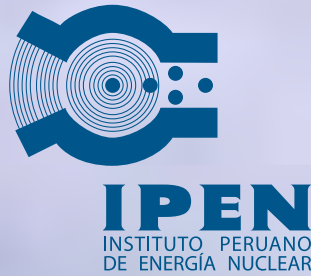


ISSN 1684-1662 (Impresa)
ISSN 2225-2029 (En línea)



Informe Científico Tecnológico 2010

Instituto Peruano de Energía Nuclear

FÍSICA Y QUÍMICA

CIENCIA DE LOS MATERIALES

INGENIERIA NUCLEAR

**APLICACIONES EN MINERÍA, INDUSTRIA
Y MEDIOAMBIENTE**

APLICACIONES EN MEDICINA Y BIOLOGÍA

**SEGURIDAD NUCLEAR Y PROTECCIÓN
RADIOLÓGICA**

INSTRUMENTACIÓN CIENTÍFICA

ASPECTOS GENERALES



Los trabajos originales del Informe Científico Tecnológico son
indizados en el INIS Database.

**INFORME CIENTÍFICO TECNOLÓGICO
2010**

INSTITUTO PERUANO DE ENERGÍA NUCLEAR – IPEN

Presidente: Ing. Carlos F. Barreda Tamayo

Director Ejecutivo: Ing. Kattia J. Bohorquez Cairo

Editor en Jefe: Mg. Antonio Prado Cuba

Comité Editor Científico:

Dr. Julio Santiago Contreras

Dr. José Solís Veliz

Lic. Edith López Moreno

Carátula Unidad de Imagen Institucional

ISSN 1684-1662 (Versión impresa)

ISSN 2225-2029 (Versión electrónica)

Hecho el Depósito Legal en la Biblioteca Nacional del Perú N° 2011-12619

Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN)

Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

Lima, octubre 2011

© Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN)

Telefax 2252459

Página Web: <http://www.ipen.gob.pe>

E-mail: postmaster@ipen.gob.pe

Se permite la reproducción parcial y referencial, con la obligación de citar la fuente “**Informe Científico Tecnológico 2010**” del Instituto Peruano de Energía Nuclear.

Los trabajos publicados en el Informe Científico Tecnológico 2010 han sido desarrollados en el IPEN; en algunos casos, en colaboración con otras instituciones nacionales y extranjeras. Los editores señalan explícitamente que el contenido, método y resultados expuestos por los autores de los artículos, son de su responsabilidad.

Impreso en Lima - Perú

Octubre 2011

CONTENIDO

	Página
PRESENTACIÓN	V
ÍNDICE DE TRABAJOS	VII
I. FÍSICA Y QUÍMICA	1
II. CIENCIA DE LOS MATERIALES	41
III. INGENIERÍA NUCLEAR	67
IV. APLICACIONES EN MINERÍA, INDUSTRIA Y MEDIOAMBIENTE	87
V. APLICACIONES EN MEDICINA Y BIOLOGÍA	111
VI. SEGURIDAD NUCLEAR Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICA	131
VII. INSTRUMENTACIÓN CIENTÍFICA	165
VIII. ASPECTOS GENERALES	191
ANEXOS	209
ÍNDICE DE AUTORES	237

Presentación

Nuestro país se encuentra abocado en mejorar su índice de competitividad para hacer sostenible el crecimiento económico, durante el presente año se ha avanzado en el aspecto global; y existen importantes oportunidades de mejora en el tema de innovación, en temas tales como: colaboración en investigación y desarrollo con universidades e industrias, disponibilidad de científicos e ingenieros, mayor asignación de recursos económicos de empresas en investigación y desarrollo, entre otros. Para revertir esta situación, también se deben involucrar a las instituciones de ciencia y tecnología para que asuman el compromiso del desarrollo tecnológico de acuerdo con las prioridades y planes del gobierno. Asimismo, es necesario mejorar sustancialmente los indicadores de publicaciones en ciencia y tecnología (CyT) y difundir la producción científica nacional.

Las investigaciones y aplicaciones del uso pacífico de la energía nuclear desarrolladas por el Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN), contribuyen a la inclusión social, adaptación y mitigación del cambio climático, mediante proyectos contemplados en el Marco Programático del Perú 2012-2016 y el Plan Estratégico 2010-2016.

El IPEN se complace en presentar la edición anual del Informe Científico Tecnológico 2010 (ICT-2010), serie iniciada en la década de los años noventa, cumpliendo de esta manera su rol de difusión científica de los resultados obtenidos en las diversas actividades de investigación y desarrollo utilizando directa o indirectamente las radiaciones ionizantes.

El ICT constituye el primer peldaño para la difusión científica institucional; en efecto, a lo largo del último decenio investigadores vinculados al IPEN han publicado más de 70 artículos científicos en revistas internacionales indexadas, contribuyendo de este modo a mejorar los indicadores de publicaciones en CyT a nivel país, en ese camino el ICT es un importante medio para los autores nacionales.

Los trabajos publicados en la presente edición han sido agrupados en categorías temáticas, para organizar su lectura. En aplicaciones en minería, industria y medioambiente, destacan los trabajos relacionados con el uso de isótopos aplicados en temas de hidrología y erosión de suelos y el uso de la radiación gamma en la preservación de espárragos. En ciencia de los materiales predominan los trabajos sobre óxidos metálicos nanoestructurados obtenidos por diferentes métodos, que incluyen la radiación gamma, y el desarrollo de un material compuesto elaborado a base de residuos de madera y polímeros.

En aplicaciones en medicina y biología los trabajos están orientados a la determinación de parámetros de calidad de productos obtenidos en la Planta de Producción de Radioisótopos. En seguridad nuclear y protección radiológica destacan los trabajos sobre evaluación de diferentes equipos e instalaciones para asegurar que trabajan dentro de las normas de seguridad, programas de vigilancia y la repatriación de fuentes radiactivas. Asimismo, en la sección de aspectos generales, se presenta una evaluación del uso de tomografía en la industria y la protección en la actividad industrial y minera que usan materias primas que contienen radionucleídos naturales.

En la sección de física y química destaca un interesante estudio de análisis bio-arqueométrico realizado a los restos del fundador de la ciudad de Lima Francisco Pizarro y la aplicación del análisis por activación neutrónica en el estudio de piezas arqueológicas enteras. En instrumentación científica, los trabajos pasan desde la repotenciación de equipos ya existentes, hasta el desarrollo de dispositivos con funciones avanzadas para apoyar las investigaciones en ciencia de los materiales principalmente.

Las investigaciones y estudios tienen en el reactor de investigación RP-10 (10 MW de potencia térmica) del Centro Nuclear Oscar Miroquesada de la Guerra - RACSO una valiosa herramienta

de apoyo; por esa razón, una de las prioridades ha sido asegurar su funcionamiento dotándola con nuevos elementos combustibles. Hicimos el máximo de los esfuerzos de sustentación ante las autoridades del sector y diversas instituciones nacionales y del extranjero, logrando culminar con éxito la gestión para el desembolso financiero y la fabricación de los elementos combustibles que garantizaran la operación del reactor durante los próximos años.

Lima 28 de Octubre del 2011

Ing. Carlos Barreda Tamayo
Presidente del IPEN

Índice de Trabajos

	Página
I. FÍSICA Y QUÍMICA	1
1. Análisis Bio-arqueométrico de los restos óseos de Francisco Pizarro Paula Olivera, Raúl Greenwich	3
2. A combined method of neutron activation analysis and radiometric measurements for ^{234}U and ^{238}U determination in soil samples of low uranium concentration Eduardo Montoya, Pablo Mendoza, Patricia Bedregal, Oscar Baltuano, Isaac Cohen	8
3. Evaluación de las aguas del río Rimac en Lima, Perú, utilizando el Índice de Calidad de Agua (ICA) Patricia Bedregal, Pablo Mendoza, Marco Ubillus, Eduardo Montoya, Rosa Airas, Luz Baca, Walter Fajardo	13
4. Influencia de la emisión de neutrones en la medición por el método de la doble energía de la distribución de masa y energía cinética de los fragmentos de la fisión espontánea del ^{252}Cf Modesto Montoya, Carlos Romero, Justo Rojas	20
5. Neutron activation analysis of archaeological artefacts using the conventional relative method: A realistic approach for analysis of large samples Patricia Bedregal, Pablo Mendoza, Isaac Cohen, Oscar Baltuano, Eduardo Montoya	24
6. Características y selección del comparador para su uso en el análisis por activación neutrónica paramétrico Pablo Mendoza, Eduardo Montoya	31
7. Medición de la actividad de una fuente de Am-241 obtenida por electrodeposición Eduardo Cunya, Walter Cruz	36
II. CIENCIA DE LOS MATERIALES	41
8. Desarrollo de un material compuesto a base de residuos de madera Capirona (<i>Calycophyllum spruceanum</i>) y polietileno Javier Gago, Kety León, Víctor Ramos, Julio Santiago, Alcides López, Moisés Acevedo, José Solís	43
9. Síntesis del óxido de cobre nanoestructurado por radiación gamma y ultrasonido. Evaluación de sus propiedades antimicrobianas Kety León, Alcides López, Javier Gago, José Solís	49
10. Síntesis Sonoquímica de nanocristales de SnO_2 Paul Alvarado, José Solís	55
11. Síntesis y caracterización de nanopartículas de peróxido de cinc (ZnO_2) obtenidas mediante la técnica de sol-gel Roberto Colonia, Mónica Gómez, Kety León, José Solís	59
12. Síntesis hidrotérmica del Estanato de Cinc (Zn_2SnO_4) José Solís, Alexander Naupa	63

III. INGENIERÍA NUCLEAR	67
13. Tiempo de retardo en las paradas de emergencia del reactor nuclear RP-10	69
Rolando Arrieta, Agustín Urcia, Dionisio Canaza, Arturo Ramón, Edgard Ovalle, Emilio Veramendi, Alberto Salazar	
14. Evaluación de la tasa de fuga del sistema de contención del reactor nuclear RP-10	74
Rolando Arrieta, Roberto Giol, Agustín Urcia, Alberto Salazar, José Félix, Dionisio Canaza, Emilio Veramendi, Edgard Ovalle, Luis Zapata, Fernando Ramos, Mariano Vela	
15. Diseño y simulación de un sistema de automatización del proceso de producción y fraccionamiento de ¹³¹I, utilizando estrategias de control avanzado	80
José Páez, Pablo Arias, Jesús Miranda	
IV. APLICACIONES EN MINERÍA, INDUSTRIA Y MEDIOAMBIENTE	87
16. Estudio de filtraciones en casa de generación eléctrica con isótopos ambientales	89
Jacinto Valencia, Enoc Mamani, José Maguiña	
17. Uso del modelo Conversión de Mediciones de Inventarios de Radionúclidos Ambientales (Be-7) para estimación de tasas de erosión y redistribución de suelos	92
Gerardo Maghella, Rubén Rojas, Mónica Vivanco	
18. Uso del modelo de conversión de mediciones de inventarios en radionúclidos ambientales (Cs-137) para la estimación de tasas de erosión y deposición en suelos	96
Gerardo Maghella, Mónica Vivanco, José Maguiña, Jacinto Valencia	
19. Intercomparación de análisis de isótopos ambientales mediante un programa de ensayo de muestra dividida	100
Enoc Mamani, José Maguiña, Jacinto Valencia, Jorge Condori	
20. Efecto de la radiación gamma en la conservación, calidad higiénica y tratamiento cuarentenario en productos del espárrago peruano	103
Johnny Vargas, Mónica Vivanco, Emma Castro	
21. Determinación de isótopos de uranio por espectrometría alfa	107
Enoc Mamani, Jorge Martínez, José Maguiña, Jorge Condori, Gerardo Maghella	
V. APLICACIONES EN MEDICINA Y BIOLOGÍA	111
22. Medidas antropométricas e índices nutricionales que influyen en la visualización del ganglio centinela en pacientes con cáncer de mama	113
Josseline Honorio, Cecilia López, Rosanna Morales, Roque Cano	
23. Aplicación del control microbiológico de la solución no estéril del radiofármaco ¹³¹I-Ioduro sodio para uso oral	119
Roberto Koga, Carlos Novoa, Manuel Otero, Mario Morote, José Caballero, Luis Huatay, Luis Caveró	
24. Determinación del límite de molibdeno que interfiere en el aspecto final de los radiofármacos de Tc-99m	123
Anita Robles, Bertha Ramos, Manuel Otero	
25. Efecto del uso de un agente reductor en la estabilidad de la solución de Yoduro de sodio I-131 (Na¹³¹I)	127
Eleazar Aliaga, Bertha Ramos, José Caballero, María Benites, Manuel Otero, Roberto Koga	

VI. SEGURIDAD NUCLEAR Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICA	131
26. Cálculo de la incertidumbre del <i>kerma</i> en aire en la superficie de entrada del paciente en radiología	133
Tony Benavente, Enrique Rojas	
27. Estabilidad de los estándares del Laboratorio Secundario de Calibraciones Dosimétricas (LSCD) del Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN)	137
Tony Benavente, Enrique Rojas	
28. Salvaguardias nucleares aplicadas al reactor nuclear de investigación RP-10	140
Rolando Arrieta, Alberto Salazar, Agustín Urcia, Roberto Giol, Fernando Ramos, Luis Zapata, Mariano Vela	
29. Reevaluación de un <i>bunker</i> de gammagrafía industrial a cielo abierto para licenciamiento	147
Gerardo Lázaro	
30. Repatriación de fuentes de radio-226	152
Mario Mallaupoma, Luis Zapata, Walter Castillo	
31. Evaluación de instalaciones que usan fuentes de radiación ionizante, emplazadas en la ciudad de Chiclayo, respecto a la normativa de la Autoridad Regulatoria Peruana	155
Gerardo Lázaro	
32. Radiological environmental monitoring program national level. Results 2009	159
José Osores, Susana Gonzáles, Jorge Martínez, Edith López, Raúl Jara, Aurelio Anaya	
VII. INSTRUMENTACIÓN CIENTÍFICA	165
33. Desarrollo de un espectrómetro de partículas alfa de bajo costo	167
Oscar Baltuano, Yuri Hernández, Pablo Mendoza, Eduardo Montoya	
34. Desarrollo de un sistema integrado de sensores para la caracterización organoléptica del Pisco	171
Joan Calzado, Germán Comina, José Solís	
35. Desarrollo de un medidor, en haz de rayos X, para determinar el valor ‘pico’ del Kilo-Voltaje durante disparos en equipos de radiodiagnóstico médico. Informe preliminar	179
Miguel Mendoza, Edgard Valdivia, Eduardo Cunya, Ever Cifuentes	
36. Modernización del control de temperatura de una estufa. Informe preliminar	185
Ever Cifuentes, Julio Santos, Kety León	
37. Diseño de un prototipo de prueba para instrumentación nuclear	188
Julio Santos	
VIII. ASPECTOS GENERALES	191
38. Evaluación radiológica asociada a las actividades de las industrias NORM	193
Susana Gonzáles	
39. Capacitación para la prevención de accidentes con chatarra contaminada	198
Mario Mallaupoma, Edgard Medina, Carlos Pita	
40. Evaluación de columnas de absorción gas-líquido mediante la técnica de tomografía industrial	201
Gerardo Maghella, Enoc Mamani, José Maguiña, Carlos Sebastián, Jorge Condori	
41. Implementación del sistema RAIS 3.1 Web para la Oficina Técnica de la Autoridad Nacional (OTAN) del IPEN	206
Gerardo Lázaro, Jessica Yamunaqué	

I. Física y Química

Análisis bio-arqueométrico de los restos óseos de Francisco Pizarro

Paula Olivera^{1,*}, Raúl Greenwich^{2,3,4}

¹ División de Materiales - Dirección de Investigación y Desarrollo, Instituto Peruano de Energía Nuclear. Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

² Proyecto Académico de Investigación Bioarqueológico e Historiográfico Francisco Pizarro-PAIBHFP. Basílica Catedral de Lima - Plaza Mayor s/n

³ E.A.P. Arqueología – Fac. Ciencias Sociales – Universidad Nacional Mayor San Marcos

⁴ Equipo Peruano de Antropología Forense

Resumen

Se ha continuado con el análisis de las piezas óseas del esqueleto atribuido al conquistador Francisco Pizarro con la determinación cuantitativa de los elementos Calcio (Ca), Hierro (Fe), Cobre (Cu), Zinc (Zn), Estroncio (Sr) y Plomo (Pb). Se muestra gráficamente la fuerte contaminación por contacto por Pb de las piezas de la cabeza y la contaminación puntual de algunas otras piezas, con este mismo elemento por manipulación; además, se ha determinado la contaminación por Cu en las piezas correspondientes a las extremidades. Finalmente mediante evaluaciones estadísticas de los elementos Ca, Cu, Zn y Sr se determina el tipo de dieta del individuo en estudio.

Bio-archaeometric Analysis of Francisco Pizarro's bony remains

Abstract

The analysis of the bony pieces of the skeleton attributed to the conquer Francisco Pizarro was continued, with the quantitative determinations of the elements Calcium (Ca), Iron (Fe), Copper (Cu), Zinc (Zn), Strontium (Sr) and Lead (Pb) evidence graphically the strong contamination by contact with Pb of the pieces of the head and the punctual contamination of some other pieces, with this same element by handling; besides the contamination by Cu in the Pieces pertaining to the extremities has been determined. Finally by means of statistical evaluations of the elements Ca, Cu, Zn and Sr the type of diet of the individual in study is determined.

1. Introducción

Si bien, básicamente el análisis por Fluorescencia de Rayos X se utiliza para la determinación de la composición elemental de un objeto arqueológico que permita establecer similitudes entre los grupos de piezas encontradas en un mismo sitio arqueológico y lograr una clasificación para poder contrastarla con la del lugar en donde fueron encontradas; también se aplica este método para reconstruir dietas de un grupo de individuos de una misma época mediante la determinación de la concentración química de Calcio, Zinc y Estroncio.

En los avances presentados del estudio de los restos óseos atribuidos al conquistador Don Francisco Pizarro [1] se consideró un tipo de alimentación con tendencia vegetariana debido a la mayor proporción de estroncio frente al zinc, encontradas en las piezas

analizadas; así mismo, se reportó la presencia de Plomo y Cobre como elementos contaminantes originados por el contacto de las piezas óseas con el material de entorno, durante su entierro.

El objetivo del presente trabajo es analizar los datos obtenidos de la determinación química elemental por métodos no destructivos, de un grupo de piezas óseas correspondientes al esqueleto atribuido al conquistador Francisco Pizarro.

2. Metodología

Se ha determinado la concentración de los elementos Calcio (Ca), Hierro (Fe), Cobre (Cu), Zinc (Zn), Estroncio (Sr) y Plomo (Pb) en cada una de las piezas irradiadas para elaborar un mapa de concentraciones del esqueleto. No se ha analizado material de

* Correspondencia autor: polivera@ipen.gob.pe

entorno, solo se tiene conocimiento de que la cabeza ha sido encontrada en el interior de una caja de plomo [2] y una de sus extremidades inferiores con una cadena metálica.

2.1 Irradiación y medición de rayos X

Se utilizó una fuente Radiactiva anular de Cd-109 de 25 mCi como fuente de excitación y para la medición se utilizó un sistema de espectroscopía de Rayos X de alta resolución (FHM 180 eV para 5.9 KeV). Se aplicó métodos no destructivos a fin de preservar las piezas estudiadas [3].

2.2 Evaluación de espectros y determinación cuantitativa

La evaluación de espectros y la cuantificación se realizó con las opciones de Análisis Cuantitativo Simple y con el método de sensibilidad elemental del programa IAEA-AXIL-QXAS.

3. Resultados

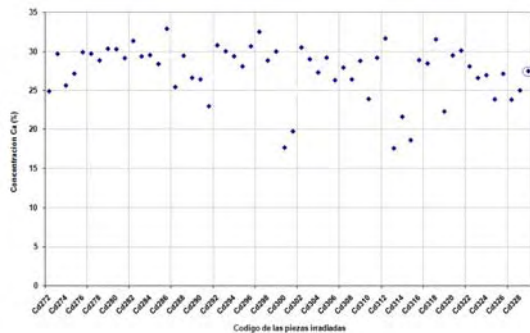


Figura 1. Concentración de Calcio.

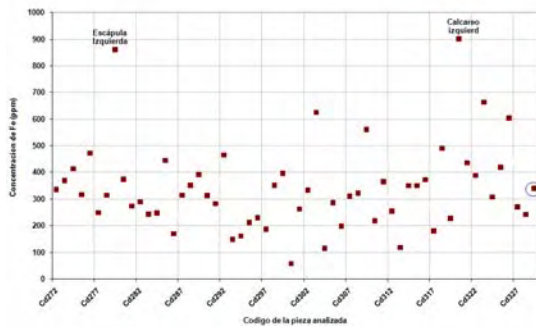


Figura 2. Concentración de Hierro.

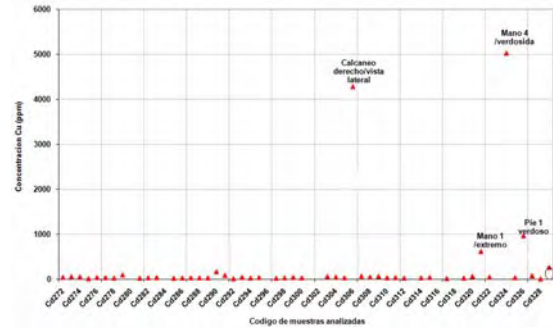


Figura 3a. Concentración de Cobre.

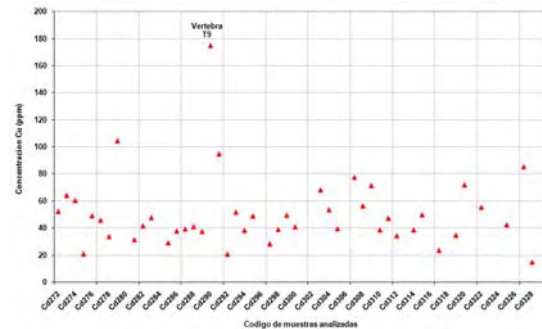


Figura 3b. Concentración de Cobre, en escala hasta 200 ppm.

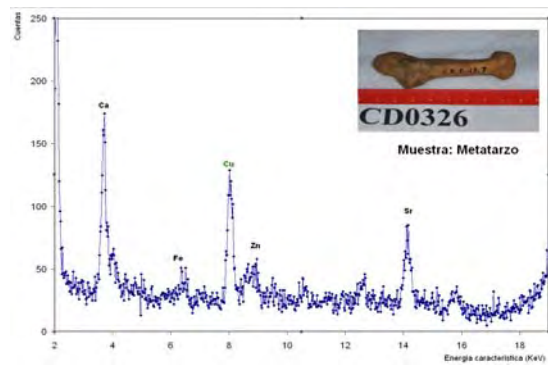


Figura 4. Pieza contaminada por Cobre.

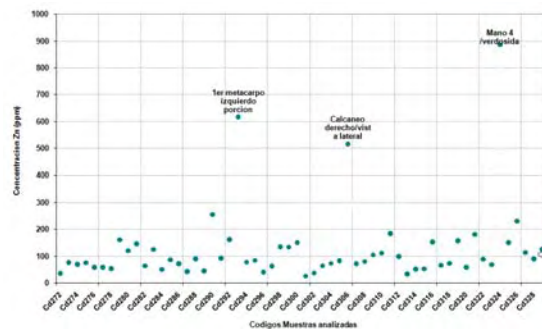


Figura 5. Concentración de Zinc.

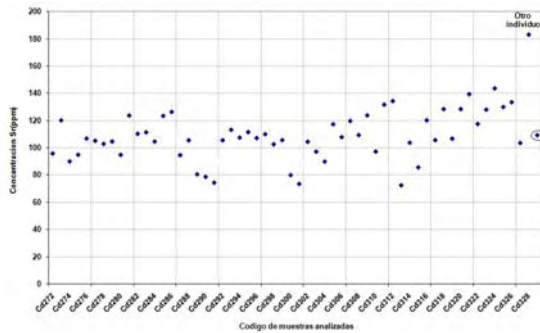


Figura 6. Concentración de Estroncio.

