía (PNP), Hospital de la Fuerza Aérea, Hospital Naval, Clínica San Pablo, Clínica San Borja, Spect Medic, Clínica Angloamericana y Neurospet. CSEN, 03 de octubre.

Mesa Redonda: «Prospectiva Tecnológica Industrial: Inventario y Plan de Acción. Modesto Montoya Zavaleta. Centro de Convenciones de la Sociedad Nacional de Industrias – Foro Peruano de Capacitación Laboral, 23 de octubre.

Mesa Redonda: «Política Nacional de Ciencia y Tecnología». Modesto Montoya Zavaleta. Facultad de Farmacia y Bioquímica de la UNMSM, 25 de octubre.

Reunión del Proyecto Regional Gestión de Combustibles Gastados en Reactores Experimentales de América Latina – Módulo Caracterización de Elementos Combustibles-Estudios de Corrosión. Centro Nuclear, 24 – 27 de octubre.

Seminario sobre Biotecnologías y Desarrollo en Países Andinos. Centro Internacional de la Papa (CIP), 18 al 20 de noviembre. Montoya, M.; Espinoza, M.; Mallaupoma, M.; Zúñiga, A.

Seminario Internacional sobre Ventajas de la Irradiación de Alimentos y Radioesterilización de Productos Médicos. Organizado por el Colegio de Ingenieros y la Universidad Nacional Federico Villarreal del 19 al 21 de noviembre en el Centro de Convenciones del Hotel María Angola (Lima).

Seminario Internacional sobre Protocolo Adicional de Salvaguardias organizado por el OIEA y auspiciado por el IPEN, el Centro Regional de las Naciones Unidas para la Paz y el Desarme y el OPANAL. Participaron 22 países. Ministerio de Relaciones Exteriores, 4 – 6 de diciembre.

Presentación de un stand en la III Exposición Internacional Energía 2001. Organizado por el Instituto Mario Samamé Boggio y las revistas especializadas *Perú Minero* y *Energía & Negocios* con auspicios del MEM y otras entidades del sector; 5 – 7 de diciembre.

Taller sobre inspecciones y control de calidad en equipos de radiodiagnóstico. Dirección General de Seguridad Radiológica – IPEN, 03 – 14 diciembre.

XIX Seminario sobre Tecnología Nuclear. Organizado por el IPEN en el marco del Programa ARCAL. Participaron por el IPEN: Seminario, C.; Medina, E.; Robles, A.; Díaz, M.; Morales, R.; Defilippi, L.; Vásquez, S.; Páez, J.; Castro, E.; Sebastián, C.; Del Valle, C.; Llamas, I. Auditorio del CIP, 12 – 14 de diciembre.

I Taller sobre Cooperación Interinstitucional. Participaron: Instituto Geofísico del Perú (IGP), Instituto Nacional Geológico, Minero y Metalúrgico (INGEMMET), Instituto Nacional de Telecomunicaciones (INICTEL) y el Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN). Auditorio de la Sede Central del IPEN, 27 de diciembre.

CONFERENCIAS

Emergencia Radiológica con origen en el reactor RP 10. Ing° Julio Villanueva, 17 y 18 de enero.

Charla sobre Protección Radiológica y Transporte de Material Radiactivo para Bomberos. CSEN – IPEN, 08 de febrero.

Instrumentación Nuclear y Mantenimiento de Equipos Médicos Nucleares. Ing° José

Páez Apolinario. Curso de Electromedicina, Electrocardiografía, Electroencefalografía, Radiodiagnóstico y Radioterapia. Región de Salud de Arequipa, 30 de marzo.

El liderazgo de Hoy. Dictada por el Dr. Pablo Ferreiro Babot, Subdirector del Programa de Alta Dirección de la Universidad de Piura. CSEN, 6 de julio.

Cooperación Técnica del OIEA. Oscar Acuña (Oficial de Proyectos para el Perú del OIEA). Centro Nuclear, 31 de agosto.

Proyecto EMTAL II (Energy and Mining Technical Assistance Loan). Angel Báez. CSEN, 28 de setiembre.

Marco Lógico para la presentación de proyectos ante el OIEA. Dr. Agustín Zúñiga y Dr. Alberto Montano (CTAI – IPEN), 12 de noviembre.

Avances en Medicina Nuclear con Énfasis en Cardiología, Neurología y SPECT. Dra. Margarida Rodríguez de Radischat (OIEA). CSEN, 16 de noviembre.