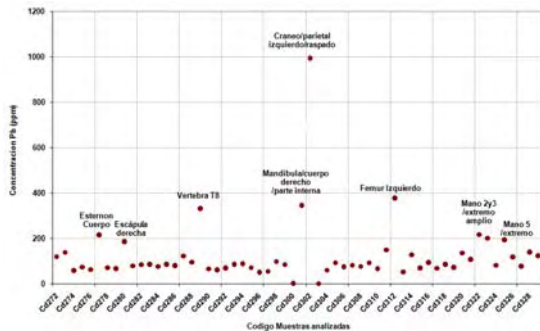


Figura 7. Concentración de Plomo.

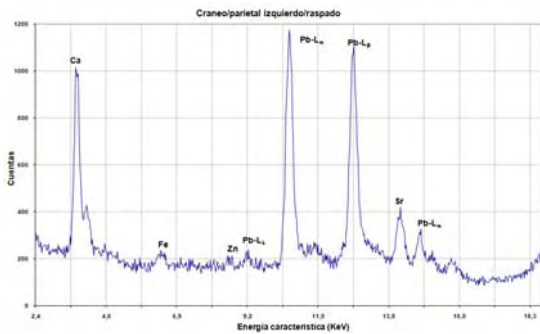


Figura 8. Una de las piezas de la cabeza contaminada por contacto permanente.

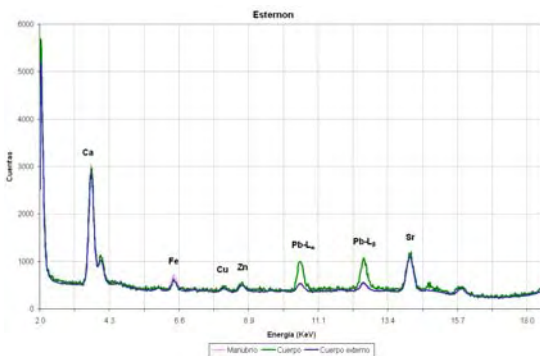


Figura 9. Pieza con contaminación puntual por Plomo debido a la manipulación de la misma.

4. Análisis y discusión

En base a algunas consideraciones teóricas y experimentales entre las que se destacan, que:

En el análisis de muestras óseas por métodos no destructivos, aplicados en este trabajo, nos

encontramos con algunas de las muestras muy maltratadas, que en consecuencia no permitían contar con zonas de buena densidad para obtener una adecuada estadística de conteo y con muestras contaminadas por material de entorno; sin embargo, en el análisis por FRX efectuado se expuso a éstas a la fuente de excitación por un tiempo suficientemente largo hasta conformar adecuadamente los picos característicos de los elementos de interés.

Por otro lado, se ha confirmado de forma sistemática que los niveles de Sr, Zn y Mg son los mismos para diferentes componentes del esqueleto humano después del enterramiento por largos períodos de tiempo [4].

En la Figura 1 se representa la concentración de Calcio con un promedio de $27 \pm 4 \%$.

En la Figura 2 se representa la concentración de Hierro con un promedio de 292 ± 97 ppm, cálculo en el que se ha descartado las piezas con valores de Fe muy altos a los que se les ha atribuido contaminación por contacto con el entorno durante el período de entierro y/o manipulación.

Las Figuras 3a y 3b muestran la concentración de Cobre en un promedio de 47 ± 17 ppm, en este caso también han sido descartadas las piezas con concentraciones de Cu muy altos, como es el caso de las extremidades inferiores que presentan incluso una coloración verdosa (Figura 4).

En la Figura 5 se muestra la concentración de Zinc, allí se puede observar tres piezas que salen del promedio (91 ± 41 ppm) que coincidentemente corresponden a piezas contaminadas por Cu.

La Figura 6 muestra la concentración de Estroncio presente en las piezas óseas del individuo en estudio, aquí todos los valores obtenidos están alrededor del promedio (105 ± 15 ppm) excepto uno que presenta un valor más alto y es que esta pieza no corresponde al individuo en estudio. Un coeficiente de variación del Sr (menor del 20%) que indica una concentración homogénea [5].

La Figura 7 nos muestra la presencia de Plomo en las diferentes piezas óseas analizadas, se puede observar que las piezas de la cabeza presentan un mayor contenido de Pb a pesar de que estas piezas fueron raspadas para extraerles la capa superficial en

la zona de análisis, lo que nos hace pensar en un fuerte intercambio del elemento entre los huesos de la cabeza y la caja de plomo, hasta haber alcanzado el equilibrio. Varias de las piezas también presentan Pb, probablemente por efecto de la manipulación de las muestras, lo que podemos observar en las figuras 8 y 9.

Uno de los detalles más críticos, a tomar en cuenta, en el análisis de elementos traza en muestras arqueológicas óseas se refiere a los cambios que puede sufrir los restos humanos como consecuencia de los procesos culturales y al contacto con el material de entorno.

No obstante, se sabe que la concentración de Ca, Zn, Cu y Sr en restos óseos corresponden a los niveles de dichos elementos ingeridos en la dieta alimentaria del individuo [6]; que la presencia de Sr en los huesos se debe a la dieta alimenticia del individuo por consumo de alimentos de origen vegetal y marino [6] y que la relación Zn/Ca se utiliza como indicador de dieta carnívora y estima el grado de depósito del Zn en el hueso, sin dejar de tomar en cuenta que debido a que la concentración de Zn depende de la concentración inicial en el suelo donde crecen los vegetales que ingiere el individuo. [7], se ha incluido también el Cu como un elemento indicador de una dieta carnívora.

En la figura 10 se muestra la relación Zn versus Sr, donde se observa una pendiente ligeramente positiva, a diferencia de la relación Cu versus Sr, (figura 11) en la que la pendiente es ligeramente negativa, lo que induce a pensar en una dieta vegetariana predominante en el individuo en estudio.

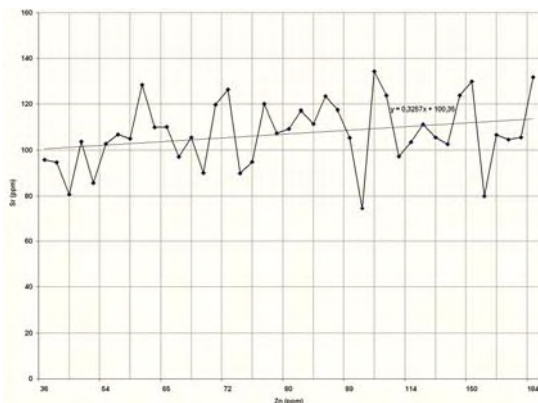


Figura 10. Relación concentraciones de Zn versus Sr.

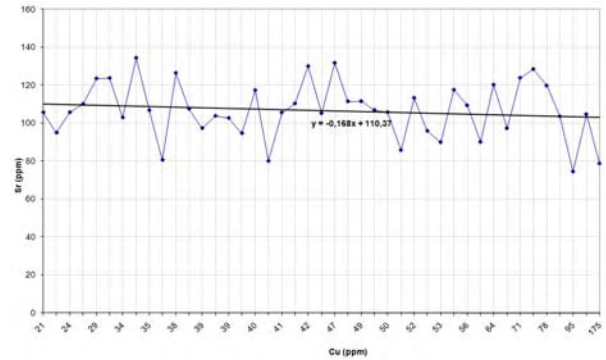


Figura 11. Relación de concentraciones de Cu versus Sr.

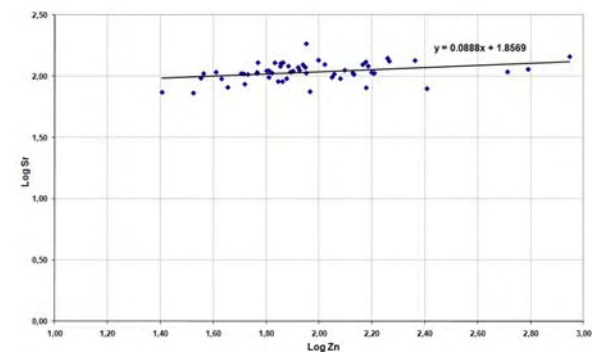


Figura 12. Relación a niveles logarítmicos de Sr y Zn, con tendencia ligeramente positiva.

Si establecemos una correlación entre las concentraciones de Sr, Zn y Cu con la concentración de Ca, esta ilustra la asociación existente entre ellos en la estructura mineral del hueso.

Según Fornaciari y Mallegni (1987) [8] la dieta es rica en proteína animal si el índice Zn/Ca es mayor que 0,5. Para este trabajo se obtuvo 0.46, como se muestra en la figura 13.

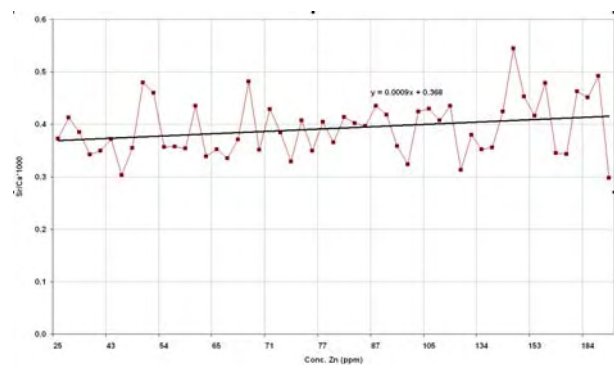


Figura 13. Índice de vegetarianismo *1000 versus Concentración de Zn.

5. Conclusiones

Se confirma la contaminación con plomo de las piezas óseas de la cabeza.

Se confirma la contaminación de las piezas óseas correspondientes al pie derecho (calcáneo y metatarso).

De acuerdo con las correlaciones realizadas entre las concentraciones de Sr, Zn y Cu, con respecto al Ca, se concluye que la alimentación del individuo en estudio tiene una tendencia a ser vegetariana o de alto consumo de productos de mar.

El análisis por Fluorescencia de Rayos X, efectuados por métodos no destructivos es netamente superficial.

6. Agradecimientos

Al Proyecto Académico de Investigación Bio-arqueológico e Historiográfico Francisco Pizarro-PAIBHFP. Basílica Catedral de Lima y al Museo de Arte Religioso de la Basílica Catedral de Lima, por haber depositado su confianza en nuestro laboratorio para complementar los trabajos de investigación que vienen desarrollando con los restos óseos de Francisco Pizarro.

7. Bibliografía

[1]. Olivera P, Greenwich R. Avances en el análisis multielemental de los restos óseos atribuidos al conquistador Don Francisco Pizarro para un estudio de contaminación post-mortem, régimen dietario y paleopatologías, mediante métodos no destructivos de fluorescencia de rayos X. En: Instituto Peruano de Energía Nuclear. Informe Científico Tecnológico 2007. Lima: IPEN; 2008. p. 3-8.

[2]. Greenwich E. Francisco Pizarro: De

Trujillo de Extremadura a la ciudad de los Reyes. Lima: UAP; 2008.

[3]. Pérez PJ, Arsuaga JL, Granda JM. Aplicación de técnicas no destructivas en la investigación de cadáveres momificados. COL-PA publicaciones del departamento de paleontología. 1978; 33-34:17-24.

[4]. Lambert JB, Vlasak SM, Thometz A C, Buikstra JE. A comparative study of the chemical analysis of ribs and femurs in woodland populations. American Journal of Physical Anthropology. 1982; 59:289-294.

[5]. Chinique de Armas Y, Rodríguez Suárez R, Arredondo Antúne C, Collazo O, Boza A, Sheila A, Álvarez M, Liva M, Jiménez J. Estudio paleodietario en restos óseos aborígenes del sitio arqueológico Canímar Abajo, Matanzas, Cuba. Boletín Antropológico. 2008; 26(73):131-148.

[6]. Bracco R, Castillo A, Fregeiro I, Odino R, Souto B. Reconstrucción de paleodietas para el periodo tardío del sector sur de la cuenca de la Laguna Merín a partir del análisis de oligoelementos (Zn, Sr) en restos óseos. En: VII Reunión Científica de la Sociedad de Arqueología Brasileira, SAB. Joao Pessoa: Brasil, 26-30 septiembre 1993.

[7]. Tranchot G, Robledo B, López-Bueist I, Fabián F. Reconstrucción del patrón alimenticio de dos poblaciones prehistóricas de la Meseta Norte. Complutum. 1996; 7:73-90.

[8]. Fornaciari G, Mallegni F. Paleonutritional studies on skeletal remains of ancient populations from the Mediterranean area: An attempt to interpretation. Anthropol. Anz. 1987; 45(4): 361-370.

A combined method of neutron activation analysis and radiometric measurements for ^{234}U and ^{238}U determination in soil samples of low uranium concentration

Eduardo Montoya^{1,*}, Pablo Mendoza¹, Patricia Bedregal¹, Oscar Baltuano¹, Isaac Cohen^{2,3}

¹ División de Técnicas Analíticas Nucleares, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

² Universidad Tecnológica Nacional, Facultad Regional Avellaneda, Secretaría de Ciencia, Tecnología y Posgrado. Av. Mitre 750, 1870 Avellaneda, República Argentina

³ Universidad Tecnológica Nacional, Facultad Regional Buenos Aires, Departamento de Ingeniería Química, Av. Medrano 951, C1179AAQ Buenos Aires, República Argentina

Resumen

Se ha desarrollado un método que combina el análisis por activación neutrónica instrumental y la espectrometría alfa de alta resolución, para la determinación de las actividades de ^{234}U y ^{238}U en muestras geológicas de bajo contenido de uranio. El contenido de ^{238}U se determina mediante análisis por activación neutrónica según el método del k sub cero, mientras que la relación $^{234}\text{U} / ^{238}\text{U}$ se mide mediante espectrometría alfa, después del aislamiento y electro-deposición del uranio extraído mediante una lixiviación con HCl 6M. La principal ventaja del método es la simplicidad de las operaciones químicas, incluyendo el hecho de que las etapas destinadas a asegurar el mismo estado químico para el trazador y las especies de uranio presentes en la muestra, no es necesaria. El método se ha aplicado a muestras de suelo de sitios de la costa norte del Perú. La concentración encontrada de uranio varía entre 3 a 40 mg/kg y la composición isotópica corresponde a uranio natural, con una incertidumbre de aproximadamente 10%.

Abstract

A method that combines the use of non-destructive neutron activation analysis and high-resolution α spectrometry has been developed for determination of the activities of ^{234}U and ^{238}U in geological samples of low uranium content. The ^{238}U content is determined by k_0 -based neutron activation analysis, whereas the $^{234}\text{U} / ^{238}\text{U}$ relationship is measured by α spectrometry after isolation and electrodeposition of the uranium extracted from a lixiviation with 6 M HCl. The main advantage of the method is the simplicity of the chemical operations, including the fact that the steps destined to assure similar chemical state for the tracer and the uranium species present in the sample are not necessary. The method was applied to soil samples from sites of the north Peru coast. Uranium concentration range 3 to 40 mg/kg and the isotopic composition correspond to natural uranium, with about 10 % uncertainty.

1. Introduction

Quantitative analysis of the isotopic composition of uranium is important for environmental, geochemical and nuclear safeguard purposes [1-3].

The relationship between ^{234}U and ^{238}U in a closed system should be constant, since both are part of a secular equilibrium with the latter as the beginner of the chain. This situation can be different in natural systems, where the slightly different geochemical behavior of thorium and protactinium, in

comparison with uranium, may cause some fractioning. For instance, $^{234}\text{U}/^{238}\text{U}$ activity ratios ranging from 0.5 to 1.2 have been found in soils [2,4]. Some authors proposed, as an additional cause for disequilibrium, that ^{234}U is more easily lixiviated than ^{238}U , after the recoil of the nucleus when emitting an alpha particle [5,6].

The well established technique of alpha spectrometry is still the option for determination of $^{234}\text{U}/^{238}\text{U}$ ratios in soils and

* Corresponding author: emontoya@ipen.gob.pe

other geological samples with low uranium concentration. The validation of a method using high resolution ICP-OES has been recently published [1], as a convenient fast alternative to the *mass spectrometry based techniques such as TIMS, MC-ICP-MS and single collector UICP-MS*, but it requires uranium concentrations of about 100 mg.l^{-1} in the final solution and is not sensitive enough for the determination of the natural isotope ^{234}U .

The traditional method for alpha spectrometry is tiresome and time-consuming. Besides the fact that the final measurement very often requires times of the order of few hundred hours, the chemical procedures to isolate uranium from all interferences, leading to a final electrodeposited very thin film of pure uranium onto a clean steel dish, are somewhat complicated [7-10]. Moreover, they are not quantitative, so that ^{232}U [2,7,9,10] or even ^{233}U [8] are traditionally used as a tracers, to assess the chemical yield. As a basic requisite, uranium has to be in the same oxidation state and chemical form both tracer and in the sample, fact that complicates the wet chemistry used to bring the element into solution.

The present work deals with a new approach for simple, accurate and reliable determination of ^{234}U and ^{238}U activities in soils having low uranium concentration, which consists of a combined method with two steps: 1) Determination of the ^{238}U content by k_0 -based neutron activation analysis [11,12]; 2) Measurement of the $^{234}\text{U}/^{238}\text{U}$ relationship by α spectrometry after isolation and electrodeposition of the uranium extracted from a lixiviation with 6 M HCl. The possibility of using the second procedure is a direct derivation of the utilization of the first one: since the ^{238}U content is determined independently of the measurement by alpha spectrometry, there is no need of quantitative separations or alternative measurement of the chemical yield, this implying that the accomplishment of all chemical steps destined to assure similar chemical state for the tracer and the uranium species present in the sample are not necessary.

2. Experimental

The determination of ^{238}U was carried out by k_0 -INAA, in the conditions described by the authors in previous works [11,12].

Analytical grade chemicals were used for the isolation of uranium, as the initial step for the measurements by α spectrometry. Samples of 2 g - 20 g were leached, depending on the mass of the samples, with 20 ml to 200 ml of HCl 6M, by about ten days, with one cycle of warming (just below the boiling point) and shaking every morning. After decantation, the clear liquid fractions were heated and their volumes were reduced to 20 ml; in order to precipitate the lixiviated actinides together with the hydrated iron oxides, the medium was made alkaline with concentrated NH_4OH . After centrifugation, the liquid fractions were discarded and the precipitates dissolved in 20 ml of HCl 6M. Then, Fe(III) was extracted once with 20 ml of ethyl acetate. The aqueous fractions were evaporated to almost dryness and the residues dissolved in 10 ml of HCl 8M. These solutions were percolated through small chromatographic columns, packed with 4.2 ml of 200 – 300 mesh Dowex 1 – X8 resin. After washing the columns with 20 ml of HCl 8M [13], uranium, together with the remaining Fe(III) were eluted with 40 ml of HCl 0.8 M. The obtained liquid fractions were evaporated to almost dryness and the residues were dissolved with 10 ml of HCl 6M. The remaining Fe(III) was extracted again with 10 ml of ethyl acetate and the aqueous fractions were mixed with 10 ml of H_2SO_4 2M and evaporated to dryness. The dry residues were dissolved with 10 ml of the electroplating solution and electroplated onto clean steel disks, following the method described by LEE *et al* [10]. The steel disks were cleaned by electro polishing before electroplating, as described by Galán-López *et al.* [14]. Finally, the electrodeposited uranium was counted by 10000 to 300000 seconds, using a homemade high resolution alpha spectrometer, the characteristics of which will be published elsewhere [15].

3. Results and Discussion

The results obtained for a set of samples of soil, from a desert area of the northern coast of Peru, are summarized in Table 1. It can be seen that the isotopic composition

corresponds to natural uranium, result expected in a dry environment. The INAA methods used at the authors' laboratory have been already validated [11,12] for the determination of the overall element composition. In connection with the specific determination of ^{238}U , a certified standard reference material (NIST SRM 1633b Coal Fly Ash) was analyzed together with the samples. The concentration found, in $\text{mg}\cdot\text{kg}^{-1}$, was 9.2 ± 1.2 ($k=2$), which is in reasonable agreement with the reference value, 8.79 ± 0.36 ($k=2$).

The main source of uncertainty, in the uncertainty budget of the combined measurements of INAA and α spectrometry, corresponds to the k_0 -INAA determination of ^{238}U .

Figure 1 shows that high-resolution α spectra can be obtained with very good quality for natural samples with low uranium content by the homemade instrumentation. An alpha spectrum of uranium from a commercial atomic standard solution can be seen in Figure 2. The very low ratio of $^{234}\text{U} / ^{238}\text{U}$ activities indicates that the solution was prepared using depleted uranium, fact not reported by the manufacturer. A similar result for a commercial ICP – OES standard solution has been reported recently [1]. Taking into account the increasing importance of the quantitative determination of the isotopic composition of uranium in samples from diverse origins, a reasonable suggestion to the manufacturers of commercial uranium standard solutions is to provide the isotopic composition of their reagents.

4. Conclusions

Whenever available, INAA is a simple, reliable, specific and accurate technique for quantitative determination of ^{238}U . It has no limitations of incomplete sample dissolution or non quantitative chemical yields. Thus, the possible association: INAA - α spectrometry, is a valid option for the demanding task of determining the isotopic composition of uranium in samples with low and very low contents of this element.

The need to perform very long measuring times is a major limitation of α spectrometry, when compared with ICP-OES, which allows

completion of a measurement in a couple of minutes [1], although without considering the step of sample dissolution. Nevertheless, it is not yet possible to detect ^{234}U by ICP – OES, because of its low isotopic abundance. On the other hand, very good high-resolution α spectrometers can be manufactured at significant low prices [15,16] and, consequently, many analytical laboratories can have at their disposal the equipment necessary to process simultaneous batches of several samples.

In conclusion, at the present state of the art and regarding their comparative advantages and disadvantages, α spectrometry and ICP – OES become complementary, rather than competitive.

5. Acknowledgment

The authors wish to thank O. Baltuano and Y. Hernández for the design and manufacturing of the alpha spectrometer used in the present work.

6. References

- [1] Krachler M, Carbol PJ. Anal. At. Spectrom. 2011; 26: 293-299.
- [2] Radenković MB, Cupać SA, Joksić JD, Todorović DJ. Depleted uranium mobility and fractionation in contaminated soil (Southern Serbia). Environ. Sci. Pollut. Res. 2008; 15(1):61-67.
- [3] Salar Amoli HS, Barker J. Accurate determination of uranium in soils using electroplating and closed-vessels microwave digestion methods. Chem. Anal. (Warsaw). 2007; 52:35-41.
- [4] Goldstein SJ, Rodriguez JM, Lujan N. Health Phys. 1997; 72:10-18.
- [5] Bourdon B, Turner S, Henderson GM, Lundstrom CC. Rev. Mineral Geochem. 2003; 52:1-21.
- [6] Fleischer RL, Raabe OG. Geochim. Cosmochim. Acta. 1975; 42: 973-978.
- [7] Serdeiro NH, Marabini S. A Rapid Method for determination of uranium, americium, plutonium and thorium in soil samples. In: 11th International Congress on the International Radiation Protection Association. 2004 May 23-28; Spain: Madrid; 2004.
- [8] Zarki R, Elyahyaoui A, Chiadli A. Appl. Radiat. Isot. 2001; 55:167-174.
- [9] Zarki R, Elyahyaoui A, Chiadli A.

Radiochim. Acta. 2004; 92:161-169.

[10] Lee MH, Kim CJ, Boo BH. Bull. Korean Chem. Soc. 2000; 21, 175.

[11] Bedregal P, Mendoza P, Ubillús M, Montoya E. Nucl. Instrum. Meth. Phys. Res. A. 2010; 622:419-424.

[12] Montoya E, Bedregal P, Mendoza P, Ubillús M, Torres B, Cohen IM. Nucl. Instrum. Meth. Phys. Res. A. 2010; 622:381-384.

[13] Narayanan UI, Mason PB, Zebrowski JP, Rocca F, Iris W. The Quantitative Ion Exchange Separation of Uranium from Impurities. U.S. Department of Energy, New Brunswick Laboratory; 1995 March. Report No. NBL-331.

[14] Galán-López M, Martín-Sánchez A, Tosheva Z, Kies A. Comparisons of LSC and alpha spectrometry methods applied to environmental samples. In: Stanislaw Chalupnik S, Schönhofer F, Noakes J, eds. LSC 2005, Advances in Liquid Scintillation Spectrometry: Proceedings of the 2005 International Liquid Scintillation Conference, Katowice, Poland. 17-21 October, 2005. Tucson: Radiocarbon; 2006. p.165-170.

[15] Baltuano O, Hernandez Y, Mendoza P, Montoya E. A homemade high resolution alpha spectrometer. In press.

[16] Drndarević V. Meas. Sci. Technol. 2008. DOI: 10.1088/0957-0233/19/5/057001.

Table 1. Results of the determination of ^{238}U and ^{234}U .

<i>Sample ID</i>	<i>^{238}U, mg/kg (Estimated relative uncertainty: 10 %)</i>	<i>$^{238}\text{U}/^{234}\text{U}$ activity ratio (Estimated relative uncertainty: 5.1 %)</i>	<i>^{234}U specific activity, Bq/kg</i>	<i>^{238}U specific activity, Bq/kg</i>
M1	9.60	1.07	110 ± 13	120 ± 12
M2	3.70	1.04	44.1 ± 4.0	45.9 ± 5.0
M3	38.4	1.00	480 ± 70	480 ± 70
M4	13.8	0.90	190 ± 20	170 ± 17
M5	17.3	1.07	200 ± 20	210 ± 20
M6	13.4	1.05	160 ± 15	160 ± 17
M7	11.7	0.99	150 ± 15	140 ± 15

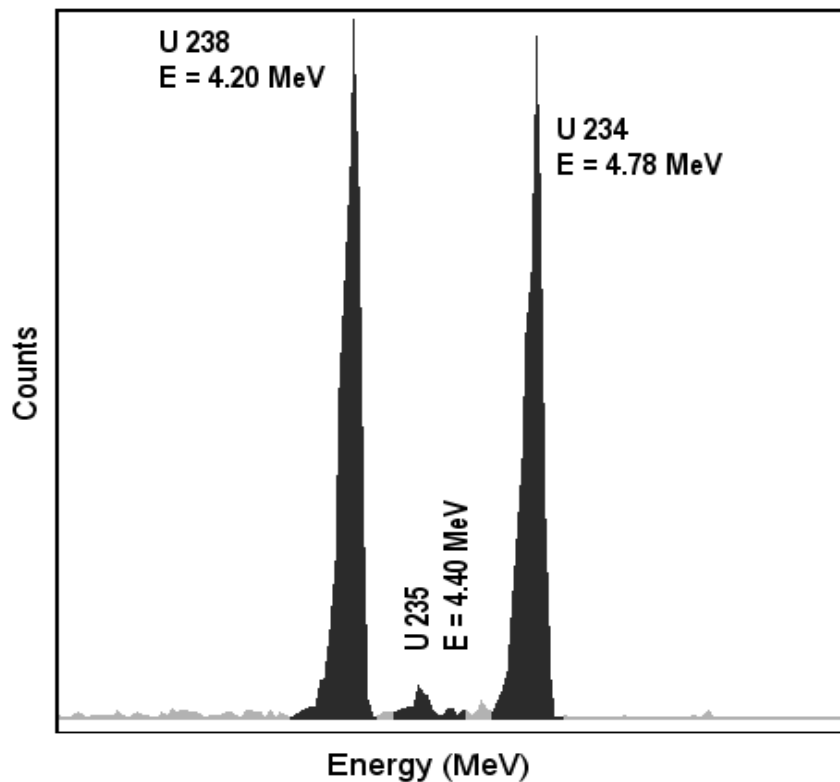


Figure 1. Alpha spectrum of the sample M5, counted for 235600 s. The net peak areas for ^{238}U and ^{234}U are respectively 1411 and 1323 counts, with negligible background. Both axes are in linear scale.

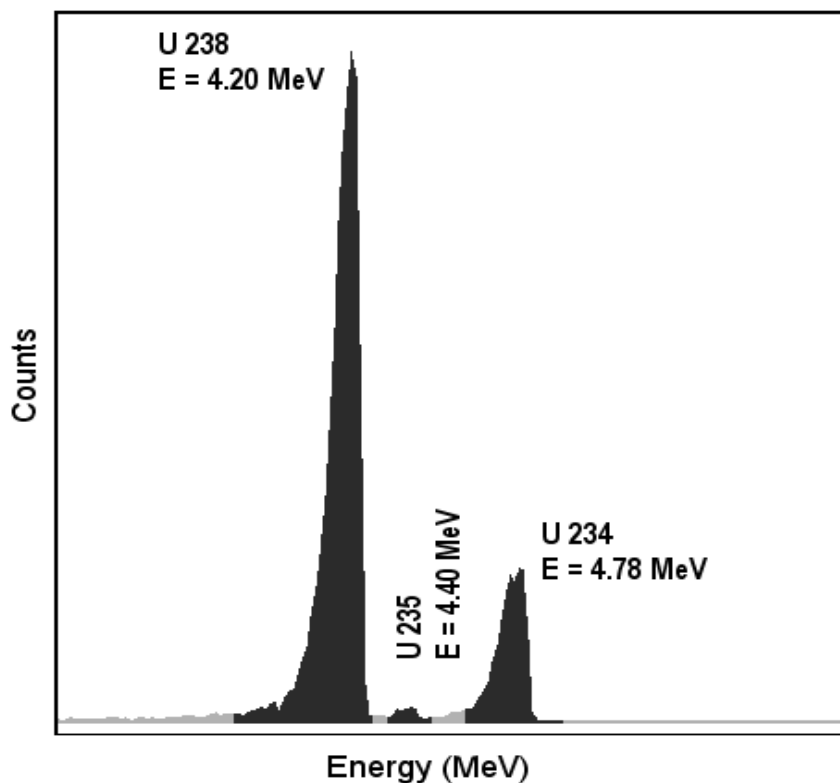


Figure 2. Alpha spectrum of uranium from a commercial atomic absorption standard solution, counted for 153000 s. The net peak areas for ^{238}U and ^{234}U are respectively 11486 and 2496 counts. Both axes are in linear scale.

Evaluación de las aguas del río Rimac en Lima, Perú, utilizando el Índice de Calidad de Agua (ICA)

Patricia Bedregal^{1,*}, Pablo Mendoza¹, Marco Ubillus¹, Eduardo Montoya¹, Rosa Airas¹,
Luz Baca², Walter Fajardo²

¹ Instituto Peruano de Energía Nuclear, División de Técnicas Analíticas Nucleares, Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

² Dirección General de Salud Ambiental (DIGESA), Área de Protección de los Recursos Hídricos, Calle Las Amapolas 350 Lima 14, Perú

Resumen

Se presentan y discuten los Índices de Calidad de Agua (ICA), obtenidos con los resultados del análisis de los parámetros físico-químicos: pH, oxígeno disuelto, conductividad eléctrica, demanda bioquímica de oxígeno, sólidos suspendidos totales, fósforo total, nitrato y amonio; el parámetro microbiológico: coliformes fecales y el análisis de los metales: As, Cd, Cr, Cu, Mn y Pb en 09 estaciones de monitoreo de la Cuenca Alta del río Rímac (agosto-diciembre, 2009), caracterizada por la presencia de industria minera.

Abstract

The Water Quality Index (WQI) are presented and discussed. They has been obtained using the results of the physical-chemical parameters: pH, oxygen (dissolved), conductivity, biochemical oxygen demand, total suspended solids, total phosphorous, nitrate, ammonia; the microbiological parameter: fecal coliforms and the metal analysis of As, Cd, Cr, Cu, Mn and Pb in 09 monitoring sites of the river Rimac High Basin (August-December, 2009), characterized by mining industry exploitation.

1. Introducción

El río Rímac es uno de los ríos más importantes del Perú, principalmente porque abastece de agua y electricidad a Lima Metropolitana, donde se concentra más del 30% de la población del país. Tiene una longitud de 140 km, una cuenca de 3 312 km² y un caudal de 45 m³/s. Se divide en tres sectores [1]:

a) La Cuenca Alta (de los 5 200 a los 3 500 msnm), nace en la Laguna Ticticocha y es la parte colectora del agua, donde caen lluvias veraniegas, existen glaciares y lagunas que almacenan el agua y la dejan fluir durante el resto del año, cuando no llueve. En esta cuenca existe intensa actividad minera con explotación de cobre, plomo, zinc, antimonio, oro y plata. Están instaladas las empresas:

- Volcán Compañía Minera S.A.A. - Unidad Ticlio
- Empresa Minera Los Quenuales S.A. - Unidad Casapalca
- Compañía Minera Casapalca S.A.
- Perubar S.A. - Unidad Rosaura
- Compañía Minera San Juan (Perú) S.A.,

entre otras.

Un volumen significativo de vertimientos es evacuado directamente al río, provocando su contaminación.

b) La Cuenca Media (entre los 3 500 y los 1 000 msnm), donde el agua se aprovecha para la agricultura y para generar electricidad.

c) La Cuenca Baja (desde los 1 000 msnm hasta el nivel del mar), este sector es la parte ancha del valle, donde están ubicadas las ciudades de Lima y Callao.

En estas dos últimas cuencas se ubican 14 centrales hidroeléctricas así como fábricas de productos químicos, textiles, papeleras, alimentos, curtiembres, materiales de construcción, cerveza, etc.

El río Rímac pertenece a la vertiente del Pacífico, tiene como afluentes principales a la quebrada El Carmen y los ríos Chinchán, Blanco, Aruri, Santa Eulalia y Huaycoloro.

El río es un receptor de metales pesados provenientes de los desechos y relaves de las actividades mineras desarrolladas en la

* Correspondencia autor: pbedregal@ipen.gob.pe

cuenca alta, de las actividades industriales de la cuenca media y baja y de las aguas residuales domésticas, vertidas sin tratamiento y generadas por los centros poblados de Lima, Vitarte, Chaclacayo, Chosica y Matucana.

El Ministerio de Salud, a través de la Dirección General de Salud Ambiental, DIGESA, realiza el programa nacional de vigilancia y control de los recursos hídricos, con el monitoreo mensual, en 30 estaciones a lo largo de la cuenca (Figura 1), para determinar los parámetros físicos, químicos y microbiológicos en cada estación [1].

Uno de los objetivos del proyecto Acuerdo Regional de Cooperación para la Promoción de la Ciencia y Tecnología Nucleares en América Latina y El Caribe, ARCAL, RLA 1/010, titulado “Mejora de la Gestión de las Masas de Agua que están Contaminadas con Metales”, en la que participan el IPEN y la

DIGESA, con el apoyo del Organismo Internacional de Energía Atómica, OIEA, es proponer los índices de calidad del agua, ICA, en los países de la región, como herramientas ideales para brindar un diagnóstico general sobre el estado del cuerpo de agua y facilitar la toma de decisiones, para actuar preventiva o correctivamente sobre ella [2].

En este reporte se presentan los índices de calidad de agua de 09 estaciones ubicadas en la Cuenca Alta del río, donde existe actividad minera. Estos índices han sido calculados a partir de los resultados de los parámetros físico-químicos y químicos, tales como: pH, conductividad eléctrica, demanda bioquímica de oxígeno, sólidos suspendidos totales, turbidez, nitratos, coliformes fecales, plomo, manganeso, cadmio, cromo, cobre y arsénico, obtenidos en el monitoreo de agosto a diciembre del año 2009.

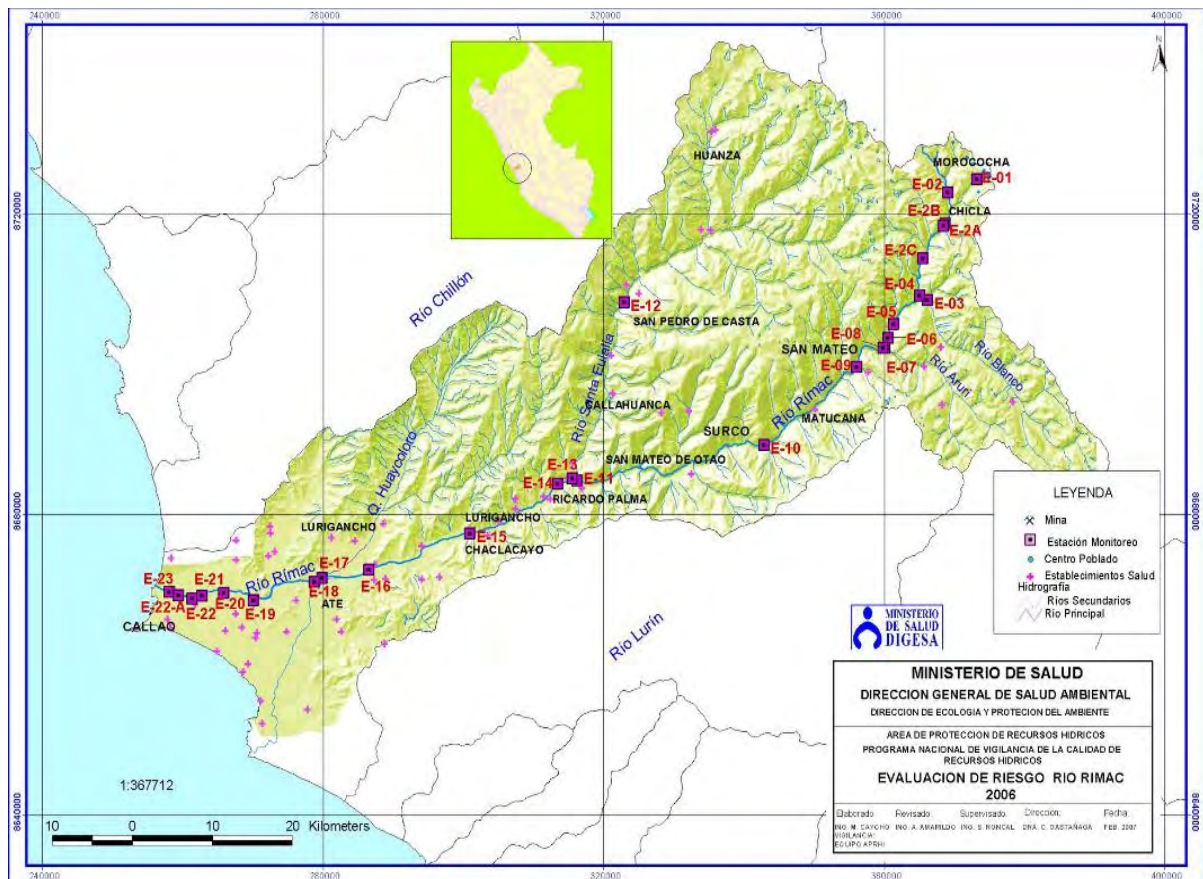


Figura 1. Mapa de la cuenca del río Rímac.

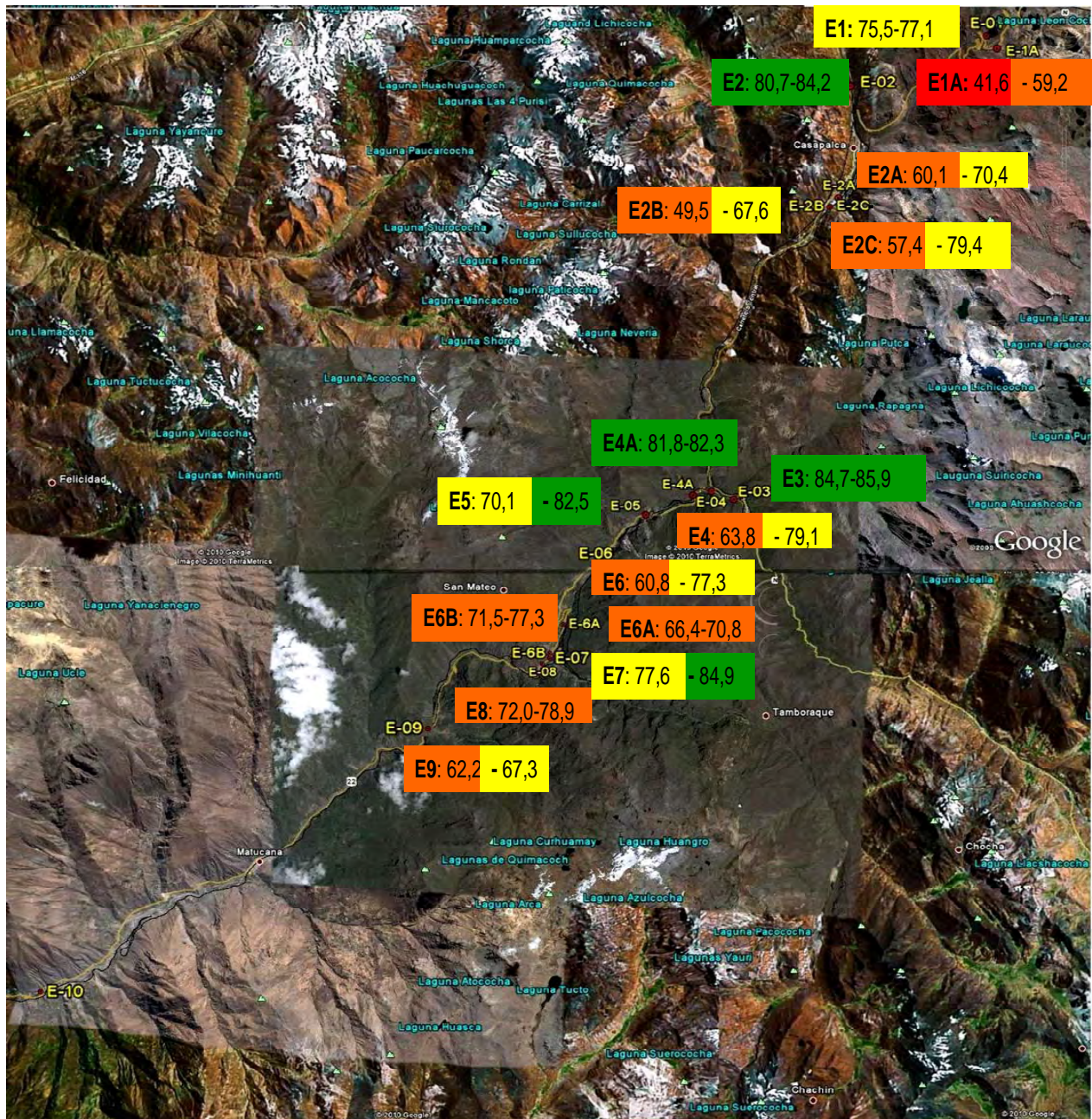


Figura 2. Vista aérea de las 09 estaciones de monitoreo de la Cuenca Alta del río Rímac (E01 – E09) y los valores de ICA máximos y mínimos obtenidos durante la campaña de muestreo.

2. Experimental

2.1. Estaciones de monitoreo y toma de muestra en la Cuenca Alta

Los índices de calidad, ICA, se han calculado para las estaciones de monitoreo indicadas en la tabla 1 y figura 2. Se han considerado los datos de los monitoreos de 09 estaciones de la cuenca Alta, obtenidos en 05 campañas de muestreo durante la temporada de invierno (01), primavera (03) y verano (01),

realizadas en el año 2009.

Los puntos de monitoreo E-1A, E-2A, E-2B, E-2C y E-06 están ubicados después de vertimientos de relaves de la Compañía Minera Volcán, Empresa Minera Los Quenuales, Compañía Minera Casapalca, Minera Perubar - Unidad Rosaura y Compañía Minera San Juan (Perú), respectivamente. Las estaciones E-02, E-03 y E-07 corresponden a estaciones ubicadas en ríos afluentes del río Rímac.

Tabla 1. Estaciones de Monitoreo de la Cuenca Alta.

Nº de estación	Estación de monitoreo
E-01	Bocatoma Laguna Ticticocha
E-1A	Quebrada Antaranra
E-02	Río Chinchán, puente Ferrocarril
E-2A	Río Rímac, 150 m aguas abajo del vertimiento 1
E-2B	Río Rímac, 200 m aguas abajo del vertimiento 2
E-2C	Río Rímac, 150 m aguas abajo del vertimiento 3
E-03	Río Blanco, estación meteorológica
E-04	Río Rímac, puente Anchi II
E-4A	Río Rímac, después de confluencia con río Blanco
E-05	Río Rímac, puente Pite
E-06	Río Rímac, puente Tamboraque III
E-6A	Río Rímac, central hidroeléctrica Huanchor
E-06B	Río Rímac, 100 m aguas abajo del vertimiento de la Minera San Juan
E-07	Río Aruri, 50 m antes de confluencia con río Rímac
E-08	Río Rímac, bocatoma, kilómetro 89 de carretera central
E-09	Río Rímac, kilómetro 83.5 de carretera central

Algunos parámetros han sido medidos directamente en campo, tales como: pH, demanda bioquímica de oxígeno, conductividad eléctrica, sólidos disueltos, turbidez. Para el análisis de los otros parámetros se han tomado muestras en frascos de polietileno limpios (figura 3) y han sido transportados al laboratorio en cajas conservadoras a 4 °C de temperatura y preservados con ácido nítrico, para su tratamiento y análisis químico en el laboratorio.

2.2. Selección de los parámetros de medición

La DIGESA realiza sistemáticamente un monitoreo mensual a lo largo de la cuenca y el análisis de los siguientes parámetros: potencial de hidrógeno (pH), temperatura (T °C), conductividad eléctrica (CE), turbidez, nitratos (NO_3^-), nitritos (NO_2^-), demanda bioquímica de oxígeno (DBO_5), demanda química de oxígeno (DQO), nitrógeno total, coliformes totales, coliformes termotolerantes, fosfato (P_T), sulfato (SO_4^{2-}), sólidos suspendidos totales (SST), carbono orgánico total (COT), cianuro (CN^-), cloruro (Cl^-), As, Al, Cd, Cu, Cr, Fe, Mn, Pb y Zn.

En el marco del proyecto y por consenso entre los países de la región de América Latina y el Caribe [2], se consideraron los siguientes parámetros básicos para la determinación del ICA: pH, oxígeno disuelto (OD), CE, DBO_5 , coliformes fecales, SST, P_T , N-NO_3 y N-NH_4 y los metales As, Hg, Cd, Cr, Cu y Pb. Sin embargo, en este reporte no se han utilizado los parámetros OD y Hg, debido a que no han sido determinados. Se ha incluido manganeso en la evaluación. Como valor del nitrógeno amoniacal (N-NH_4), se ha tomado el de nitrógeno total Kjeldahl (NTK), que considera el nitrógeno orgánico y el amoniacal.

Los metales han sido determinados por espectrometría de absorción atómica de acuerdo con métodos estándar establecidos [3].

2.3. Cálculo del Índice de Calidad de Agua [4,5]

El índice de calidad de agua se basa en la fórmula desarrollada por la British Columbia Ministry of Environment, que fue adoptada por el Canadian Council of Ministers of the Environment, CCME.

**Figura 3.** Monitoreo en el río Rímac, Cuenca Alta.

El índice de calidad de agua es obtenido matemáticamente, combinando tres factores: el *objetivo* (F_1), la *frecuencia* (F_2) y la *amplitud* (F_3). El *objetivo*, representa el porcentaje de variables que no cumplen sus objetivos, al menos una vez, durante el tiempo bajo consideración con relación al número total de variables medidas. La *frecuencia*, representa el porcentaje de los ensayos individuales que no cumplieron el objetivo. La *amplitud*, representa la cantidad de pruebas que no cumplieron los objetivos y es una función asintótica que escala la suma normalizada de las excursiones respecto de

los objetivos en el intervalo 0 y 100.

A su vez, la *amplitud* F_3 , se calcula tomando en cuenta: i) el número de veces en las que una concentración individual es mayor que el objetivo y es llamado “*excursión*”; ii) la cantidad colectiva por la cual, los ensayos individuales están fuera de conformidad, denominada por la *suma normalizada de excursiones* (*nse*). El índice de calidad de agua se calcula mediante la siguiente ecuación:

$$CCMEWQI = 100 - \left(\frac{\sqrt{F_1^2 + F_2^2 + F_3^2}}{1.732} \right)$$

El divisor 1.732 normaliza el resultado entre un rango entre 0 y 100, donde 0 representa la peor calidad de agua y 100 representa la mejor calidad de agua.