Técnicas Nucleares para la Metalurgia. Ciclo de Conferencias por el XXIX Aniversario de la Escuela Académico-Profesional de Ingeniería Geológica de la Universidad Nacional Mayor de San Marcos realizadas del 20 al 23 de noviembre. Dr. Modesto Montoya e Ing° Jorge Condori Ccari.

Técnica de Análisis por Fluorescencia de Rayos X. Paula Olivera de Lescano. Universidad Nacional Federico Villarreal, 14 de diciembre.

La Ingeniería Nacional y los Nuevos Retos Tecnológicos en el Siglo XXI. Ciclo de Conferencias organizadas por el Capítulo de Ingeniería Mecánica y Mecánica Eléctrica del Consejo Departamental de Lima del Colegio de ingenieros del Perú y llevadas a cabo del 21 al 23 de noviembre.

Cooperación Técnica Internacional en Ciencia y Tecnología (con proyección de un video sobre el quehacer nuclear en América Latina). Modesto Montoya Zavaleta. Auditorio del INGEMMET, 27 de diciembre.

TESIS

Ravello R., Y.R. “Caracterización y Puesta a Punto de la Facilidad de Neutrografía del

Reactor Nuclear RP-10". Licenciatura en Física. Universidad Nacional de Ingeniería.

Vela M., M. "Determinación del Quemado de los Elementos Combustibles del Reactor Nuclear RP-10 mediante Espectrometría Gamma". Licenciatura en Física, Universidad Nacional de Trujillo.

Basurto B. H. M. "Determinación de la Dosis de Reducción Decimal (D_{10}) y Dosis Optima para la Eliminación del Salmonella Typhimurium en Hamburguesa de Pollo mediante Radiación Gamma ^{60}Co ". Ingeniero de Industrias Alimentarias. Universidad Nacional Agraria La Molina.

Defilipi S., L. "Calidad para Equipos de Radiología Convencional del Departamento de Radiodiagnóstico del Instituto de Enfermedades Neoplásicas". Licenciatura en Física, Universidad Nacional de Ingeniería.

Risco V., E. M. "Sistema Informático en la Gestión de Operación del Reactor Nuclear RP-10". Ingeniero Industrial. Universidad José Faustino Sánchez Carrión de Huacho.

Godier H., J. L. "Aplicación del Programa EGS4 (Electrón Gamma Shower V4.0) a dosimetría de fotones y electrones". Licenciatura en Física. Universidad Nacional del Callao.

Maldonado Q., A. "Caracterización experimental del Reactor de Potencia Cero (RP-0), mediante sus Parámetros de Reactividad". Licenciatura en Física. Universidad nacional Federico Villarreal.

Chávez R., P. "Diseño de contenedores de residuos radiactivos de diferente composición química". Ingeniero Químico. Universidad Nacional Faustino Sánchez Carrión.

VISITAS DE EXPERTOS Y OTRAS PERSONALIDADES

Jorge Morales Pedraza (Cuba), 31 enero - 09 febrero.

Sandor Mulsow (Mónaco), 25 - 27 enero.

Lawrence Gourcy (Francia), 25 - 28 enero.

Carlos Herrera Descalzi (Ministro de Energía y Minas), primera visita al Centro Nuclear, 15 marzo.

Alexander Aldoshin, Jefe del Departamento de Ciencias y Técnicas Atómicas (Rusia), **Evgeny Kartashev** (Rusia) y **Esvetana Timoshina** (Rusia), 11 - 18 marzo.

Funcionarios de la Universidad de Tumbes: Q. F. **Gino Moretti Otoyá** (Rector de dicha Universidad), Ing° **Víctor Carril Fernández** (Vicerrector Académico), Dr. **Adán Alvarado Bernuy** (Vicerrector Administrativo) y la Eco. **María Domínguez Agüero** (Jefe de la Oficina de Coordinación y Gestión – Lima), 21 de marzo.

Ingrid Bergmann (Uruguay), Trabajó en el asesoramiento a IVITA en el diagnóstico de enfermedades animales usando técnicas nucleares, 23 - 27 abril.

José R. Maiorino (Brasil), Trabajó en la revisión *in situ* de la situación existente en el Perú en relación al proyecto «Gestión del Combustible Gastado en Reactores de Investigación», 24 - 26 abril.

Francisco Pablo Ramírez García (México). Trabajó en la evaluación, con técnicas nucleares, de la unidad de craqueo catalítico de la refinería «La Pampilla» de propiedad de la empresa REPSOL.