Para la aplicación del cálculo de la ecuación del índice de calidad de agua se ha utilizado un programa elaborado en macros de Excel [6].

3. Resultados y Discusión

La tabla 2 muestra los resultados obtenidos en el cálculo de los índices de calidad de agua en cada una de las estaciones y campañas de muestreo. Las estaciones de monitoreo: E-1, E-4, E-6A, E-6B, E-8 y E-9 en las 05 campañas, así como las estaciones E-2A, E-2B en las campañas de verano y E-2C en la campaña de invierno y verano, dan resultados de índices de calidad de agua entre 65 y 79, es decir la calidad del agua es de categoría *regular*, lo que significa que está siendo esporádicamente amenazada. Las condiciones de agua natural están, en algunas ocasiones, fuera de los niveles de calidad deseados.

Las estaciones de monitoreo E-1A y E-2B en todas las campañas, así como las estaciones E-2A y E-2 C en las campañas de invierno y primavera, dan como resultado valores de índices de calidad de agua entre 45 y 64, que corresponde a la categoría de calidad de agua *marginal*, es decir que la calidad del agua está siendo frecuentemente amenazada, quedando fuera de los niveles de calidad deseados.

Un valor de índice de calidad menor a 44, calificado como *pobre*, se ha obtenido en la estación de monitoreo E-1A en la campaña de verano, lo que significa que en ese período de

tiempo la calidad del agua del río Rímac ha sido amenazada continuamente y varios parámetros de medición estuvieron fuera de los niveles de calidad deseados.

Las estaciones de monitoreo E-02, E-03, E-05 –en la campaña de invierno– E-07 –en la de verano– y E-4A dan valores de índices de calidad entre 80 y 94, con un valor mínimo de 80.7 y un valor máximo de 85.9, lo que indica una categoría de calidad de agua, *bueno*, es decir la calidad está siendo protegida y el cuerpo de agua presenta menor grado de amenaza. Estas estaciones están ubicadas en ríos afluentes del río Rímac. La estación E-02 en el río Chinchán, la E-03 en río Blanco, E-4A después de confluencia con el río Blanco y E-07 en el río Aruri, antes de confluir con el río Rímac.

Por otro lado, la evaluación de los resultados de los monitoreos realizada por la DIGESA, utiliza los valores límites establecidos en la Resolución de Jefatura, RJ: N° 0291-2009-ANA, para agua Clase II, y los Estándares Nacionales de Calidad Ambiental (ECA) para agua que considera “aguas que pueden ser potabilizadas con tratamiento convencional”, aprobado mediante D.S. N° 002-2008-MINAM del 31 de julio de 2008.

Los valores de pH encontrados cumplen con los ECA de agua entre 5.5 – 9.0. Los valores más altos, de 8.82 y 8.81, se han obtenido en la estación E-01. Los valores más bajos de 6.58 se han obtenido en la estación E-1A y E-2B, puntos de monitoreo ubicados después de la descarga de la Minera Volcán y Los Quenuales, respectivamente.

El valor ECA para la conductividad eléctrica es de 1600 $\mu\text{S} / \text{cm}$. En el tramo de río estudiado, el resultado supera el límite. Sin embargo, se han obtenido resultados más altos en las estaciones E-1A y E-2A de 1371 $\mu\text{S} / \text{cm}$ y 1238 $\mu\text{S} / \text{cm}$, respectivamente, en el monitoreo del mes de setiembre.

El ECA para la turbidez es de 100 unidades nefelométricas (UNT). El punto de monitoreo E-1A da el resultado más alto: 846 UNT, esta estación está ubicada después de la descarga de la Minera Volcán. De igual manera, se observa que las estaciones de monitoreo E-2A, E-2B, E-2C, ubicadas después de vertimientos mineros, presentan valores de turbidez, sólidos suspendidos totales (SST) y

DBO₅ más altos, durante todo el período de muestreo. Siendo 5 mg/L el valor límite considerado para DBO₅.

Para Fósforo total no existe valor de regulación; sin embargo, tomando en consideración el valor de la bibliografía de 0.2 partes por millón, las estaciones de monitoreo E-06 y E-6A, presentan los resultados más altos. Estas estaciones están ubicadas aguas abajo de la minera San Juan.

El ECA para nitratos es de 10 mg/L. Valores muy por encima del límite se han obtenido en las estaciones: E-1A, 51.1 mg/L en el monitoreo del mes de setiembre; E.2A, 16 mg/L en el monitoreo del mes de octubre; E-2A, 12.56 mg/L y E-2B, 16.74 mg/L en el monitoreo del mes de noviembre.

Los valores límite establecidos para As, Cd, Cr, Cu, Mn y Pb son: 0.10 mg/L, 0.01 mg/L, 0.05 mg/L, 1.0 mg/L, 0.4 mg/L y 0.05 mg/L,

respectivamente. Resultados por encima del valor límite se han obtenido en el muestreo del mes de agosto, para Mn y Pb en las estaciones de monitoreo E-1A, E-2A, E-2B, E-2C con un valor máximo de 1.96 mg/L para Mn y 1.0 mg/L para Pb en la estación E-2B. Estas estaciones están ubicadas después de las descargas de las empresas mineras de la Cuenca Alta. En el monitoreo de los meses de setiembre y octubre también se han obtenido valores por encima del límite para Mn, en las estaciones E-1A de 18.25 mg/L, en el mes de setiembre y 15.89 mg/L en el mes de octubre en la estación E-2A.

En el monitoreo del mes de diciembre se han obtenido valores mayores al límite para As, Cd, Cu, Mn y Pb en la estación E-1A. El valor de 36.45 mg/L para Mn ha sido el más alto de la temporada de muestreo.

Tabla 2. Resultados Índices de Calidad de Agua en la cuenca alta del río Rímac
(Verde=buena, amarillo= regular, naranja=marginal, rojo = pobre).

NOMBRE DE LA ESTACIÓN	Período	F ₁	F ₂	F ₃	CCME WQI
E-1 Bocatoma Laguna Ticticocha	Invierno	15.4	15.4	33.1	77.1
E-1 Bocatoma Laguna Ticticocha	Primavera	15.4	16.7	35.8	75.5
E-1 Bocatoma Laguna Ticticocha	Verano	15.4	15.4	33.1	77.1
E-1A Quebrada del efluente Volcán	Invierno	30.8	30.8	62.5	56.0
E-1A Quebrada del efluente Volcán	Primavera	38.5	27.8	52.4	59.2
E-1A Quebrada del efluente Volcán	Verano	41.7	41.7	82.2	41.6
E-2 Río Chiinchan Puente Ferrocarril km 119.5	Invierno	15.4	15.4	24.4	81.1
E-2 Río Chiinchan Puente Ferrocarril km 119.5	Primavera	15.4	16.2	24.9	80.7
E-2 Río Chiinchan Puente Ferrocarril km 119.5	Verano	15.4	15.4	16.7	84.2
E2A Los Quenuales	Invierno	23.1	23.1	52.5	64.3
E2A Los Quenuales	Primavera	30.8	29.7	54.3	60.1
E2A Los Quenuales	Verano	30.8	30.8	27.2	70.4
E2B Cia. Min. Casapalca	Invierno	30.8	30.8	75.8	49.5
E2B Cia. Min. Casapalca	Primavera	30.8	31.6	55.4	59.1
E2B Cia. Min. Casapalca	Verano	30.8	30.8	35.3	67.6
E2C Minera Perubar-Rosaura	Invierno	23.1	23.1	44.5	68.1
E2C Minera Perubar-Rosaura	Primavera	38.5	33.3	53.5	57.4
E2C Minera Perubar-Rosaura	Verano	15.4	15.4	28.3	79.4
E3-Estacion Senamhi km 101 CC	Invierno	15.4	15.4	12.4	85.5
E3-Estacion Senamhi km 101 CC	Primavera	15.4	17.1	13.0	84.7
E3-Estacion Senamhi km 101 CC	Verano	15.4	15.4	11.2	85.9
E-4 Puente Anchi II km 100 CC	Invierno	23.1	23.1	46.4	67.2
E-4 Puente Anchi II km 100 CC	Primavera	30.8	28.9	46.4	63.8
E-4 Puente Anchi II km 100 CC	Verano	15.4	15.4	29.0	79.1
E-4A Río Rímac después de confluencia río Blanco	Invierno	15.4	15.4	22.3	82.0
E-4A Río Rímac después de confluencia río Blanco	Primavera	15.4	15.8	22.6	81.8

E-4A Río Rímac después de confluencia río Blanco	Verano	15.4	15.4	21.5	82.3
E-5 Puente Pite km 95 CC	Invierno	15.4	15.4	21.1	82.5
E-5 Puente Pite km 95 CC	Primavera	23.1	21.6	41.0	70.1
E-5 Puente Pite km 95 CC	Verano	23.1	23.1	33.1	73.2
E-6 Puente Tamboraque III	Invierno	15.4	15.4	48.1	69.5
E-6 Puente Tamboraque III	Primavera	38.5	34.2	44.3	60.8
E-6 Puente Tamboraque III	Verano	15.4	15.4	32.8	77.3
E-6A Central hidroeléctrica Huanchor	Invierno	30.8	30.8	38.8	66.4
E-6A Central hidroeléctrica Huanchor	Primavera	23.1	18.4	39.7	71.4
E-6A Central hidroeléctrica Huanchor	Verano	23.1	23.1	38.7	70.8
E-6B, Minera San Juan	Invierno	15.4	15.4	39.8	73.8
E-6B, Minera San Juan	Primavera	23.1	18.4	39.6	71.5
E-6B, Minera San Juan	Verano	15.4	15.4	32.8	77.3
E-7 50m Antes de Aruri-Rímac	Invierno	15.4	15.4	28.0	79.5
E-7 50m Antes de Aruri-Rímac	Primavera	23.1	19.4	24.4	77.6
E-7 50m Antes de Aruri-Rímac	Verano	16.7	16.7	11.4	84.9
E8- Toma Tamboraque km 89 CC	Invierno	15.4	15.4	39.6	73.9
E8- Toma Tamboraque km 89 CC	Primavera	23.1	18.4	38.5	72.0
E8- Toma Tamboraque km 89 CC	Verano	15.4	15.4	29.5	78.9
E9- Puente Tambo de Viso	Invierno	23.1	23.1	46.3	67.3
E9- Puente Tambo de Viso	Primavera	30.8	25.0	43.2	66.1
E9- Puente Tambo de Viso	Verano	23.1	23.1	56.7	62.2

4. Conclusiones

a) La calidad del agua del río Rímac en la Cuenca Alta está siendo impactada por las actividades mineras desarrolladas en la zona, sobre todo en el tramo comprendido entre las estaciones de monitoreo E-1A, E-2A, E-2B y E-2C, donde la calidad del agua no está dentro de los niveles óptimos.

b) La evaluación efectuada con los valores ICA coincide con la realizada por DIGESA, que utiliza los Estándares Nacionales de Calidad Ambiental (ECA) e identifica diferencias entre los puntos de monitoreo, respecto a la calidad del agua.

c) El uso del ICA para la evaluación de la calidad de cursos de agua superficial ha probado ser una herramienta útil, aplicable a un gran número de datos.

5. Agradecimientos

Los participantes en el proyecto agradecen al Organismo Internacional de Energía Atómica, por la ayuda financiera brindada en el marco del proyecto ARCAL 1/010, "Mejora de la gestión regional de las masas de agua que están contaminadas con metales" y a la Dirección General de Salud Ambiental

(DIGESA) por su participación y aportes en la ejecución de este estudio.

6. Referencias

- [1] Dirección General de Salud Ambiental. DIGESA. [homepage de Internet]. Disponible en: <http://www.digesa.minsa.gob.pe>.
- [2] Organismo Internacional de Energía Atómica. Informe Final sobre Propuesta de un Índice de Calidad de Aguas para la Región de América Latina y el Caribe. Proyecto ARCAL 1/010. Noviembre 2008.
- [3] Eaton AD, Clesceri LS, *et al.* editors. Standard methods for the examination of water & wastewater. 21st. ed.; 2005.
- [4] Canadian Council of Ministers of the Environment. Canadian Water Quality Guidelines for the Protection of Aquatic Life. CCME Water Quality Index 1.0, User's Manual. 2001.
- [5] Canadian Council of Ministers of the Environment. Canadian Water Quality Guidelines for the Protection of Aquatic Life, 2001. Technical Report.
- [6] Programa WQI Calculator 1.0. Macros Excel para cálculo de valores de ICA. Distribución en el marco del proyecto a los países participantes. [Informe Interno].

Influencia de la emisión de neutrones en la medición por el método de la doble energía de la distribución de masa y energía cinética de los fragmentos de la fisión espontánea del ^{252}Cf

Modesto Montoya^{1,2}, Carlos Romero², Justo Rojas^{3,*}

¹ Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

² Universidad Nacional de Ingeniería, Av. Túpac Amaru 210, Rímac, Lima

³ Facultad de Ciencias Físicas, Universidad Nacional Mayor de San Marcos, Lima 14, Perú

Resumen

El método de doble energía ha sido usado por varios autores para medir la distribución de masa (A^*) y energía cinética total de los fragmentos complementarios (EKT^*) de la fisión espontánea del ^{252}Cf , encontrándose un ensanchamiento de la desviación estándar de distribución de EKT^* (σ_{EKT^*}) en la región cercana a la simetría de masas ($A^* = 226$). Usando el método Monte Carlo, mostramos que ese ensanchamiento se debe que para cada valor de A^* se produce la superposición de distribuciones de EKT^* correspondientes a fragmentos primarios con dos o más masas vecinas, respectivamente.

Influence of neutron emission on the measurement by double-energy method of mass and kinetic energy distribution of the fragments from spontaneous fission of ^{252}Cf

Abstract

The double energy method has been used by several authors to measure the mass (A^*) and total kinetic energy (EKT^*) distribution of the complementary fragments from spontaneous fission of ^{252}Cf , finding a broadening of the distribution standard deviation EKT^* (σ_{EKT^*}) in the region near mass symmetry ($A^* = 226$). Using Monte Carlo Method, we show that this broadening is because for each value of A^* an overlapping of distributions EKT^* for primary fragments with two or more neighboring masses, respectively, are produced.

1. Introducción

El método de doble energía ha sido usado por varios autores para medir la distribución de masa (A^*) y energía cinética total de los fragmentos complementarios (EKT^*) de la fisión espontánea del ^{252}Cf , encontrándose un ensanchamiento de la desviación estándar de distribución de EKT^* (σ_{EKT^*}) en la región cercana a la simetría de masas ($A^* = 226$) [1].

En trabajos previos, para estudiar la influencia de la emisión de neutrones en la medición de distribuciones de masa y energía de los fragmentos de la fisión inducida por neutrones térmicos del ^{233}U y el ^{235}U , se ha usado el método de simulación Monte Carlo [2,3].

En este trabajo vamos a realizar simulaciones Monte Carlo, para estudiar los efectos de la emisión de neutrones en la medición por el método de la doble energía de la distribución

de masa y energía cinética de los fragmentos de la fisión espontánea del ^{252}Cf .

El método de doble energía

Sea A_1 , EK_1 y N_1 la masa, la energía cinética y el número de neutrones emitidos de un fragmento, y A_2 , EK_2 y N_2 los valores correspondientes al fragmento complementario en un evento de fisión espontánea del ^{252}Cf . Luego de la emisión de neutrones, asumiendo que la velocidad de fragmento emisor no cambia mucho, los valores de la energía cinética serían:

$$EK1^* \approx EK1(1 - N1/A1) \quad (1a)$$

$$EK2^* \approx EK2(1 - N2/A2) \quad (1b)$$

El método de doble energía consiste en usar estos valores erosionados de la energía cinética en las ecuaciones de conservación de energía, momento lineal y masa, para calcular

* Correspondencia autor: jrojast@unmsm.edu.pe

valores de las masas correspondientes a los dos fragmentos, respectivamente. Estas ecuaciones son las siguientes:

$$A1^*EK1^* = A2^*EK2^* \quad (2)$$

$$A1^* + A2^* = A0 = 252 \quad (3)$$

De las cuatro relaciones anteriores se deduce:

$$A1^* = A1^*A0/(A1 + A2 \times RN12), \quad (4)$$

donde:

$$RN12 = (1 - N1/A1)/(1 - N2/A2) \quad (5)$$

Superposición de distribuciones de energía cinética total

La energía cinética total de los dos fragmentos complementarios de la fisión de un núcleo fisil está dada por la relación:

$$EKT = EK1 + EK2 \quad (6)$$

y la energía cinética total calculada a partir de los valores medidos de energía cinética de los fragmentos se expresa en la relación:

$$EKT^* = EK1^* + EK2^* \quad (7)$$

en función de $A1^*$.

De lo anterior se deduce que, cuando uno selecciona la distribución de EKT^* para un determinado valor de $A1^*$, debido a la emisión de $N1$ y $N2$ neutrones, lo que en realidad se toma es la distribución de energía cinética correspondientes a varios valores de $A1$.

Si caracterizamos la distribución de EKT para los fragmentos con masa $A1$ por el valor promedio de $EK1$ ($EK1_{ave}$) y su desviación estándar (σ_{EKT}), la distribución de EKT^* , caracterizada por EKT^*_{ave} y σ_{EKT^*} será producto de la superposición de la distribución de energía cinética final de fragmentos que teniendo diversos valores de masa y energía, sus valores finales de energía cinética producen el mismo valor de $A1^*$.

En las Figuras 1, 2, 3 y 4 se presentan los resultados experimentales sobre el rendimiento de masas $Y(A^*)$, la multiplicidad de neutrones inmediatos $\nu_1(A^*)$, $EKT^*_{ave}(A1^*)$ y $\sigma_{EKT^*}(A1^*)$, respectivamente, presentados por Hamsch *et al.* [1]. Se observa un ensanchamiento de la distribución de energía cinética total para la región de división simétrica de masa. Vamos a interpretar estos resultados usando las relaciones que hasta ahora hemos mostrado.

La influencia sobre σ_{EKT^*} de la variación de EKT_{ave} y de $N1/N2$

Supongamos que un fragmento primario de masa $A1$ y energía cinética $EK1$, que emite $N1$ neutrones, termina con una energía cinética final:

$$EK1^* \approx EK1 \times (1 - N1/A) \quad (8)$$

y que su complementario no emite neutrones. Entonces, la masa calculada para ese fragmento, a partir de los valores finales de energía cinética correspondientes a los dos fragmentos, será:

$$A1^* \approx A1 + N1/2 \quad (9)$$

De acuerdo con las relaciones que hemos presentado, podemos deducir que la diferencia entre A^* y A será mayor cuanto mayor sea la diferencia entre los números de neutrones emitidos por los fragmentos correspondientes. En tal sentido, se generará ensanchamiento que será tanto mayor cuanto mayor sea $N1$ y cuanto mayor sea la diferencia entre los valores promedio de la energía cinética total correspondiente a las masas vecinas. Debido a que los fragmentos que emiten neutrones son los que tienen valores bajos de energía cinética y que los que no emiten neutrones corresponden a los valores altos de la distribución de EKT , el ensanchamiento será aún mayor si el valor promedio de la energía cinética disminuye cuando aumenta $A1$. Este es el caso para $A1 = 122$, que corresponde a un promedio de neutrones emitidos $\nu \approx 3.5$, mientras que su complementario ($A2 = 130$) tiene $\nu \approx 3.5$. Por esta razón, en esta región de masas, la curva σ_{EKT^*} tiene un máximo.

Similarmente, un fragmento que no emite neutrones, cuando su complementario emite $N2$, tendrá una masa calculada $A^* = A - N2/2$. En este caso, el ensanchamiento será mayor cuando mayor el número de neutrones emitidos y cuanto mayor sea la diferencia entre los valores promedio de la energía cinética total correspondiente masas vecinas, y mayor aún si el valor promedio de la energía cinética aumenta con $A1$. Esta condición se cumple para $A1 = 130$, que el que corresponde también con un valor máximo de σ_{EK1^*} .

En la región de simetría de masas, cuando ambos fragmentos emiten el mismo número de neutrones, las masas calculadas serán

aproximadamente iguales a las masas primarias, por lo que no habrá superposición de distribuciones y por lo tanto no habrá ensanchamiento de la distribución de energía cinética. Por esta razón, en la curva σ_{EKT}^* tiene un mínimo para $A^* = 226$.

Finalmente, una alta variación de la curva de rendimiento en función de A produce una disminución en el ancho de la distribución de energía cinética en función de A^* , debido a que ello implica la partición de la distribución de energía en tramos que correspondiente a diferentes números de neutrones.

Simulación Monte Carlo e interpretación de resultados

En trabajos anteriores hemos realizado simulaciones Monte Carlo para estudiar los efectos sobre la desviación estándar de la energía cinética (σ_e) en función de la masa final (m) de uno de los dos fragmentos de la fisión inducida por neutrones térmicos del ^{233}U y ^{235}U [2, 3].

En este trabajo usamos ese método de simulación Monte Carlo, para estudiar los efectos de la emisión de neutrones en la desviación estándar de la distribución de la energía cinética total (σ_{EKT}) en función de la masa deducida de uno de los fragmentos ($A1$) a partir de los valores de las energías de los dos fragmentos complementarios, respectivamente.

Para ello empleamos las relaciones entre ($A1$, $A2$, $EK1$, $EK2$) y ($A1^*$, $A2^*$, $EK1^*$, $EK2^*$) que hemos presentado más arriba.

Asumimos como entrada de la simulación una la distribución primaria de EKT tiene la misma desviación estándar para cualquier masa $A1$: $\sigma_{EKT} = 9.5$ MeV. Usamos los datos experimentales presentados en las figuras 1, 2, 3 y 4, respectivamente. El resultado para σ_{EKT}^* es presentado en la Figura 5. Como vemos, se encuentra un ensanchamiento en las mismas regiones que se presentan en los resultados experimentales, los que han sido interpretados más arriba como efectos de la superposición de distribuciones de energía cinética correspondientes a masas primarias vecinas a la masa calculada.

Cabe mencionar que para $A1 = 80$ se tienen

$v1 \approx 0$ y $v2 \approx 4$. Como hemos mostrado, cuando hay diferencia elevada entre $N1$ y $N2$, σ_{EKT}^* tenderá a ser grande, lo que está de acuerdo con la literatura [1].

2. Resultados y discusión

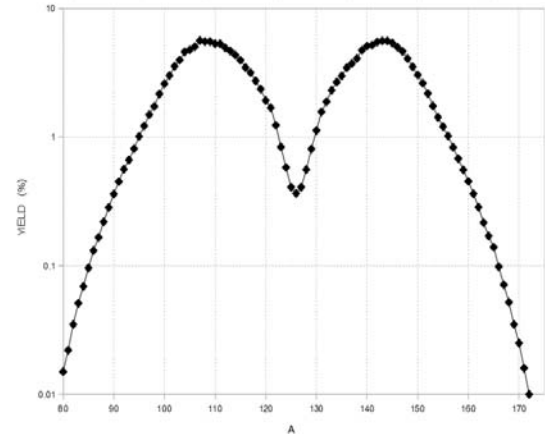


Figura 1. Rendimiento de masas de los fragmentos de la fisión espontánea del ^{252}Cf [1].

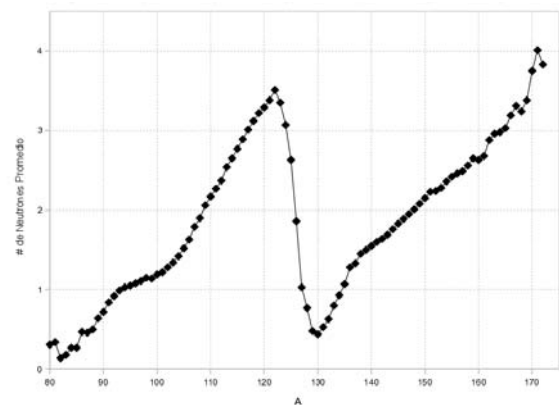


Figura 2. Multiplicidad neutrónica en función de la masa de los fragmentos de la fisión espontánea del ^{252}Cf [1].

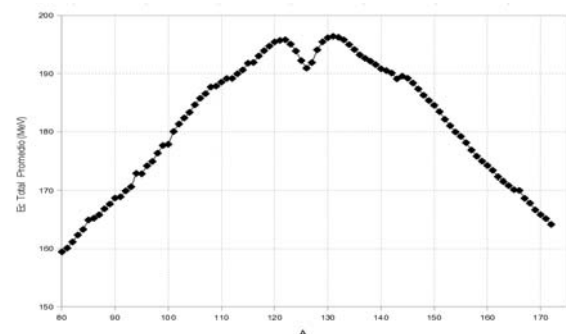


Figura 3. Energía cinética total promedio en función de una de las masas de los fragmentos de la fisión espontánea del ^{252}Cf . Ref [1].

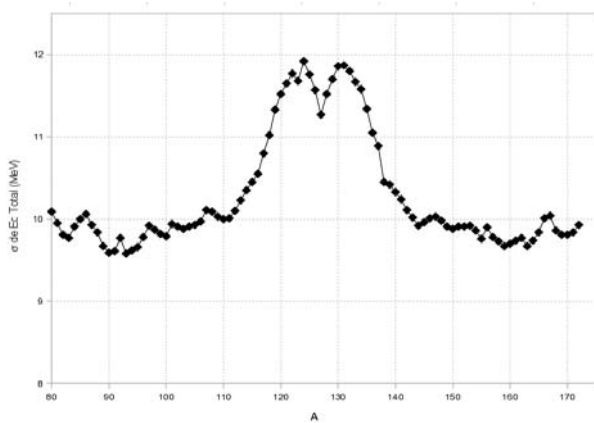


Figura 4. Desviación estándar de la distribución de energía cinética total en función de la masa de uno de los fragmentos de la fisión espontánea del ^{252}Cf .

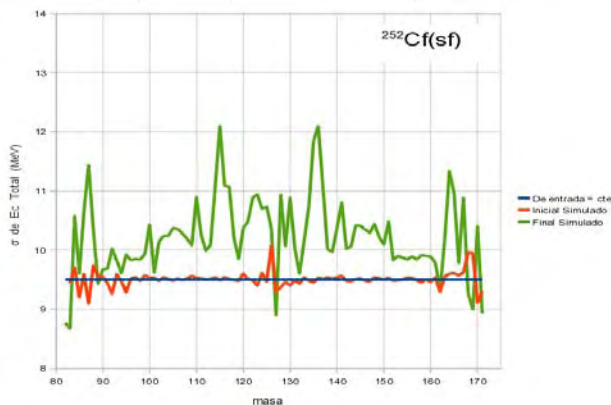


Figura 5. Fisión espontánea del ^{252}Cf . Simulación de la medición de la desviación estándar de la distribución de energía cinética total de los fragmentos (σ_{EKT^*}) en función de la masa (A^*) calculada mediante el método de la doble energía. La curva roja corresponde a la desviación estándar de la distribución de energía cinética de fragmentos primarios (σ_{EKT}). La curva verde es la desviación estándar de la distribución de energía cinética de los fragmentos (σ_{EKT^*}) en función de la masa (A^*) calculada con el método de la doble energía. Nótese el mínimo para $A^* = 126$ y el máximo para $A^* = 122$. Ver texto.

3. Conclusiones

En conclusión, las estructuras que se observa en la desviación estándar de la distribución de la energía cinética total en función de la masa de los fragmentos de la fisión espontánea del ^{252}Cf , pueden ser interpretadas como resultado de la emisión de neutrones por los fragmentos de fisión y por la forma que tiene las curvas del rendimiento, el número de neutrones emitidos y la energía cinética total promedio en función de la masa de los fragmentos.

4. Bibliografía

- [1] Hamsch FJ, Oberstedt S. Investigation of the far asymmetric region in $^{252}\text{Cf}(\text{sf})$. Nuclear Physics. 1997; A617:347-355, y sus referencias.
- [2] Montoya M, Saettone E, Rojas J. Monte carlo simulation for fragment mass and kinetic energy distributions from the neutron-induced fission of ^{235}U . Revista Mexicana de Física. 2007; 53(5):366-370.
- [3] Montoya M, Rojas J, Lobato I. Neutron emission effects on fragment mass and kinetic energy distribution from fission of ^{239}Pu induced by thermal neutrons. AIP Conference Proceedings. 2010; 1265: 65-69.

Neutron activation analysis of archaeological artefacts using the conventional relative method: A realistic approach for analysis of large samples

Patricia Bedregal^{1,2,*}, Pablo Mendoza¹, Isaac Cohen^{3,4}, Oscar Baltuano¹, Eduardo Montoya¹

¹Instituto Peruano de Energía Nuclear, División de Técnicas Analíticas Nucleares, Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

²Universidad Nacional Mayor de San Marcos, Unidad de Posgrado, Facultad de Química e Ingeniería Química, Pabellón de Química, Ciudad Universitaria, Lima, Perú

³Universidad Tecnológica Nacional, Facultad Regional Avellaneda, Secretaría de Ciencia, Tecnología y Posgrado. Av. Mitre 750, 1870 Avellaneda, República Argentina

⁴Universidad Tecnológica Nacional, Facultad Regional Buenos Aires, Departamento de Ingeniería Química, Av. Medrano 951, C1179AAQ Buenos Aires, República Argentina

Resumen

Se describe un nuevo método para el análisis de cerámicos enteros de interés arqueológico, mediante INAA, empleando el método relativo convencional. La propuesta se basa en la preparación de réplicas del cerámico arqueológico original, con una composición química bien conocida. Esta réplica es usada como estándar de comparación y se irradia simultáneamente con la muestra (cerámico arqueológico original), en un haz de neutrones térmicos del reactor nuclear RP-10. Las concentraciones determinadas por la irradiación de las réplicas, en comparación con los obtenidos en el análisis de las alícuotas, muestran valores razonables; en particular, el porcentaje de recuperación de lantano y escandio, con diferencias $\leq 10\%$ con respecto a la referencia. La principal ventaja del método propuesto es evitar la necesidad de efectuar complicadas e inciertas correcciones matemáticas, debido a efectos no deseados, tales como auto-blindaje neutrónico, auto-termalización y atenuación de rayos gamma. Adicionalmente y en contraste con los otros métodos, la propuesta ofrece las ventajas de la factibilidad de evaluación de la incertidumbre de los resultados y fundamentalmente, validación completa del método.

Abstract

A new approach for analysis of entire potsherds of archaeological interest by INAA, using the conventional relative method, is described. The analytical method proposed involves, primarily, the preparation of replicates of the original archaeological pottery, with well known chemical composition (standard), destined to be irradiated simultaneously, in a well thermalized external neutron beam of the RP-10 reactor, with the original object (sample). The concentrations determined by irradiation of the entire replicates, in comparison with those obtained from the analysis of the aliquots, show a reasonable agreement; in particular, the percentage recoveries for lanthanum and scandium, with differences $\leq 10\%$ with respect to the reference. The basic advantage of this proposal is to avoid the need of performing complicated effect corrections when dealing with large samples, due to neutron self shielding, neutron self-thermalization and gamma ray attenuation. In addition, and in contrast with the other methods, the main advantages are the possibility of evaluating the uncertainty of the results and, fundamentally, validating the overall methodology.

1. Introduction

Neutron activation analysis (NAA) has proven to be a powerful quantitative analytical technique in many branches of the sciences [1-4]. One of the major applications that specially fit to the technique is in the field of archaeology. Since 1957 [5] NAA is currently used, because of its particular

advantages, such as the possibility to analyze small quantities of sample and to perform with good accuracy multielemental determinations, including rare earths elements, by non-destructive methods. The results obtained can be used by archaeologists in provenance research and

* Corresponding author: pbedregal@ipen.gob.pe

other connected aspects: e.g. to understand socio-economic aspects of the cultures studied, to verify authenticity of trade objects and to identify frauds or objects of illicit trafficking. In the world of museums this knowledge is also necessary to prepare and carry out appropriate restoration of damaged art objects [6].

The traditional way to perform the analysis has been limited to extract small portions of the ceramic pottery or fragment to be analyzed, to obtain quantitative elemental information. However, this sub-sampling could affect the integrity of the archeological pottery, which in many cases must be preserved intact because of its cultural heritage value. This premise demands the analysis of the entire object, the mass of which could be in the range of a few grams to kilograms.

X-ray fluorescence has been applied in non-destructive way to large archaeological pottery samples [7]; the information that can be collected is restricted to small portions of the surface layers of the artifacts.

Because of all the factors involved in the irradiation and measurement of large samples (in addition, having irregular shape) the accomplishment of instrumental neutron activation analysis of such objects is not trivial, taking into account the basic implicit requirements of reliability, as well as adequate accuracy and precision. The internal mono-standard NAA [8] has been employed to analyze pieces of pottery in the range of 10 – 50 g. A more general approach, concerning large samples, is the use of several specific mathematical corrections, which consider not only the characteristics of the samples, but also those of the reactor neutron spectrum and the detector. This possibility is readily applicable with the nowadays available computational facilities. However, the validation of the overall analytical method becomes uncertain, if not impossible.

The routine INAA technique applied to pottery analysis and carried out in the authors' laboratory considers irradiation of samples where no more than 300 mg that are conditioned in irradiation vials to be irradiated in a pneumatic rabbit system and then analyzed using the k_0 -based INAA method [9]. Nevertheless, other irradiation

facilities such as five radial conducts, which provide lower neutron flux, are available at the 10 MW research reactor (RP-10 reactor) of Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN). This fact opened the consideration of a new approach: to analyze the entire potsherd by INAA (ES-INAA) using the conventional relative method. The analytical method proposed involves, primarily, the preparation of replicates of the original archaeological pottery, with well known chemical composition (standards), destined to be irradiated simultaneously (using a well thermalized external neutron beam of the reactor) with the original object (samples). The basic advantage of this proposal is to avoid the need of performing complicated effect corrections when dealing with large samples, due to neutron self-shielding, neutron self-thermalization and gamma ray attenuation [10-13]. In addition, and in contrast with the other methods, the main advantages are the possibility of evaluating the uncertainty of the results and, fundamentally, validating the overall methodology.

Peru has a vast cultural heritage around its more than one million km² of surface. Among the cultures developed in the valley of the north coast of the country, Mochica is one of the most relevant. Gods, men, animals and many scenes of its life [14] are represented in the works of Mochica ceramists, which are considered among the best in ancient Peru. The characteristics of the proposed method, as well as the results obtained in the analysis of replicates of a Mochica pottery, are presented in this work.

2. Experimental

Sample preparation: Twelve replicates of Mochica pottery (Figure 1, A-C) were prepared by a local artisan using a fine homogeneous paste. The average mass was 733,6 g, the minimum and maximum being 696,1 g and 804.1 g. After weighing, all samples were superficially cleaned with a soft brush and then put it in labelled polyethylene bags. The replicates were ordered in pairs, according to their masses; three pairs with very similar masses (difference 0.1%) and other three with mass difference up to 15.5%, (Table 1) were irradiated, one of the replicates of each pair

acting as standard and the other one as comparator.

Multielemental determination in aliquots of the replicates: The methodology employed for the determinations, based on the k_0 method, has been described in [9].

Powder ceramic was extracted with a high purity carbide drill from different parts of each replicate, and mixed to form composites with masses of about 1 g (Figure 1, B - D) which were placed in clean glass containers, homogenized, dried at 110 °C for 18 h in a calibrated oven, and stored, (Figure 1E).

Masses of about 250 mg were weighed in polyethylene vials and irradiated for 20 min., together with sodium comparators, using the pneumatic transfer system of the 10 RP-10 reactor, at a thermal flux of $1.9 \times 10^{13} \text{ n.cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ and epithermal flux per lnE of $3,2 \times 10^{11} \text{ n.cm}^{-2}\text{s}^{-1}$.

After a decay time of 5 days, a first measurement of the samples was performed for 5000 – 6000 s, using a Canberra GC 1518 HPGe detector (relative efficiency: 15%; FWHM: 1.8 keV at 1332.5 keV ^{60}Co). The comparators were measured for 1000 seconds after six days of decay in an identical geometry. Under these conditions, ^{76}As , ^{42}K , ^{140}La , ^{24}Na , ^{239}Np , ^{122}Sb , ^{153}Sm , and ^{175}Yb were determined. A second measurement was carried out after 15 – 17 d decay for 10000 seconds with another HPGe detector (Canberra GC 7019; relative efficiency: 70%, FWHM: 1.9 keV at 1332.5 keV ^{60}Co). The nuclides determined were ^{131}Ba , ^{141}Ce , ^{60}Co , ^{51}Cr , ^{134}Cs , ^{152}Eu , ^{59}Fe , ^{181}Hf , ^{177}Lu , ^{147}Nd , ^{86}Rb , ^{46}Sc , ^{85}Sr , ^{182}Ta , ^{160}Tb , and ^{233}Th . A certified standard reference material, NIST 1648, was used for quality control of the procedure.

Analysis of the entire objects: The pairs of the prepared replicates were placed onto an aluminum double turntable device of 46x23x71 cm and irradiated at the head of the radial tube number 3 of the RP-10 reactor (Figure 2). This radial tube is specially set up for the application of neutron radiography technique. It is formed by an internal aluminum collimator, covered with a cadmium sheet and located in the reactor pool. In front of the reactor core a lead shielding of 3 cm thickness, reduces the

gamma radiation exposition to the exterior. The external collimator consists of two stainless steel tubes of 18 cm and 23 cm, respectively. The neutron flux dispersed by the stainless steel tubes is decreased by inner cadmium tubes covered with aluminum [15]. For each pair of samples, the replicate of higher mass was used as the comparator; it was mounted on the right side of the turntable device, in front of the head of the radial tube. Small disks of scandium and gold were stuck in different parts of both the samples and the comparators, as flux monitors (Table 1).

Each pair was irradiated by 7 - 13 hours, and measured for 100 000 – 200 000 s, after 3 and 10 d decay, using a 70% relative efficiency HPGe detector. The scandium and gold monitors were counted for about 20000 s and 5000 s, after about 10 d and 5 d, respectively from the end of irradiation.

Eventual differences in size between the replicates were assessed using a special, computer-controlled turntable-scanner device, which allows taking calibrated pictures of each replicate at different angles (Figure 3A-B). The projected areas, perimeters and Feret diameters were used as quantitative parameters of size (Figure 3C-D). Image processing was performed using the software ImageJ [16]. For every pair of replicates, the ratio of averaged size parameters was used as an approximated correction factor for the observed activities.

3. Results and Discussion

The average neutron flux of the collimated thermal neutron beam was $3.9 \times 10^{10} \text{ n.m}^{-2}\text{s}^{-1}$ at RP-10 reactor. The theoretical calculations demonstrated that various elements could be determined with reasonable precision.

The results of the analysis of the composites obtained from the potsherds are shown in Table 3. Although concentrations of around 25 elements were originally measured, only those determined in the entire pottery were kept. Low coefficients of variation for arsenic, europium, iron, potassium, lanthanum, scandium and samarium, and slightly higher for cobalt and antimony, are registered, thus showing the high degree of homogeneity in the batch of clay used to manufacture the objects. On the other hand, sodium and caesium, recognized as elements

of high mobility, show a great dispersion in concentration; thus, their usefulness is questionable.

The results obtained for eleven elements in large sample replicates (LSR) are shown in Table 4. As it was already described, they correspond to paired irradiations, where one of the samples acted as comparator. In order to evaluate the trueness of this procedure, the concentrations obtained were compared with those resulted from the analysis of the composites. The relative percent difference of both results was defined as the recovery percentage of each element in the samples, and is also shown in Table 4 and graphically represented in Figure 4.

If a recovery percentage within $\leq 20\%$ difference with respect to the reference (100) is considered acceptable to evaluate the results, Co (78%) in LSR-2 and Fe (70%) in LSR-16 show poor recovery, while over estimated recovery is registered for Sb (128%) in LSR-16, Na (121%) in LSR-5, Cs (124%) in LSR-9 and Sm (124%) in LSR-3. The remaining elements present recoveries within the acceptance limits in all samples, the best ones corresponding to La and Sc (recovery percentage within $\leq 10\%$). As it is well known, the relationships between these elements are a powerful tool for archaeological studies.

The low recovery results for Co and Fe can be explained as a consequence of the poor counting statistics for these elements, which are near the quantification limit. The inhomogeneous distribution of sodium and cesium in the ceramic artifact can be the cause of its anomalous recovery in some of the samples. Finally, two radionuclides used for the determination of the corresponding elements with overestimated recovery present possible spectral interferences: these are the cases of ^{122}Sb and ^{153}Sm , interfered by, respectively, ^{76}As and ^{239}Np . The option of determining antimony by measuring of the 1691 keV from ^{124}Sb , can not be applied, because of the poor statistics of the counting, at the conditions used.

4. Conclusions

As it is demonstrated by the experimental results, the proposed method opens a very promising field for the use of non-destructive

neutron activation analysis of potsherd of archaeological interest, no matter the size of the samples and the irregularities in their shape, thus adding a new advantage to a technique unique in many aspects.

The replicates prepared by the local artisans join the conditions required to successfully accomplish the method.

The concentrations determined by irradiation of the entire replicates, in comparison with those obtained from the analysis of the aliquots, show a reasonable agreement. In particular, the percentage recoveries for lanthanum and scandium, with differences $\leq 10\%$ with respect to the reference, are the most notable cases and reinforce the conclusions about the possibilities of the method.

Depending on the possibilities of each institution, some significant improvements are the use of beams with higher fluxes and, in connection with the equipment, of Compton suppressors, as well as low background detectors of at least 150% relative efficiency.

5. Acknowledgment

The authors wish to thank the International Atomic Energy Agency (IAEA) for the acceptance of the research project (CRP project 15524), which made it possible the implementation of the method.

6. References

- [1] Xu D, Tian Q, Chai Z. Determination of extractable organohalogens in the atmosphere by instrumental neutron activation analysis. *J. Radioanal. Nucl. Chem.* 2006; 270(1):5–8.
- [2] Fadzil SM, Sarmani S, Majid A, *et al.* k_0 -INAA measurement of levels of toxic elements in oil sludge and their leachability. *J. Radioanal. Nucl. Chem.* 2011; 287(1):41–47.
- [3] Kranda K, Kucera J, Bäurle J. Trace elements monitored with neutron activation analysis during neurodegeneration in brains of mutant mice. *J. Radioanal. Nucl. Chem.* 2006; 269(3):555–559.
- [4] Abugassa IO, Abugassa SO, Khrbish YS, *et al.* Determination of trace elements in human gallstone and bile by k_0 -INAA. *J. Radioanal. Nucl. Chem.* 2006; 269(3):643–646.

- [5] Sayre EV, Murrenhoff A, Weick Ch. The Nondestructive analysis of ancient potsherds through neutron activation. Upton (NY): Brookhaven National Laboratory. 1958 Apr. Report No. BNL 508. Patrocinado por: United States Atomic Energy Commission.
- [6] International Atomic Energy Agency. Report on the technical meeting on large sample NAA using low flux irradiation facilities. Vienna: IAEA; 7-11 November 2005.
- [7] López A, Olivera P. Caracterización de pigmentos aplicados en material arqueológico de la Cultura Chíncha por fluorescencia de rayos X y microscopía electrónica de transmisión. Rev. Soc. Quím. Perú. 2007; 73(1):3-17.
- [8] Dasari KB, Acharya R, Swain KK, *et al.* Analysis of large and non-standard geometry samples of ancient potteries by internal monostandard neutron activation analysis using in situ detection efficiency. J. Radioanal. Nucl. Chem. 2010; 286(2):525-531.
- [9] Bedregal P, Mendoza P, Ubillus M, Montoya E. K₀-INAA method accuracy using Zn as comparator. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A. 2010; 622(2):419-424.
- [10] Shakir NS, Jervis RE. Correction factors required for quantitative large volume INAA. J. Radioanal. Nucl. Chem. 2001; 248(1):61-68.
- [11] Lin X, Henkelmann R. Instrumental neutron activation analysis of large samples: A pilot experiment. J. Radioanal. Nucl. Chem. 2002; 251(2):197-204.
- [12] Overwater RMW, Bode P, De Goeij JJM, Hoogenboom JE. Feasibility of elemental analysis of kilogram-size samples by instrumental neutron activation analysis. Anal. Chem. 1996; 68(2):341-348.
- [13] Hai-Qing Zhang, Bang-Fa Ni, Wei-Zhi Tian, *et al.* Correction factors for the gamma attenuation effects in large sample neutron activation analysis. J. Radioanal. Nucl. Chem. 2011; 287(2):513-517.
- [14] Hunefeldt C. A Brief History of Peru. Lexington Associates. New York: Lexington Associates; 2004. p. 7.
- [15] Ravello Y. Caracterización y puesta a punto de la facilidad de neutrografía del reactor nuclear RP-10. [Tesis Lic. En Ciencias mención Física]. Lima, Perú: Universidad Nacional de Ingeniería; 2001.
- [16] Imaging Processing and Analysis in Java. [serie en Internet]. ImageJ 1.45b software. National Institutes of Health, USA. Disponible en URL: <http://imagej.nih.gov/ij/> Accessed 27Jan2011.

Table 1. Experimental information about samples, monitors and irradiations.

Number of pair	Sample code	Irradiation time (H)	Mass of samples (g)	Monitor / Mass (mg)
1	LSR-2	8	725.89	Sc / 12.5
	LCR-14		727.08	Sc / 12.3
2	LSR-16	13.42	724.28	Sc / 24.31
	LCR-8		723.17	Sc / 25.10
3	LSR-5	7	722.19	Sc / 44.82 y Au / 8.86
	LCR-12		723.40	Sc / 47.04 y Au / 8.83
4	LSR-11	7.5	738.51	Au / 8.84
	LCR-4		760.24	Au / 8.67
5	LSR-9	6.83	712.23	Au / 8.79
	LCR-13		764.98	Au / 8.82
6	LSR-3	8.67	696.05	Au / 8.86
	LCR-6		804.09	Au / 8.74

LSR: Large sample replicate; LCR: Large comparator replicate.

Table 2. Illustrative values for a pair of replicates, imaged at an azimuth tilting angle of 0°. All values are indicated in pixels.

ID	Area	Perimeter	Feret D	Feret X	Feret Y
M1	194297	254	72	337	169
M2	194712	257	72	331	170

Table 3. Concentrations (mg /kg) found in aliquots (A) of the composites. Uncertainties expressed at 95% confidence interval.