Carlos Herrera Descalzi (Ministro de Energía y Minas), 26 junio.

Angela María Cerquera (Colombia). Trabajó en la evaluación de un proyecto para el suministro de un equipo de medicina nuclear en el norte del Perú, segunda visita al Centro Nuclear, 11 - 15 junio.

Abel González (OIEA). Visitó el Centro Nuclear el 13 de agosto.

Donald Thayer (OIEA). Visitó el Centro Nuclear el 19 de agosto.

Idelfonso Arencibia Pérez (Cuba) visitó la planta de irradiación multiuso (PIMU), 24 - 28 setiembre.

Luis Guillermo Lumbreras, renombrado Arqueólogo e Historiador Peruano, nos visitó para conocer el Centro Nuclear, el 24 de octubre.

Benjamín Marticorena, Presidente del CONCYTEC, 24 octubre.

Lalgudi Ramannathan (OIEA) visitó las instalaciones del Reactor RP-10 en el Centro

Nuclear en el marco del Proyecto Regional Gestión de Combustibles Gastados en Reactores Experimentales de América Latina, 24 - 27 octubre.

Jacinto Sánchez Ibáñez (España), médico que visitó la Planta de Irradiación Multiuso (PIMU) del IPEN para intercambiar opiniones y

experiencias en el tema del banco de tejidos y sus aspectos éticos, legales y técnicos; 23 octubre.

Diego García Sayán (Canciller del Perú) visitó las instalaciones del Centro Nuclear el día 7 de diciembre.

Índice por Autores

Aguinaga J.	279	García B.	201
Aguirre A.	100, 102	Gines E.	100
Aldoradin R.	207	Giol R.	189
Al-Mughrabi M.	149	Glowacki M.	51
Anaya A.	346, 348	Gómez M.	462
Anaya O.	90, 93, 146, 246	Gonfiantini R.	280
Arrieta R.	246	Gonzáles A.	473
Ávila J.	471, 476	Gonzáles L.	201
Ayala A.	228, 229	Gonzáles S.	81, 195, 318, 331, 334, 338, 342, 346, 348, 458
		Gourcy L.	280
Baltuano O.	97, 105, 127, 473	Groening	280
Baquerizo E.	252	Guarnizo J.	130, 134, 143
Basurto H.	351	Guiop L.	223
Bedregal P.	41, 44, 60, 419	Guidi M.	280
Benavente T.	208, 211, 215, 217, 462	Gutiérrez R.	207
Benites M.	309, 312, 454	Guzmán A.	199, 454
Bernuy B.	360, 390, 399	Guzmán E.	369, 399
Bruna R.	3, 112, 130, 131, 187, 189		
		Han L. F.	280
Caballero J.	243, 301	Hernández Y.	105, 123
Cabello R.	197	Herrera J.	243, 250, 299, 301, 304
Cabezas C.	201	Huatay L.	322
Cáceres G.	183		
Camasca N.	201, 207	Inguance J.	26
Campos J.	280		
Canales L.	207	James R.	6
Cano Y.	315	Jara R.	195, 201, 334, 338, 346, 348, 458
Carrillo D.	299, 304	Jorge L. Baliño	178
Castillo W.	90, 146, 246		
Cavero L.	125, 322, 324	Kahn G.	360, 390, 399
Celedonio E.	215, 462	Kihien C.	279
Chávez G.	329	Kipfer R.	280
Chávez P.	230	Koga R.	306
Choquehuanca E.	322		
Cifuentes E.	466	Larrabure G.	201
Cioni R.	280	Larreteguy A.	178
Colina R.	200	Lázaro G.	6, 11, 112, 169, 171, 174
Cóndor M.	250	León R.	369
Condori J.	149, 284, 324	Linares M.	254
Corahua A.	322, 324	Llamas I.	471
Cotos R.	162	López E.	195, 334, 338, 346, 348, 458
Cunya E.	100, 102, 104	López M.	318
Cuya T.	87, 134, 138, 141, 190	López-Gabriel J.	233, 252, 286
Cruz C.	294	Lorenzo A.	178
Cruz W.	119, 149, 153	Lucen A.	201
Dávalos E.	201	Maghella G.	257, 261, 265, 271, 274
De Lama G.	47	Maguiña J.	257, 261, 263, 264, 265, 268, 269, 271, 273, 274
Del Valle C.	254		
Delgado S.	200	Mallaupoma M.	149, 223, 224, 226, 227, 228, 229, 230
Defilippi L.	327, 457	Mamani E.	257, 261, 265, 274
		Martínez G.	47
Enciso A.	304	Martínez J.	81, 195, 331, 334, 338, 346, 348, 458
Espinoza J.	200		
Espinoza M.	315	Martínez R.	125, 322, 324
Estryk G.	93	Márquez J.	208, 211, 217, 462
		Matja Ravnik	87
Félix J.	130, 146	Medina E.	436, 440, 450, 450
Fernando de A.	178	Medina M.	125, 322, 324, 445
Ferreiros G.	200	Mendoza M.	105, 123
		Mendoza P.	41, 44, 51, 68, 77, 318, 342, 419
Gaita A.	280	Michuy A.	322
Galarza C.	201, 207	Miller M.	93
Gallardo A.	169, 174, 178	Miranda G.	201
Gayoso C.	423, 429, 433		