N°	As	Co	Cs	Eu	Fe	K	La	Na	Sb	Sc	Sm
A-2	60.5 ± 5.5	18.8 ± 1.3	48.8 ± 4.8	1.00 ± 0.08	36335 ± 2470	25234 ± 3150	30.8 ± 2.2	17240 ± 1200	6.3 ± 1.0	13.6 ± 0.90	4.80 ± 0.30
A-14	55.8 ± 5.1	16.90 ± 0.94	52.0 ± 5.1	1.00 ± 0.08	37322 ± 2540	28838 ± 3600	31.0 ± 2.2	14892 ± 1010	6.1 ± 0.90	14.1 ± 1.0	4.84 ± 0.30
A-8	53.7 ± 4.8	17.5 ± 1.2	58.9 ± 5.8	1.10 ± 0.07	37627 ± 2560	28257 ± 3500	32.0 ± 2.3	12789 ± 890	5.9 ± 1.4	14.2 ± 1.0	5.20 ± 0.40
A-16	55.2 ± 5.0	17.3 ± 1.2	60.4 ± 5.9	1.10 ± 0.07	37579 ± 2555	28719 ± 3560	32.4 ± 2.3	13310 ± 920	5.3 ± 1.6	14.2 ± 1.0	5.21 ± 0.36
A-5	58.7 ± 5.3	19.6 ± 1.3	46.7 ± 4.6	1.00 ± 0.07	37785 ± 2570	25290 ± 3140	31.9 ± 2.2	13310 ± 920	5.9 ± 1.4	14.0 ± 1.0	5.10 ± 0.35
A-12	53.2 ± 4.8	17.3 ± 1.2	39.7 ± 5.2	1.10 ± 0.07	37695 ± 2560	28562 ± 3540	32.0 ± 2.2	14343 ± 990	5.9 ± 1.4	14.2 ± 1.0	5.10 ± 0.35
A-11	50.6 ± 4.6	17.1 ± 1.2	45.4 ± 4.4	1.10 ± 0.08	36232 ± 2460	28430 ± 3525	29.9 ± 2.1	14958 ± 1040	5.2 ± 1.2	13.9 ± 1.0	5.00 ± 0.30
A-4	51.7 ± 4.7	19.8 ± 1.3	55.0 ± 5.4	1.10 ± 0.08	37337 ± 2540	27936 ± 3460	30.6 ± 2.1	12731 ± 880	5.2 ± 1.2	14.2 ± 1.0	5.13 ± 0.30
A-9	53.8 ± 4.8	16.3 ± 1.1	67.4 ± 6.6	1.20 ± 0.08	38274 ± 2600	26916 ± 33340	31.9 ± 2.2	11204 ± 780	5.8 ± 1.4	14.7 ± 1.0	5.28 ± 0.40
A-13	52.0 ± 4.7	16.6 ± 1.1	69.1 ± 6.8	1.10 ± 0.08	37689 ± 2560	27027 ± 3350	31.4 ± 2.2	10744 ± 750	5.7 ± 1.4	14.4 ± 1.0	5.20 ± 0.35
A-3	53.0 ± 4.8	17.0 ± 1.2	50.1 ± 4.9	1.10 ± 0.08	37756 ± 2570	28033 ± 33480	30.7 ± 2.1	14148 ± 980	5.3 ± 1.3	14.5 ± 1.0	5.20 ± 0.35
A-6	49.9 ± 4.5	15.7 ± 1.1	69.4 ± 6.8	1.10 ± 0.08	36889 ± 2510	26595 ± 3300	31.3 ± 2.2	9627 ± 670	5.2 ± 1.3	14.2 ± 1.0	5.10 ± 0.35
Aver.	54.2	17.5	56.5	1.09	37276	27902	31.3	13312	5.7	14.1	5.1
CV, %	5.4	7.4	14.2	6.0	1.7	4.8	2.4	14.4	7.2	1.9	2.7

Table 4. Concentrations results (mg/kg) obtained for large sample replicates (LSR) paired irradiations, where one of the samples acted as comparator. Uncertainties expressed at 95 % confidence interval.

Element	As	Co	Cs	Eu	Fe	K	La	Na	Sb	Sc	Sm
LSR-2	54.0	14.6	49.7	1.0	36470	28600	28.0	14570	6.0	13.3	4.6
Uncertainty	2.4	4.0	2.6	0.05	5130	3130	2.0	11	1.0	1.0	1.0
% Rec. LSR-2	89	78	102	100	100	113	91	84	95	99	96
LSR-16	56.2	20.0	72.0	1.2	26490	26725	32.9	12580	6.9	15.5	4.6
Uncertainty	8.0	2.5	2.8	0.20	13900	4230	2.6	120	1.1	0.50	1.0
% Rec. LSR-16	102	116	119	114	70	93	101	94	128	110	88
LSR-5	60.3	18.6	42.0	1.0	31500	24900	32.0	16100	6.8	13.0	4.9
Uncertainty	5.0	3.6	3.0	0.05	2580	10780	4.3	240	1.0	0.40	1.2
% Rec. LSR-5	103	95	90	100	83	98	100	121	115	93	83
LSR-11	58.8	17.8	56.0	1.0	29830	32290	32.0	14580	6.1	14.0	5.9
Uncertainty	5.5	6.3	3.6	0.1	6550	2210	1.5	73	0.60	0.70	0.50
% Rec. LSR-11	116	104	120	91	82	113	107	97	115	101	118
LSR-9	52.7	16.6	71.0	1.0	33060	26110	30.2	10554	6.0	14.0	4.8
Uncertainty	4.3	4.1	4.0	0.20	6110	1700	2.0	60	0.6	0.5	0.3
% Rec. LSR-9	98	102	105	83	83	97	94	94	102	95	90
LSR-3	56.0	15.0	62.0	1.2	37700	28195	34.0	10800	6.0	14.6	6.4
Uncertainty	2.5	2.0	4.4	0.25	5030	580	1.0	27	0.40	0.60	0.30
% Rec. LSR-3	106	99.9	124	109	99.8	100	110	76	113	101	124

% Rec.: percentage recovery (see explanation in the text).

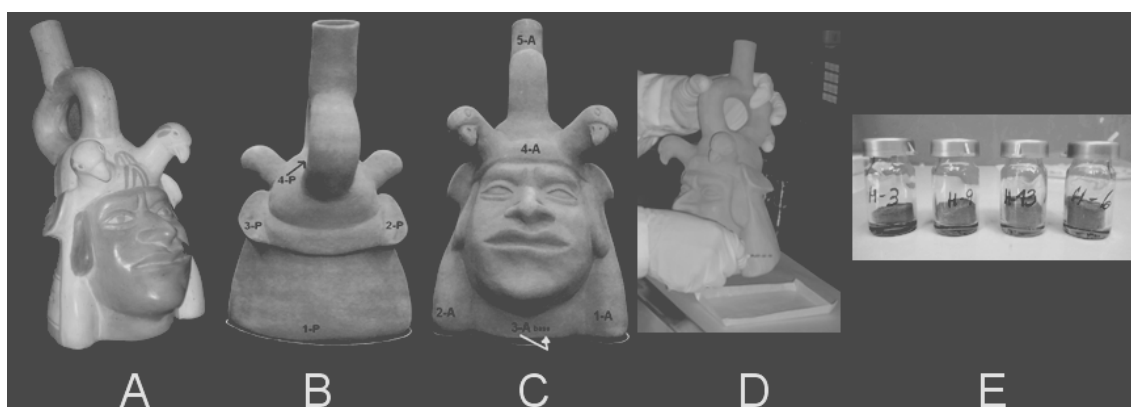
**Figure 1.** (A) Original Mochica pottery. (B), (C) Sections of powder pottery extraction, (D) Process of powder extraction, (E) Small bottles with sample, ready to analysis.



Figure 2. The irradiation facility, loaded with two replicates.

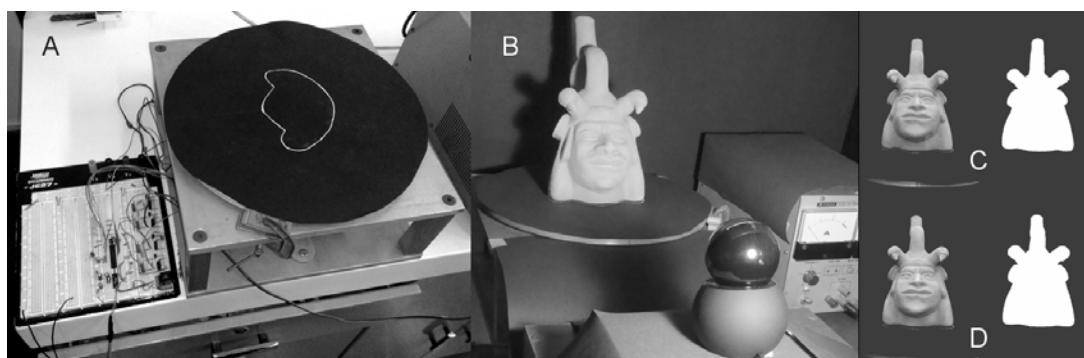


Figure 3. Partial views of the computer controlled turntable scanner device, empty (A) and loaded (B), calibrated images and corresponding projected sizes, at an azimuth tilting angle of 0°, for a pair of studied replicates (C-D).

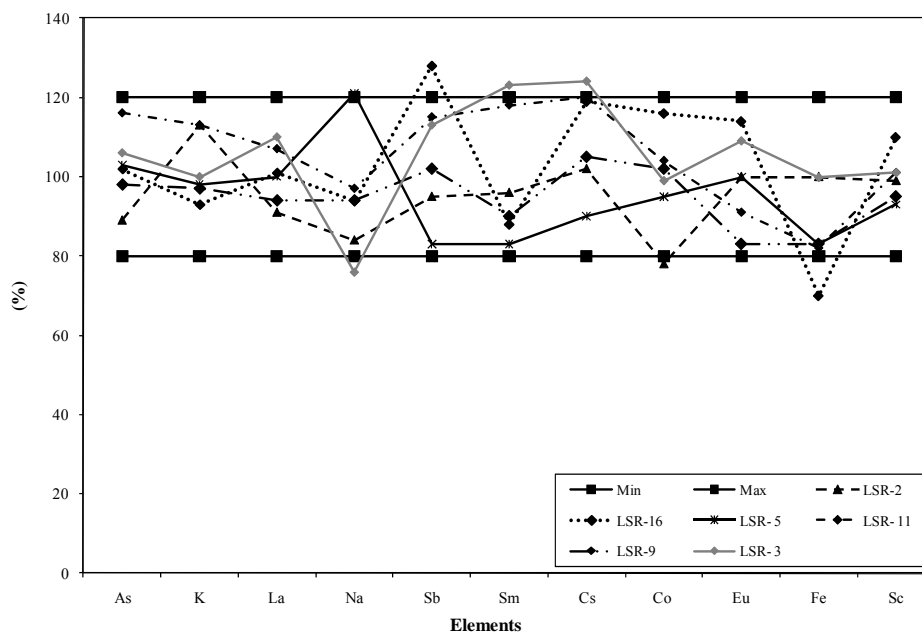


Figure 4. Percentage recoveries of the elements in the samples.

Características y selección del comparador para su uso en el análisis por activación neutrónica paramétrico

Pablo Mendoza*, Eduardo Montoya

Dirección de Investigación y Desarrollo, Instituto Peruano de Energía Nuclear,
Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

Resumen

Se discuten las características, tanto nucleares como físicas, para la selección adecuada de los monitores a ser empleados como comparador analítico en el análisis por activación neutrónica paramétrico. Se evalúan las más importantes bases de datos disponibles considerando su consistencia y trazabilidad siendo los valores correspondientes a la integral de resonancia (I_0) y energía efectiva de resonancia (\bar{E}_r) los de mayor variabilidad por su compleja determinación. No hay un monitor que reúna todas las condiciones requeridas siendo necesaria una combinación de los mismos, especialmente en el análisis multielemental. Se propone un conjunto de monitores considerados confiables.

Abstract

Nuclear and physical characteristics are discussed for the adequate selection of the monitors to be used as comparator in the parametric analysis by neutron activation. The most important available databases are evaluated considering their consistency and traceability being the values of the resonance integral and resonance effective energy the most important sources of variability, by their complex determination. There is not a monitor that gathers all the necessary conditions required being a combination of them, especially in the multielemental analysis. A set of monitors, considered reliable ones, is proposed.

1. Introducción

En análisis por activación, un comparador se define como un elemento que tiene por lo menos un isótopo con características nucleares favorables que lo hacen susceptible de ser empleado, en lugar del estándar multielemental convencional, para determinar la masa de uno o varios analitos de interés.

Desde la implementación del método del k_0 en el análisis por activación neutrónica paramétrico, se ha venido utilizando el Au como comparador por excelencia. Su preparación como estándar es particularmente fácil, en tanto su naturaleza monoisotópica y su sencillo esquema de desintegración hacen viable su medición. A su vez posee un valor de $Q_0=15.7$ (relación de integral de resonancia y sección eficaz de absorción, I_0/σ_0) y energía efectiva de resonancia, \bar{E}_r , de 5.65 eV lo suficientemente por encima del valor del corte de cadmio (0.55 eV); sin embargo, depende considerablemente del parámetro α (factor de corrección por no idealidad del comportamiento $1/E$).

Analíticamente, las determinaciones multielementales en material geológico son

usualmente complejas, en razón de la diversidad de elementos presentes. En consecuencia, muchas reacciones nucleares resultan involucradas en el proceso analítico, siendo diferente la magnitud de las correcciones que se introducen a partir de la consideración del parámetro α , de acuerdo con el valor de dicho parámetro, a las características de las reacciones usadas y, lo que resulta de mayor trascendencia, al comportamiento del comparador, es que también varía para cada reacción. De esta forma, un comparador que resulta óptimo para la determinación de un elemento específico puede no serlo para otro, siendo necesario arribar a una solución de compromiso, al efectuar análisis multielemental.

Tal solución implica una combinación de monitores, considerando en primera instancia los parámetros influenciados por la variación de α , Q_0 y \bar{E}_r descartando los isómeros sin 100% de transición isomérica por no haber discriminación del valor \bar{E}_r en cada radionucleido [1]. Ello implica la conformación de grupos por rangos de valores en Q_0 . Sin

* Correspondencia autor: pmendoza@ipen.gob.pe

embargo, si bien se observa una cierta correlación entre los valores Q_0 y \bar{E}_r ésta no siempre ocurre dando lugar a la formación de subgrupos.

Un primer grupo sugerido comprendería los monitores de bajo Q_0 desde el ^{164}Dy (0.19) hasta el ^{74}Se (9.90), un segundo grupo con valores de Q_0 desde 11.53 hasta 33.30 correspondientes a ^{234}Th y ^{181}Ta respectivamente y un último grupo que comprende al ^{98}Mo , ^{113}Sn , ^{238}U y ^{96}Zr con valores de Q_0 desde 53.1 hasta 248.

En el primer grupo, el valor de \bar{E}_r es irrelevante, dado que aunque valores altos de ésta causen que los valores de I_0/σ varíen entre $0.5 \cdot I_0/\sigma$ hasta $2 \cdot I_0/\sigma$, el peso de esta variación es pequeña para valores razonables de f (relación de flujo neutrónico térmico a epitérmico). Cualquier isótopo de este grupo será un buen comparador, si sus constantes nucleares se conocen con exactitud adecuada, y los mejores serán los que tengan valores de I_0/σ entre 1 y 2, como: ^{63}Cu , ^{55}Mn , ^{59}Co , ^{64}Zn .

En el segundo grupo, el ^{197}Au aparece como el mejor comparador por las características mencionadas al principio, no obstante, la variación de Q_0 por efecto de \bar{E}_r es ya relevante en el cálculo de f . Un caso especial en dicho grupo lo constituye el ^{115}In cuyos valores de $Q_0 = 16.8$ y \bar{E}_r de 1.56 eV hacen que la variación de I_0/σ sea solo del $\pm 5\%$ para cambios extremos del valor de α (± 0.1). El tercer grupo, de suma importancia en la determinación del parámetro α lo constituyen nucleídos con altos valores de Q_0 siendo el del ^{96}Zr el más alto conocido.

Una segunda consideración en la elección de los comparadores es la evaluación del período de semidesintegración de los productos y la probabilidad de emisión de los picos de energía plena, de preferencia de tipo monoenergético para minimizar correcciones por coincidencia γ - γ , a fin de establecer posibilidades prácticas de aplicación.

Un factor a considerar es la incertidumbre asociada a las abundancias isotópicas de las especies consideradas por procesos de fraccionamiento físico químico. Si bien, tal como lo señala De Corte [2], este problema es inherente a cualquier método de análisis por activación, por la naturaleza isotópica de

la técnica, en los métodos que hacen uso de las constantes aisladas esta incertidumbre acompaña a la evaluación de la incertidumbre total del resultado analítico.

Según Coplen *et al.* [3], la variación de la abundancia isotópica reportada para el Cr es potencialmente mayor a la incertidumbre asociada al peso atómico. Esto igualmente se observa para el Se y Cu y en menor grado para el Zn, Fe y Mo.

La no consideración particular de este factor en el caso de los valores k_0 tiene como consecuencia la subestimación de la incertidumbre del resultado final.

Una consideración adicional a tomar en cuenta es con respecto a las condiciones de preparación de los analitos de interés, su manipulación y grado de accesibilidad.

Es decir, la necesidad imprescindible de contar con reactivos de alta pureza química y estequiometría bien definida con adecuada disponibilidad tanto en costo como manipulación. La preparación de soluciones estándares es la vía adecuada pero en caso de baja tasa de activación es preferible el empleo de hojuelas metálicas (Zr, Zn, Fe) de la mayor pureza y mínimo espesor posible a fin de minimizar correcciones por auto-absorción de neutrones (G_{eff}^\dagger).

Para elementos con alta sección eficaz de absorción neutrónica, como el Au y Lu, es usual emplear aleaciones binarias conteniendo aluminio como matriz. Sin embargo, el detalle a considerar es la variabilidad que presenta el componente minoritario, que alcanza hasta 0.6 % de incertidumbre relativa para el caso del Au en la aleación Al-0,1% Au (IRMM-530R).

Si bien el uso en forma de aleación facilita la preparación del Au y Lu como monitores de flujo, el empleo adecuado de soluciones estándares certificadas haría posible alcanzar una menor incertidumbre relativa.

2. Selección de datos nucleares

La problemática involucrada en la selección de constantes nucleares para su aplicación en el análisis por activación paramétrica ha sido analizada por Furnari y Cohen [4], en tanto

[†] Corrección por autodepresión neutrónica considerando componente térmica y epitérmica

que F. De Corte [2] ha estudiado la extensión del concepto de trazabilidad al método de k_0 .

A diferencia del análisis por activación comparativo convencional, la aplicación del análisis paramétrico implica el uso de datos nucleares en la evaluación de los componentes del flujo neutrónico, en la determinación de la eficiencia absoluta del detector GeHp y en el cálculo de concentraciones a partir de la medición de las actividades inducidas de los radioisótopos de interés en la muestra y en el comparador.

Adicionalmente, tanto las masas atómicas relativas como las abundancias isotópicas (θ) son datos atómicos asociados a las constantes verdaderamente nucleares. Al respecto, las tablas disponibles no presentan mayores discrepancias o inconsistencias puesto que reciben un tratamiento unificado por la International Union of Pure and Applied Chemistry (IUPAC) y son aceptadas internacionalmente. Para efectos prácticos se emplea los datos reportados por Wieser [5]. Sin embargo, cabe mencionar variaciones en la composición isotópica para nucleidos de interés como: Cr, Se y Cu debido a procesos de fraccionamiento fisicoquímico, según Coplen [2], cuyo efecto se manifiesta en el incremento de la incertidumbre estándar del peso atómico.

Para los valores de intensidad absoluta (P_γ) de los picos de energía plena en los radionucleidos de interés se emplea como fuente de información la administrada por el Laboratoire Nationale Henri Becquerel (LNHB, Francia).

El conocimiento del valor del período de semidesintegración puede considerarse en un adecuado nivel. No obstante, algunos radionucleidos presentan valores de incertidumbre mayores al 0,2%, lo que es significativo en caso de medir en condiciones desfavorables (luego de $10 T_{1/2}$) [6]. La base de datos a emplear procede del National Physical Laboratory (NPL) cuyo reporte del 2008 compila la información de fuentes importantes seleccionadas por su calidad técnica, trazabilidad de los datos publicados y el nivel de reconocimiento internacional:

- Decay Data Evaluation Project (DDEP): representa la mayor fuente de datos de $T_{1/2}$ con 119 radionúclidos evaluados,

actualizado permanentemente por el Laboratoire Nationale Henri Becquerel (Francia), www.nucleide.org/DDEP_WG/DDEPdata.htm.

- International Atomic Energy Agency Data: base de datos reportados en los documentos técnicos TECDOC-619 y Technical Report Series 261, muchos de los cuales han sido sobreescribidos por los datos en DDEP.
- Evaluated Nuclear Structure Data File (ENSDF) y Nuclear Database (NUDAT) es actualizada por el National Nuclear Data Center del Brookhaven National Laboratory disponible en www.nndc.bnl.gov/ensdf.

La complejidad del tipo de activación/decaimiento de los radioisótopos de interés es igualmente considerada, siendo una guía importante de estudio la base electrónica interactiva de V. Kolotov y F. De Corte [7]. También es un punto a considerar lo relacionado con los radioisótopos que se producen por efecto de equilibrio transitorio tales como el par madre-hijo: $^{115}\text{Cd}/^{115\text{m}}\text{In}$ y $^{95}\text{Zr}/^{95}\text{Nb}$ según lo estudiado por Cohen y Fornaciari [8].

Para los valores de la energía efectiva de resonancia (\bar{E}_r), se consideran los F. De Corte [9], con una versión electrónica compilada por V. Kolotov y F. De Corte disponible en la página www.iupac.org.

No obstante, la evaluación de núclidos con valores relativamente elevados de \bar{E}_r es complicada y con alto error relativo, limitando su empleo como comparador.

Un panorama más complicado se presenta en la selección de la constante de sección eficaz (σ_0) dado que para valores de algunas σ_0 de reacciones de interés analítico se ha determinado incertidumbres relativamente grandes, en tanto, para los valores de las integrales de resonancia, el estado de las compilaciones refleja mucha dispersión en los datos [10,11].

Una alternativa experimental de cálculo de σ_0 conlleva la aplicación del formulismo [12]:

$$\sigma_0 = (k_{0,Au})_{\text{exp}} * \theta_{Au} \sigma_{0,Au} \gamma_{Au} * \frac{M}{M_{Au} * \theta * \gamma}$$

En donde las constantes implicadas son plausibles a una renormalización tal como ha sido planteada por Furnari y Cohen [4]. Sin embargo, es discutible dicha forma de

evaluación tal como lo menciona Molnar [13].

En principio, la base de datos de INDC (International Nuclear Data Comitee) de S.F. Mughabghab [14], se considera como la fuente principal de información para los valores de sección eficaz de captura, integral de resonancia y factores G de Westcott. No obstante, la base datos publicados por F. De Corte y A. Simonits [9] constituye otra fuente de datos a considerar.

Para el desarrollo del presente trabajo se buscaron reacciones viables entre las reacciones de captura inducidas por la componente térmica y epitérmica del reactor, cuyos precursores fueran materiales disponibles con características físicas adecuadas para la irradiación, con productos de reacción medibles por espectrometría gamma.

Se eligieron nucleidos sobre los que la reacción de captura (n,γ) no condujera a la formación de isómeros. Además, se puso especial atención en los valores de los parámetros publicados, particularmente en relación con los factores $Q_0(0)$ y las energías efectivas de resonancia. Se evitó el uso de nucleidos con energías efectivas de resonancia excesivamente altas y se seleccionaron los factores $Q_0(0)$ como para cubrir un amplio rango de valores.

Los datos nucleares de algunos monitores, considerados confiables y empleados por los autores, se presentan en la tabla 1. Cabe indicar que si bien su uso frecuente es como monitor de flujo neutrónico es posible su empleo simultáneo como comparador.

3. Bibliografía

- [1]. Cohen IM, Arrondo M, Arribére MA, Fornaciari IJadica MC. Nuclear Science and Engineering. 2006; 153:1-8.
- [2]. De Corte F. Journal trace Microprobe Techniques. 1987; 5:115.
- [3]. Coplen TB, *et al.* Pure Applied Chemistry. 2002; 74(10): 1987-2017.
- [4]. Furnari JC, Cohen IM. Applied Radioactive Isotopes. 1998; 49(12):1523-1527.
- [5]. Wieser ME. Pure Applied Chemistry. 2002; 74(10):1987-2017.
- [6]. Smodis R, Bucar T. Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry. 2006; 269(2):311-316.
- [7]. Kolotov V, De Corte F. Pure Applied Chemistry. 2004; 76(10):1921-1925.
- [8]. Cohen IM, Fornaciari IJadica MC. Some problems of parametric neutron activation analysis based on the use of radioactive daughters of longer-lived mothers with low mother/daughter half-life ratios. Journal Radioanalytical Nuclear Chemistry [En Prensa].
- [9]. De Corte F, Simonits A. Atomic Data and Nuclear Data Tables. 2003; 85:47-67.
- [10]. Cohen IM. Taller sobre aplicación del método del K_0 y otros métodos paramétricos de análisis por activación. Lima, Perú. [Informe interno]. 1995.
- [11]. Trkov A. Validation of thermal cross sections and resonance integrals of SG-23 Evaluated Nuclear Data Library. Vienna: IAEA. 2002.
- [12]. Simonits A, De Corte F, Moens L, Hoste J. Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry-Articles. 1984; 81(2): 369-396.
- [13]. Molnar GL. Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry. 2000; 244:27-33.
- [14]. Mughabghab SF. Thermal neutron capture cross sections resonance integrals and G-factors. En: International Atomic energy Agency. International Nuclear Data Committee (INDC) (NDS-440), 2003.

Tabla 1. Monitores propuestos con sus características físicas y datos nucleares seleccionados.

	Blanco / Modo Activación	Radioisótopo	Θ (%)	E_{γ} (keV)	P_{γ} (%)	$T_{1/2}$	\bar{E}_r (eV)	σ_0 (b)	g_factor	I_0
Mn	^{55}Mn (Tipo I)	^{56}Mn	100	846,8 1810,7	98,87 (0,3) 27,2(2,9)	2,57878 (46) h	468 (11)	13,3 (1)	1,0003	14,0 (3)
	Comparador usualmente en forma metálica aleación Al-Mn al 1% con diámetro de 0,2 mm. Asimismo, se emplea Mn_3O_4 de 1-2 mg. Picos de energía plena de 846,8 y 1810,7 keV s de adecuada intensidad siendo necesario evaluar efecto de coincidencia. Sigue un comportamiento 1/v considerándose como monitor de flujo por excelencia.									
Fe	^{58}Fe (Tipo I)	^{59}Fe	0,282	1099,2 1291,6	56,1 (1,8) 43,6 (1,8)	44,496 (2) d	637 (24)	1,30 (3)	1,0012	1,7 (1)
	Bajo valor de θ de blanco elegido. Empleo de láminas hasta de 100 μm de espesor. Picos de energía plena de adecuada intensidad con $T_{1/2}$ adecuado para optimizar momento de conteo. Diferencia sustancial en el valor de I_0 respecto a la dada por De Corte ($I_0=1.25$)									
Co	^{59}Co (Tipo IV b)	^{60}Co	100	1173,228 1332,492	99,85(3) 99,9826 (6)	5,2711(8) a	136 (5,1)	37,18 (6)	1,0004	75,9 (2,0)
	Comparador tradicional para determinación de flujo neutrónico. Empleo de aleación Al-Co para minimizar efecto de autodepresión neutrónica. Considerar evaluar coincidencia γ - γ para los picos de 1173.2 y 1332.5 keV. Según esquema de desintegración, por su decaimiento en cascada se hace necesario calcular el coeficiente de correlación angular de relevancia para mediciones cercanas al detector.									
Mo	^{98}Mo (Tipo 1)	^{99}Mo	24,13	181,09 739,5	6,01 (11) + 12,12 (15)+	65,94 h	241 (20)	0,137 (5)		6,9 (3)
	Valor de Q_0 adecuado. Presenta coincidencias γ - γ importantes. Empleo usual en forma de hojuelas de 5 a 25 μm . Tanto De Corte como Mughabghab presentan valores similares para Q_0 . (+) IAEA 2007, "Update of X-ray and Gamma-ray decay data standards for detector calibration and other applications", volume 2.									
U	^{238}U (Tipo II b)	^{239}Np	92,7(*)	277,599	14,4	2,356 (3) d	16,9 (1,2)	2,680 (19)	1,0024	277 (3)
	(*) Varía en función de concentración de ^{235}U presente. Considerar el empleo de aleación Al-U con ^{235}U depletado a fin de reducir el tiempo muerto de conteo e interferencia espectral de los radioisótopos originados como productos de fisión. Valor de Q_0 recomendable para el estudio de variación del parámetro α .									
Zn	^{64}Zn (Tipo I)	^{65}Zn	48,6 3	1115,5	50,70 (0,26)	243,9 (4) d	2560 (10)	1,1 (1)		1,45 (6)
	Empleado usualmente en forma de hojuela con espesores entre 25-100 μm . $T_{1/2}$ adecuado para manejo de momento de conteo. Valor σ_0 según Mughabghab [2003] es inconsistente respecto al valor de Q_0 dado por De Corte.									
Au	^{197}Au (Tipo I)	^{198}Au	100	411,8	95,54 (7)+	2,6944 (8) d	5,65	98,65 (1)	1,0054	1550 (28)
	Preparación en forma de aleaciones Al-Au al 0,1%. Espesor de lámina adecuada (0,1 mm) a fin de minimizar corrección por G_{eff} . Su mayor desventaja radica en su dependencia del parámetro α . (+) IAEA 2007, "Update of X-ray and Gamma-ray decay data standards for detector calibration and other applications", volume 2.									

Medición de la actividad de una fuente de Am-241 obtenida por electrodeposición

Eduardo Cunya^{1,*}, Walter Cruz²

¹ Unidad de Materiales, Dirección de Investigación de Desarrollo, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

² Planta de Gestión de Residuos Radiactivos, Dirección de Servicios, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

Resumen

Se presenta el procedimiento realizado con una fuente 'gruesa' del radionucleido Am-241 depositada en una lámina metálica de oro y plata, obtenido de un pararrayo radioactivo, para diluirla en una solución y proceder a la separación química mediante una celda de electrodeposición y obtener una fuente 'fina'. Se muestran los resultados obtenidos por espectroscopia alfa y un estimado del valor de actividad de la fuente depositada.

Abstract

This report describes procedure done with a 'thick' source of Am-241 radionuclide deposited in a gold and silver foil from a radioactive lightning conductor to be diluted in a solution and carry out chemical separation by electrodeposition cell and get a 'thin' source. It also show the results obtained by alpha spectrometry and an estimate of the value of activity source deposited.

1. Introducción

La técnica de análisis elemental por Fluorescencia de Rayos X emplea generalmente una fuente de excitación controlada por un sistema eléctrico como es el caso de un tubo de rayos-X o un generador de haces de partículas cargadas, también son usadas fuentes de radiación gamma como el Cd-109, Fe-55, Am-241 o partículas alfa como el Po-210, Cm-244, entre otras; en nuestro caso, el interés es producir fluorescencia a partir de un campo de partículas alfa originadas por una fuente de Am-241, preparada por tratamiento electro-químico [1,2] de láminas de este radionucleido halladas en un pararrayos radioactivo. El empleo de esta fuente excitación de muestras amplia el rango de detección de elementos ligeros que están presentes.

Estudios similares se pueden revisar en las referencias [3,4]; en el presente trabajo se trata de determinar la máxima actividad de la fuente alfa obtenida (Am-241) por este procedimiento a fin de configurar una fuente de haces iónicos que produzca fluorescencia en la muestra (análisis PIXE).

2. Experimental

Se preparó un pequeño disco de aproximadamente 5 mm de diámetro en una

de las laminas donde se encuentra depositada la fuente de Am-241, luego del desmantelamiento del pararrayos en el Laboratorio de la Planta de Gestión de Residuos Radiactivos, referido como fuente 'gruesa'. Simultáneamente se preparó una solución ácida para diluir las láminas que contienen Am-241 y someterla a un proceso de electrodeposición, tal como se describe en la referencia [5], a la que denominamos fuente 'delgada' cuya máxima energía es 5.58 MeV. Para esta experiencia se agitó la solución a velocidad constante durante 2 horas. En la Figura 1 se observa la fuente obtenida en la electrocelda.



Figura 1. Fuente de Am-241 electrodepositada, delgada.

* Correspondencia autor: ecunya@ipen.gob.pe

2.1 Acerca del Procedimiento

Ambas fuentes obtenidas se midieron utilizando el sistema de espectroscopía integrado Alpha Analyst™ de la marca Canberra (Figura 2), el cual posee detectores de silicio planar (PIPS) de 400 mm² diámetro y una resolución de 18 KeV colocados en módulos de espectroscopía doble en sus respectivas cámaras de vacío (Figura 3), con un rango hasta 26.7 kPa. El rango de energía detectable es de 0 a 10 MeV y con resolución de conversión de 12 bits (con granularidad de 2.5 keV). La operación del espectrómetro es controlada por un computador mediante el software Alpha Analyst™ apropiado. El espectro del MCA adquirido tiene 1024 canales con una capacidad que supera las 4x10⁹ cuentas por canal almacenado.



Figura 2. Sistema de espectroscopía alfa integrado.



Figura 3. Módulo de adquisición.

Durante la medición de la fuente gruesa (Figura 4) el espectro obtenido indica que toda la información queda enmascarada por

el ruido de medición, debido a que las alfas serán atenuadas antes que salgan de la fuente. Esta atenuación es producida por el gradiente dE/dx en el propio material de la fuente y el material que es usado para sellar la fuente [6]. Por lo tanto, aparecerá una campana sobre la zona de bajas energías a la izquierda del espectro.

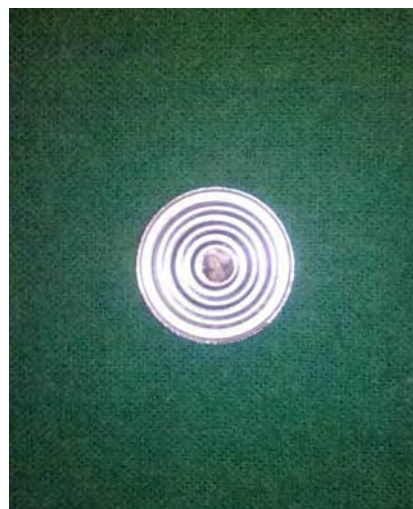


Figura 4. Fuente gruesa de Am-241 (pararrayos).

3. Resultados y Discusión

Los datos de calibración de energía y calibración en eficiencia generados por el programa Apex-Alpha™ componente del software Genie™ encargado de controlar la operación del espectrómetro se representan en la Tabla 1 y 2, respectivamente. Para un tiempo vivo de adquisición de 11.5 minutos se obtienen los espectros de referencia y de la muestra fuente, ver Figura 5 y 6, en esta última se puede observar claramente la presencia de Am-241 caracterizado por la emisión alfa de 5.47 MeV.

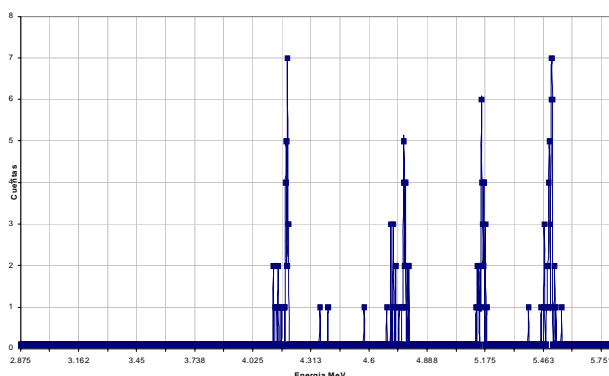


Figura 5. Espectro de calibración alfa mezclada, U-234, U-238, Pu-239 y Am-241.

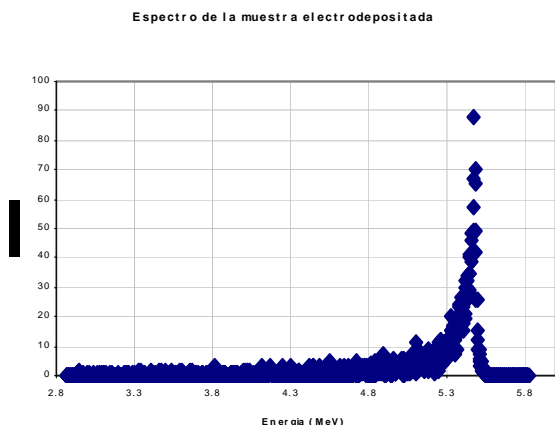


Figura 6. Espectro de Am-241 electro-depositado.

Tabla 1. Calibración en energía.

Energía MeV	Centroide	FWHM	TAIL
4.184	451.47	6.95	0.89
4.761	654.32	8.84	1.44
5.148	788.39	9.11	2.25
5.479	906.83	7.42	1.37

Tabla 2. Calibración en eficiencia.

Energía (MeV)	Eficiencia	Error
4.184	1.3420E-001	5.88E-003
4.761	1.3269E-001	5.85E-003
5.148	1.3309E-001	6.18E-003
5.479 ⁽¹⁾	1.3977E-001	6.21E-003

Tabla 3. Reporte de área de pico de la muestra.

Energía MeV	Área Neta	Error (%)	FWHM
5.288	556.0	4.24	30.9
5.464 ⁽²⁾	1636.0	2.47	23.1

⁽¹⁾Tolerancia de coincidencia de pico, 0.1MeV

⁽²⁾Errores comprendidos en 1 σ

Empleando la relación básica para el cálculo de la actividad de una fuente de tipo puntual [7].

$$\eta = \frac{R_N}{A_p} \times 100 \quad (1)$$

donde:

R_N , región neta

A_p , área de pico

η , eficiencia del sistema

utilizando los datos mostrados en la Tabla 3 en la ecuación (1) obtenemos una actividad de 125 dps \pm 2.5% para la muestra fuente.

4. Conclusiones

El método electroquímico utilizado es altamente eficiente en la preparación de un recubrimiento muy delgado del radionucleido Am-241 empleado como una fuente alfa. El fino espesor de la fuente –algunas micras– plantea el aumento del área de acumulación del material si requerimos actividades mayores; de otro modo, el efecto de auto-absorción provocaría la atenuación de la energía de las alfas, que se aprecia en una fuente de Am-241 de 1 mCi donde el grupo de alfas presentan una energía aproximada de 4.5 MeV. Al parecer es por esta razón que solo es posible obtener fuentes cuya actividad están en el orden de μ Ci a η Ci. Otro aspecto de importancia es la posibilidad de realizar experiencias con haces de partículas cargadas fundamento para el análisis basado en PIXE.

5. Agradecimientos

Los autores desean expresar su gratitud al Ing. Jorge Condori jefe de la División de Industria e Hidrología de la Dirección de Servicios y al encargado del Laboratorio de Instrumentación el Ing. Enoc Mamaní por permitirnos el uso de su sistema de espectroscopía alfa y demás facilidades brindadas para el trabajo. A la Ing. Paula Olivera por su valiosa ayuda en la elaboración de los espectros de energía y el cálculo de la actividad de la fuente. Al Lic. José Osoreo responsable del Laboratorio de Análisis Radio Ambiental de la Dirección de Servicios por la verificación de la medición de la actividad de fuente alfa obtenida.

6. Bibliografía

[1] Kihsoo Joe, Chang-Heon Lee, Byung-Chul Song, Young-Shin Jeon, Won-Ho Kim, Jeong-Kee Suh. Electrodeposition of ²⁴¹Am and ²⁴⁴Cm in Spent Nuclear Fuel Samples for Alpha-Spectrometry. Bull. Korean Chem. Soc. 2003; 24(5):657-660.

[2] Bajo S, Eikenberg J. Electrodeposition of actinides for alpha spectrometry. Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry. 1999; 242(3):745-751.

[3] United States Transuranium and Uranium Registries. Analytical Procedure

Manual. USTUR 500: Electrodeposition of Americium, Plutonium, Thorium, and Uranium. 2001. Disponible en: http://www.ustur.wsu.edu/PolicyProcedures/pdfs_ReadChem/USTUR_500.pdf

[4] Minematsu Denise, Dellamano José, De Jesus Ferreira Robson. Activity determination of the Am-241 sources from radioactive lightning rods. En: 2009 International Nuclear Atlantic Conference - INAC 2009. Rio de Janeiro, RJ, Brazil, September 27 to October 2, 2009.

[5] Walter Cruz, Eduardo Cunya, Tommy Pretel. Recuperación del Americio 241 de los pararrayos por tratamiento químico. En: Instituto Peruano de Energía Nuclear. Informe Científico Tecnológico 2009. Lima: IPEN. 2010. p. 183-185.

[6] Duggan JL, Desmarais D. ORTEC AN34 Experiments in Nuclear Sciences.

[7] Tanarro Sanz A. Instrumentación nuclear. Madrid: Publicaciones Científicas de la Junta de Energía Nuclear; 1970.

II. Ciencia de los Materiales

Desarrollo de un material compuesto a base de residuos de madera Capirona (*Calycophyllum spruceanum*) y polietileno

Javier Gago^{1,*}, Kety León¹, Víctor Ramos¹, Julio Santiago¹, Alcides López¹, Moisés Acevedo², José Solís¹

¹ Instituto Peruano de Energía Nuclear, Dirección de Investigación y Desarrollo, División de Materiales, Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

² Universidad Nacional Agraria La Molina, Facultad de Ciencias Forestales, Lima Perú

Resumen

Se han preparado materiales compuestos a base de residuos de madera Capirona en forma de polvo y polietileno de baja densidad, las muestras han sido prensadas en proporciones iguales y tratados térmicamente en un horno a 170 °C. Posteriormente, fueron sometidas a pruebas de biodegradación con el hongo *Polyporus sanguineus* (por 10 semanas), absorción de agua, resistencia al fuego e inflamabilidad. El compuesto obtenido a base de polvo de madera con polímero ha mostrado una mayor durabilidad, mejor resistencia a la degradación, menor absorción de agua y menor inflamabilidad que la madera sin tratar, dando así mayor valor agregado a esta madera nativa.

Abstract

We have been prepared composite materials based on powder of Capirona wood waste and low density polyethylene, the samples have been pressed in equal proportions and heat treated in an oven at 170 °C. Later, they were tested for biodegradation using *Polyporus sanguineus* fungus (for 10 weeks), water absorption, fire resistance and flammability. The obtained composite based on polymer-wood dust has shown durability, better resistance to degradation, lower water absorption and lower flammability than the untreated wood, increasing the economic value of this native wood.

1. Introducción

La generación de residuos es una consecuencia de la transformación de la madera. Entre estos residuos, el aserrín merece una atención especial, como materiales de baja densidad requieren un mayor espacio de almacenamiento y causan graves problemas de contaminación si no son desechados apropiadamente. Teniendo en cuenta el creciente interés en el uso de fibras naturales para la producción de materiales compuestos con diferentes matrices de polímeros, los residuos de madera son una fuente alternativa de fibras, reduciendo el impacto ambiental por las grandes cantidades de residuos producidos por la industria maderera [1]. El uso de materiales reciclados, así como de materias primas renovables que no dependen del petróleo, le augura a este tipo de compuesto un importante potencial de crecimiento, tiene además las ventajas de mayor durabilidad, menores costos de mantenimiento, reciclabilidad y resistencia a la intemperie, estos factores les darán a las maderas mejores propiedades que podrán ser

aplicadas en la construcción, por ejemplo, dándoles adicionalmente un importante valor agregado al producto final.

En la actualidad, se usan compuestos tradicionales en base a úrea-formaldehído que presentan cierta toxicidad [2] si no se encuentran en ambientes ventilados y son fáciles de degradarse en ambientes con alta humedad. Uno de los objetivos de esta investigación es la de reciclar el aserrín que se producen en los aserraderos y carpinterías, aprovechando de esta manera los residuos antes de que sean quemados o desechados y usar polietileno reciclado.

El compuesto que estamos desarrollando no ha sido implementado en nuestro medio; por eso, nos proponemos obtener un producto que tenga las características de un material sólido, resistente y de buen acabado, para ser utilizado en diferentes aplicaciones industriales, acabados exteriores, etc.

La combinación de estos materiales disímiles

* Correspondencia autor: jgago@ipen.gob.pe

químicamente (las fibras de madera son hidrofílica-polar y la matriz polimérica es hidrofóbica-apolar), exige investigar técnicas de compatibilización tendientes a vincular ambas estructuras, para que actúen como una unidad. La situación ideal sería la existencia de uniones químicas a través de la interfase, de esta forma cuando el material sea sometido a un esfuerzo, este será transmitido desde las cadenas de la matriz polimérica hasta las fibras naturales. De ahí la aplicación de la radiación gamma al compuesto, para lograr un mayor entrecruzamiento molecular; es decir, las moléculas del residuo de madera con las moléculas del polímero deben lograr una mejor reticulación de las cadenas poliméricas a fin de mejorar las propiedades físicas del producto final [3].

Se reporta la preparación de un material compuesto de residuos en forma de polvo de madera Capirona y polietileno de baja densidad.

2. Experimental

Los insumos utilizados para la preparación del compuesto polímero-madera fueron: Residuos de madera Capirona proveniente de aserraderos de la zona industrial de Campoy, distrito de San Juan de Lurigancho, Lima y Polietileno de baja densidad (PEBD) en forma de pellets a granel, para disminuir la inflamabilidad se usó ácido bórico de J.T. Baker, y para el cultivo de los hongos se usó Agar Extracto de Malta (Merck).

El prototipo de prensa fue fabricado en los talleres del IPEN, que consta de un contenedor cilíndrico de acero con un émbolo de aluminio, cuyo esquema se aprecia en la Figura 1.

Las muestras fueron incubadas en una estufa Fischer Scientific y los tubos fueron pesados en una balanza de precisión marca Stanton.

2.1 Preparación del compuesto de residuos de madera y-polietileno

Se han seguido dos procesos simultáneos: a) acopio y preparación de residuos de madera; y b) preparación de polietileno de baja densidad. En cada proceso se realiza la selección, lavado, trituración, molienda y secado con el objetivo que ambos insumos ingresen a formar el compuesto sin impurezas ni humedad. En uno de los procesos se

agregó partículas de ácido bórico al polvo de madera para retardar la combustión.

Se continúa con los procesos de articulación y cohesión de las partículas de la madera con partículas de los polímeros, para lo cual se procede a mezclarlas en la cámara cilíndrica de la prensa mecánica (figura 1). Esta prensa mecánica se coloca sobre una hornilla eléctrica controlada a 170 °C.

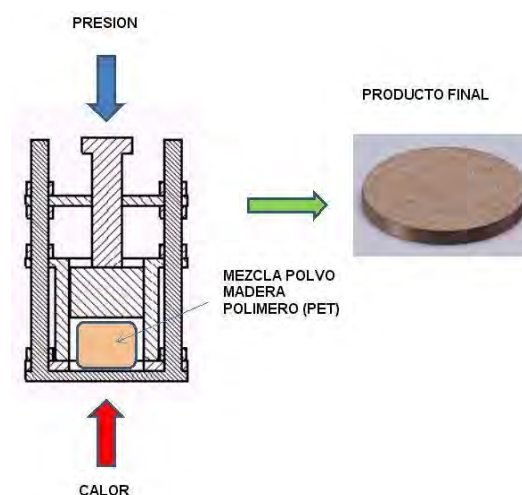


Figura 1. Esquema prensado madera- polímero y una muestra del producto en forma de disco.

Se ha realizado el mismo procedimiento con una muestra de polvo de madera previamente irradiada en un equipo Gammacell 220 Excel con una fuente de cobalto 60 a 25 kGy.

2.2 Ensayo de biodegradabilidad

Se siguió la metodología de la Norma IRAM N° 9518. Se cultivó la cepa de hongo *Polyporus sanguineus* en el medio de cultivo Agar extracto de malta. Se incubó a 28°C por un lapso de 14 días; luego, se colocó sobre el mismo las probetas previamente secadas a 80 °C por 24 h e incubadas por un lapso de 10 semanas [4]. Las muestras trabajadas corresponden a chips de madera capirona y madera-polímero.

Culminadas las 10 semanas se procedió a retirar las probetas, limpiarlas del hongo y secarlas.

Se registraron los pesos iniciales antes y después de añadir las probetas y se continuó registrando los pesos durante todo el proceso.

Para la evaluación de la durabilidad de la madera se sigue el criterio de Findlay [4,5], basado en las pérdidas de peso producido por los hongos durante un determinado lapso de

tiempo, estos cambios de peso de las muestras estas relacionadas con su grado de resistencia a la pudrición.

2.3 Ensayo de absorción de agua

En estos ensayos se buscó diferenciar la absorción de agua de la madera en estado natural sin tratamiento y el compuesto polvo de madera-polímero, metodología desarrollada en trabajos previos [6]. Con la variante de sumergir las muestras en agua a temperatura ambiente por el tiempo de 24 horas y evaluar sus pesos antes y después del ensayo.

2.4 Ensayo de combustión

Se ha preparado el compuesto en la siguiente proporción: 3g de PEBD, 3g de polvo de madera y 0.5g de ácido bórico (H_3BO_3).

Las muestras se expusieron a fuego lento, usando un mechero de Bunsen. El tiempo de exposición al fuego ha sido 20 segundos aproximadamente, luego se apagó la llama y enseguida se acercó el papel pH hacia el desprendimiento de humo producto de la combustión. Para esta evaluación se embebieron tiras de papel pH con agua destilada, el valor de pH inicial fue de 5.

3. Resultados y Discusión

3.1 Obtención del compuesto

El compuesto obtenido es de color marrón oscuro, liso y con pequeñas rugosidades.



Figura 2. Compuesto terminado.