Miranda J.	299, 301, 304	Ticllacuri M.	20, 23, 28, 164, 221
Montoya E.	41, 44, 51, 57, 77, 105, 108, 123, 419	Ticona L.	301
Montoya H.	105	Tiznado W.	68, 71
Montoya M.	14, 197, 326, 327, 457	Torres B.	41, 44, 57, 419
Morón G.	312	Torres C.	321
Morote M.	306, 329	Torres Z.	351, 360, 369, 382, 390, 399, 409
Munive M.	15, 17, 20, 23, 97, 127, 130, 159, 162	Torres R.	55, 201
Nieto M.	138, 143, 169, 171, 174, 183	Ubillus M.	41, 44, 318, 419
Ochoa R.	197	Urcia A.	246
Olivera P.	41, 44, 70, 73, 77, 419	Uribe F.	141
Oliveros N.	315	Valdivia H.	22
Orrego A.	207	Valencia J.	270, 277
Ore J.	3, 131, 187, 189	Vargas J.	254
Ortega J.	315	Vásquez S.	199, 200, 201, 207, 312
Otero M.	243, 309, 329	Vela M.	112, 143
Osores J.	47, 81, 195, 318, 331, 334, 338, 342, 346, 348, 458	Veramendi E.	138, 189
Ovalle E.	90, 146	Villagomez H.	36
Pacheco P.	164, 181	Villanueva J.	246
Palza G.	277	Vivanco M.	351, 360, 390, 399
Paredes M.	280	Visurraga R.	263, 264, 268, 269, 273
Paredes N.	299	Vizcardo C.	315
Paredes P.	3, 131, 187, 189	William T.	70, 73
Parreño F.	11, 112	William Woodruff	6
Pernaz G.	201	Ysla M.	81
Petzoldt I.	294, 297	Zapata G.	382
Picón C.	326	Zapata J.	51
Picon R.	159	Zarza L.	93,
Pizarro C.	476	Zúñiga A.	3, 87
Pizarro R.	200		
Poma M.	462		
Portilla A.	299, 304		
Prado A.	473		
Quevedo M.	228, 229		
Quijandría S.	77,		
Quispe M.	207		
Ramos A.	322, 324		
Ramos B.	243, 250, 252, 309		
Ramos F.	189		
Ramos R.	419, 482, 484		
Ravello Y.	15, 23, 26, 28, 30, 32, 34, 36, 159		
Ravnik M.	190		
Rivas R.	199		
Rey J. P.	466		
Robles A.	233, 243, 252, 286, 294, 301, 309, 454		
Rodríguez I.	108,		
Rodríguez G.	114, 119, 149, 153		
Rojas E.	197, 326		
Rojas R.	270, 279, 280, 282, 283		
Ronceros S.	199		
Rozanski	280		
Ruíz J.	283		
Saettone E.	14		
Santa Cruz J.	211, 217, 462		
Scacciotti S.	322, 324		
Sebastian C.	257, 265, 271, 274		
Silva M.	351		
Simonetti D.S.L.	466		
Souza C. D. G.	478		
Soto C.	97, 127		
Suárez M.	201		



Informe Científico Tecnológico 1998-2001 por Carlos Gayoso, Marco Espinoza, Antonio Prado, Anita Robles, Eds. se distribuye bajo una [Licencia Creative Commons Atribución-NoComercial-SinDerivar 4.0 Internacional](https://creativecommons.org/licenses/by-nc-nd/4.0/).