3.2 Ensayo de biodegradación

Se ensayaron con 4 muestras por 10 semanas como se muestra en la figura 3, cuyos resultados se muestran en la Tabla 1.

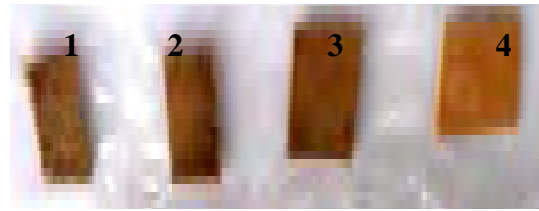


Figura 3. 1, 2 y 3 corresponden a muestras de compuesto madera-polímero y 4 es madera Capirona.

Tabla 1. Control de pesos.

Muestra	Descripción	Peso (g)	
		inicial	final
1	Compuesto 1 (residuos de madera + polímero)	0.7	0.62
2	Compuesto 2 (residuos de madera + polímero)	0.7	0.55
3	Compuesto 3 (residuos de madera + polímero)	0.7	0.68
4	Madera	0.45	0.25

Como se observa, el valor promedio de pérdida de peso de las tres probetas (compuesto madera-polímero) esta por debajo del 21% con respecto a su peso inicial, mientras que en la probeta correspondiente a la madera Capirona la pérdida de peso se encuentra alrededor del 50%. Esto se puede visualizar en la figura 4.

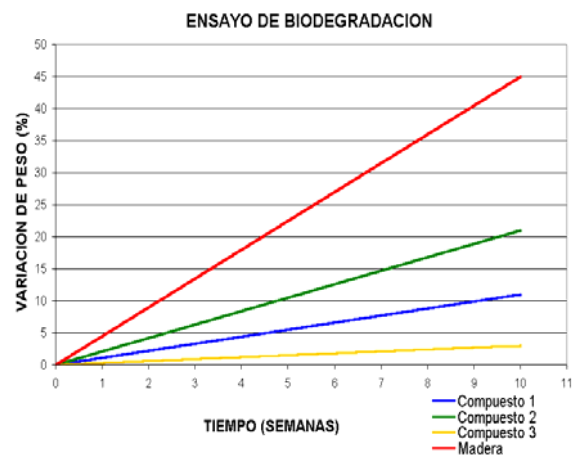


Figura 4. Evaluación de pérdida de peso de la muestra en función del tiempo.

A continuación se analiza efectos producidos en los ensayos de biodegradación en las diferentes muestras antes y después de la proliferación de los hongos, tal como se observan en las figuras 5, 6, 7 y 8.

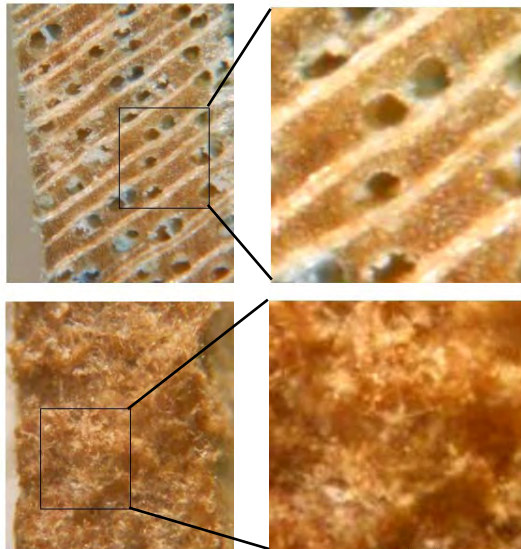


Figura 5. Foto superior Sección transversal de Capirona sin presencia de hongos. Foto inferior madera deteriorada por el hongo *Polyporus sanguineus*.

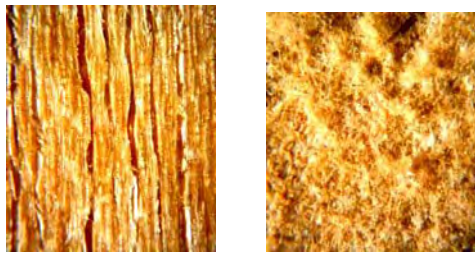


Figura 6. Sección tangencial de la Capirona sin hongo (lado izquierdo). Madera deteriorada por los hongos (lado derecho)

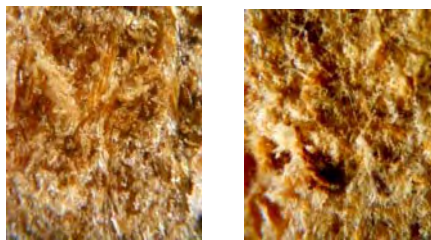


Figura 7. Compuesto sin hongo (lado izquierdo). Compuesto sometido al ataque por hongos (lado derecho)

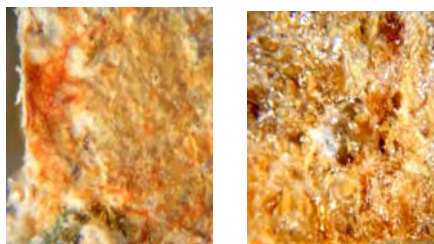


Figura 8. Compuesto cubierto por el hongo (lado izquierdo). La misma muestra seccionada superficialmente a 0.5 mm (lado derecho).

El hongo *Polyporus sanguineus* origina una degradación gradual de la madera que va desde el lumen hacia la lámina media, produciendo una disminución en el espesor de las paredes como resultado del ataque simultáneo sobre los componentes principales de la pared celular: celulosa, hemicelulosa y lignina [10].

El hongo degrada fuertemente la madera ocasionando una erosión de la pared celular y la destrucción casi total del parénquima radial y axial como se observa en la Figura 5 y 6.

En el caso del compuesto madera-polímero se observó abundante colonización superficial pero no se observaron indicios de erosión ni degradación (Figura 7 y 8).

3.3 Ensayo de absorción de agua

La madera sin tratamiento absorbe mayor cantidad de agua, aumentado su peso inicial en un 50%, mientras que el compuesto polvo de madera-polietileno, la absorción de agua es mucho menor.

Tabla 2. Control de absorción de agua.

Muestra	Descripción	Peso (g)	
		Seco	Húmedo
1	Compuesto residuo de madera + polímero	0.35	0.38
2	Compuesto residuo madera irradiada 15 kGy+ polímero	0.14	0.16
3	Compuesto residuo madera irradiada 15 kGy+ polímero + H ₃ BO ₃	0.18	0.21
4	Madera sin tratamiento	0.6	0.9

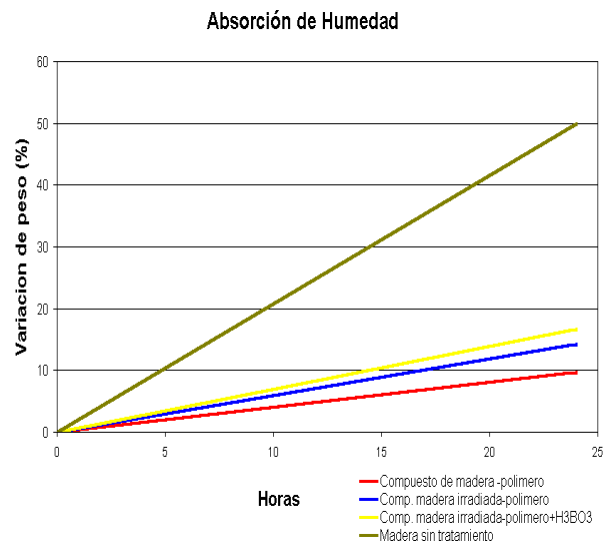


Figura 9. Variación de la absorción de agua.

En el compuesto sin irradiar, se incrementa un 10%, el compuesto irradiado se incrementa un 14% y en el compuesto con ácido bórico e irradiado se incrementa un 17%, tal como se muestra en la tabla 2 y en la Figura 9.

3.4 Evaluación del ensayo de combustión

Se añadió el ácido bórico para que el medio sea más ácido y haya mayor cantidad de oxígeno para su combustión [7]. Este incremento de la acidez implica el incremento de iones libres de hidrógeno que viene a ser un factor importante en el retardo en la combustión [8,9], el valor de pH inicial es 5. La muestra madera-polímero obtiene un valor de pH igual a 4,5. Con el humo de la muestra madera-polímero más Boro se obtiene un valor de pH 3,5, según los indicadores tal como se muestra en la Figura 10.

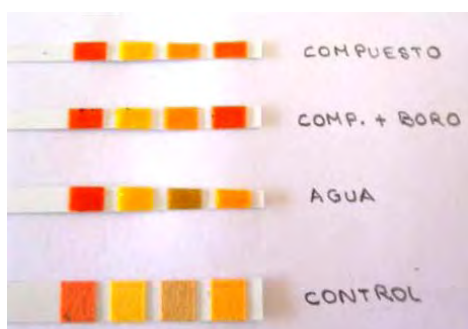


Figura 10. Evaluación del pH de las emisiones de gases.

Como se puede observar en la figura 10, la muestra de compuesto con Boro presenta mayor acidez, el cual guarda relación con el retardo de la combustión estudiado por Pasek y LeVan [8,9].

5. Conclusiones

Se obtuvo un producto compuesto por residuos de madera y polímero, que inhibió el crecimiento y proliferación de hongos comparado con la madera natural sin tratamiento. El hongo xilófago *Polyporus sanguineus* si bien colonizó el compuesto madera-polímero no lo degradó en forma extrema, caso contrario se evidenció en la madera Capirona sometida al ataque de este hongo.

Otros ensayos muestran reducción de la absorción de agua que varían desde un 50%

en estado natural a un 14% aproximadamente en el compuesto.

El uso de aditivos como ácido bórico en el compuesto, al ser quemados emiten gases con un pH de 3,5 aproximadamente, valor más bajo respecto a la muestra control (pH igual a 5), no hay mucha variación en la emisión de gases tanto en la madera en estado natural como en el compuesto. Adicionalmente el pH de 3.5 indica mayor acidez y a la vez ha resultado ser una buena referencia en el retardo de la combustión.

Los resultados obtenidos muestran que los compuestos polímero-madera preparados en este proyecto han mejorado las propiedades de una madera nativa de poca aceptación con cuyos desperdicios se puede fabricar un material con ventajosas características que le da un mayor valor agregado y prometen dar un importante impacto comercial a este recurso de nuestra amazonía.

6. Bibliografía

- [1]. Fornasieri M, Alves JW, Muniz EC, Ruvolo-Filho A, Otaguro H, Rubira AF, Carvalho de GM. Synthesis and characterization of polyurethane composites of wood waste and polyols from chemically recycled pet. *Composites Part A: Applied Science and Manufacturing*. 2011; 42(2): 189-195.
- [2]. Quea Z, Furunoa T, Katoha S, Nishino Y. Evaluation of three test methods in determination of formaldehyde emission from particleboard bonded with different mole ratio in the urea-formaldehyde resin. *Building and Environment*. 2007; 42:1242-1249.
- [3]. Romero González ME. Gonzales, Tecnología de irradiación gamma en la obtención de materiales compuestos. *Revista de la Comisión de Energía Atómica*. 2003; 3(11-12):15-23.
- [4]. Bobadilla EA. Durabilidad Natural de la madera de cinco especies aptas para la industria de la construcción. [Tesis de Maestría]. Misiones, Argentina: Universidad Nacional de Misiones; 2004.
- [5]. Gago J, León K, López A, Munive M, Rodríguez J. Incremento de la durabilidad de compuestos madera-polímero procesadas por radiación gamma frente al hongo *Polyporus sanguineus*. En: Instituto Peruano de Energía

Nuclear. Informe Científico Tecnológico 2008. Lima: IPEN; 2009. p. 108-113.

[6]. Gago J, López A, Acevedo M, Rodríguez J. Radiación gamma en el mejoramiento de las propiedades físicas de compuestos polímero-madera. En: Instituto Peruano de Energía Nuclear. Informe Científico Tecnológico 2005. Lima: IPEN; 2006. p. 62-67.

[7]. Atar M, Keskin H, Korkut S, Sevim Korkut D. Impact of impregnation with boron compounds on combustion properties of oriental beech (*Fagus orientalis* Lipsky) and varnishes. African Journal of Biotechnology. 2011; 10(15):2867-2874.

[8]. LeVan SL, Ross RJ, Winandy JE. Effects of fire retardant chemicals on bending

properties of wood at elevated temperatures. Res. Pap. FPL-RP-498. Madison, WI: U.S. Department of Agriculture, Forest Service, Forest Products Laboratory. 1990.

[9]. Eugen A. Pasek, Craig R Maintyre. Heat effects on fire retardant treated wood. The fire retardant Chemicals Association FRCA, Fall Conference, Ponte Vedra Beach, Florida, October 21-24, 1990.

[10]. Encinas O, Mora N. Patrones de degradación de las maderas de Pino caribe, Curarire y Drago por *Gloeophyllum trabeum*, *Trametes versicolor* y *Pycnoporus sanguineus*. Revista Forestal Venezolana. 2003; 47(1):57-65.

Síntesis del óxido de cobre nanoestructurado por radiación gamma y ultrasonido. Evaluación de sus propiedades antimicrobianas

Kety León^{1,*}, Alcides López^{1,2}, Javier Gago¹, José Solís^{1,2}

¹ División de Materiales, Dirección de Investigación y Desarrollo, Instituto Peruano de Energía Nuclear. Av. Canadá 1470, Lima 41

² Facultad de Ciencias, Universidad Nacional de Ingeniería, Av. Túpac Amaru 210, Lima, Perú

Resumen

Se han sintetizado nanopartículas de óxido de cobre (CuO) mediante radiación gamma y ultrasonido. La actividad antimicrobiana de las nanopartículas de CuO se determinaron mediante el método de excavación en placa cultivo, con 3 cepas microbianas: *Staphylococcus aureus* ATCC 25923, *Escherichia coli* ATCC 25922 y *Pseudomonas aeruginosa* ATCC 27853. La concentración bacteriana inicial fue 1×10^7 UFC / mL y fueron sembradas sobre Agar Muller Hinton e incubadas a 37 °C por 24 h. Las nanopartículas de CuO obtenidas mediante ultrasonido son nanoesferas con una mayor actividad antimicrobiana para la bacteria *S. aureus* que para *E. coli* y sin actividad frente a *P. aeruginosa*; mientras que las nanopartículas de CuO obtenidas con radiación gamma con una dosis de 8 kGy tienen actividades antimicrobianas similares para *S. aureus* y *E. coli* y las obtenidas a dosis de 15 y 25 kGy solo tienen actividad antimicrobiana frente a *E. coli*.

Abstract

Copper oxide (CuO) nanoparticles have been synthesized using gamma irradiation or ultrasound. The antimicrobial activity of CuO nanoparticles was determined by excavation method in plate culture in three microbial strains: *Staphylococcus aureus* ATCC 25923, *Escherichia coli* ATCC 25922 and *Pseudomonas aeruginosa* ATCC 27853. The initial bacterial concentration was 1×10^7 CFU / mL and seeded onto Muller Hinton Agar and incubated at 37 °C for 24 h. The CuO nanoparticles obtained by ultrasound are nanospheres with a higher antimicrobial activity for *S. aureus* than for *E. coli* and no activity against *P. aeruginosa*, while CuO nanoparticles obtained by gamma irradiation with a dose of 8 kGy have antimicrobial activity similar to *S. aureus* and *E. coli* and those obtained at doses of 15 and 25 kGy only have antimicrobial activity against *E. coli*.

1. Introducción

Desde la antigüedad, el cobre se ha usado en la fabricación de recipientes y en la desinfección natural del agua para prevenir la propagación de enfermedades. Posteriormente, los científicos han tratado de aprovechar estas propiedades antimicrobianas para su empleo en medicina, productos de higiene oral, antisépticos, instrumentos médicos, textiles, etc.

Durante muchos años se han estudiado los mecanismos químico-moleculares responsables de los procesos antimicrobianos del cobre, encontrándose que niveles elevados de cobre dentro de la célula producen estrés oxidativo y la generación de peróxido de hidrógeno, bajo estas condiciones, el cobre participa en la llamada reacción química Fenton, que causa daño oxidante a la célula. De otro lado, el exceso de cobre reduce la

integridad de la membrana de los microbios produciendo fuga de nutrientes esenciales como el potasio y glutamato, inhibiendo su crecimiento.

Así como el cobre es necesario para muchas funciones de las proteínas, en una situación de exceso, el cobre se liga a las proteínas que no son requeridas para su funcionamiento, lo que conlleva a una pérdida de funciones proteicas y/o a un colapso de éstas en proporciones disfuncionales.

La impregnación de nanopartículas de óxido de cobre en las fibras textiles, hace posible la producción de una nueva generación de textiles antimicrobianos que usan procesos innovativos en la fijación de nanopartículas en las fibras. Estas nanopartículas alteran la superficie de la fibra y le imparten la función

* Correspondencia autor: inde1@ipen.gob.pe

antimicrobiana. Las telas fabricadas con estas fibras funcionalizadas pueden usarse para el tratamiento de heridas y aplicaciones médicas en hospitales y otros lugares donde la presencia de bacterias es un peligro [1-3].

En la actualidad, el estudio y preparación de nanopartículas metálicas son de mucho interés en la investigación y tecnología de materiales, debido a que sus propiedades como la conductividad eléctrica, la dureza, el área superficial activa, la reactividad química y actividad biológica cambian drásticamente. El efecto bactericida de nanopartículas metálicas (Ag, Cu) y óxidos (ZnO, CuO) se debe en gran parte a su tamaño y a la razón superficie-volumen mayor que las partículas micrométricas tienen. Estas características y el efecto debido al desprendimiento de iones metálicos le permiten interactuar con las membranas de las bacterias [4-7].

Existen numerosas técnicas para la preparación de nanopartículas de metales, tales como la reducción química, fotoquímica, electroquímica, sonoquímica, radiación ionizante, etc. [8]. Los procesos por radiación ionizante y sonoquímicos son ventajosos porque son procesos simples, limpios y seguros, estos métodos también permiten obtener nanopartículas de forma reproducible, de alta pureza y estabilidad.

Las radiaciones ionizantes, entran en interacción con la materia, colisionando con los átomos que la constituyen, al atravesar su ambiente atómico. Los efectos que se pueden producir son: ionización y la excitación.

La ionización, ocurre cuando se rompen enlaces químicos y sacan al electrón de sus "órbitas" quedando libre con carga negativa, de esta forma el átomo queda cargado positivamente y así se forma lo que se llama par iónico; la excitación ocurre cuando un electrón salta de una "órbita" o nivel de energía a un nivel superior, para después volver a su órbita o nivel inicial, emitiendo energía en el transcurso del proceso en forma de radiación electromagnética, las cuales interactúan con la materia colisionando con las capas electrónicas de los átomos con los que se cruzan, perdiendo muy lentamente su energía, por lo que pueden atravesar grandes distancias. Su energía es variable, pero en general puede atravesar cientos de metros en el aire.

En el método sonoquímico, las moléculas experimentan una reacción química debido a la cavitación producida por el ultrasonido de gran intensidad (20kHz-10MHz). El fenómeno principal en este proceso es la creación, crecimiento y colapso de una burbuja que se forma en el líquido. La etapa que conduce al crecimiento de la burbuja se produce a través de la difusión de vapor de soluto en el volumen de la burbuja.

La sonoquímica se utiliza generalmente para sintetizar y producir una capa fina, homogénea y nanoestructurada en la superficie de los materiales cerámicos y poliméricos, las que están ancladas a la superficie mediante enlaces químicos o interacciones físico-químicas con el sustrato [9,10].

2. Experimental

2.1 Síntesis de nanopartículas de CuO por radiación gamma

Se preparó una solución de sulfato de cobre pentahidratado 0,005M en una solución hidroalcohólica, se añadió gotas de amoníaco, homogenizándolos finalmente. Se empacaron las soluciones en bolsas de polietileno de baja densidad y se irradiaron en un equipo Gammacel 220 Excel con fuente de Co⁶⁰ con una tasa de dosis de 5,72 kGy/h, a dosis de 8, 15, 25 y 40 kGy.

Luego del proceso se centrifugó la solución irradiada a 5000 rpm por 10 min para realizar los análisis por microscopía, difracción de rayos X y microbiológicos.

2.2 Síntesis de nanopartículas de CuO por método sonoquímico

Se preparó la solución de sulfato de cobre 0,005M, en una solución hidroalcohólica después del cual se le aplicó ultrasonido en una cubeta ultrasónica marca Branson Modelo MT 1510 (42 kHz, 75W) adquiriendo inicialmente un color verde azulado, a los 5 min de la reacción se añadió una solución de amoníaco produciéndose un oscurecimiento a medida que el tiempo de sonicación se incrementaba, enturbiándose luego con un polvo marrón.

Luego del proceso se centrifugó la solución sonicada a 5000 rpm por 10 min para realizar los análisis por microscopía, difracción y

microbiológicos.

2.3 Estudio de la morfología y estructura

La morfología y la cristalinidad de las nanopartículas de CuO fueron caracterizadas utilizando un Microscopio Electrónico de Transmisión (MET) Phillips EM 400 operando a 80 kV, un Microscopio Electrónico de Barrido (MEB) Philips 505, un Microscopio de Fuerza Atómica (AFM) Nanosurf EASY SCAN 2 AFM System, un difractor de Rayos X marca Rigaku, modelo Miniflex con fuente de Cu.

2.4 Evaluación de la actividad antimicrobiana

Para la determinación de la actividad antimicrobiana de las muestras obtenidas por radiación gamma y sonoquímica se empleó el método de excavación placa cultivo, método que es una modificación de la técnica cilindro placa cultivo de la Farmacopea Americana USP 32; se fundamenta en la inhibición del crecimiento bacteriano mediante la difusión del principio activo en un medio de cultivo sólido, el mismo que se evidencia con la formación de zonas claras o halos de inhibición.

El inóculo se preparó con una turbidez equivalente a 0,5 de la escala de MacFarland (1×10^7 UFC/mL). Se sembró 1mL de inóculo en 100mL de agar Muller Hinton, se homogenizó y plaqueó. Se excavaron hoyos en el medio de cultivo y se sembró aproximadamente 50 μ L de las muestras de óxido de cobre, finalmente se incubó a 37°C por 24 h.

3. Resultados y Discusión

3.1 Caracterización microestructural y cristalina

En la Figura 1 se muestra el esquema tridimensional de la estructura cristalina del CuO, para las muestras obtenidas por radiación gamma, en el análisis morfológico por MEB (Figura 2) se observan placas de 2 micras y granos esferoidales de 1 micra, se observa también que la población de placas se incrementa con el aumento de la dosis, en el análisis morfológico por MET (Figura 3) se ha observado nanopartículas entre 20 y 100 nm, mediante la Difracción Electrónica de Área Selecta, esquina superior de la Figura

3, se ha encontrado la fase cristalina del CuO.

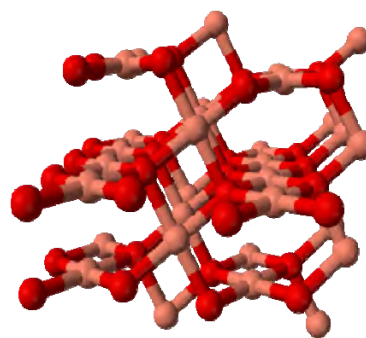


Figura 1. Esquema 3D de la estructura cristalina del CuO.

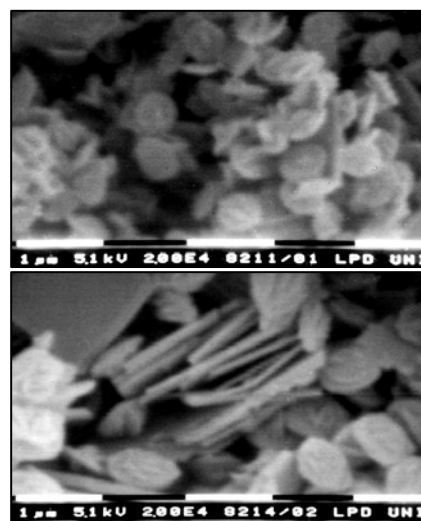


Figura 2. Micrografías MEB de nanopartículas de óxido de cobre obtenidas por radiación gamma a las dosis de 8 y 25 kGy.

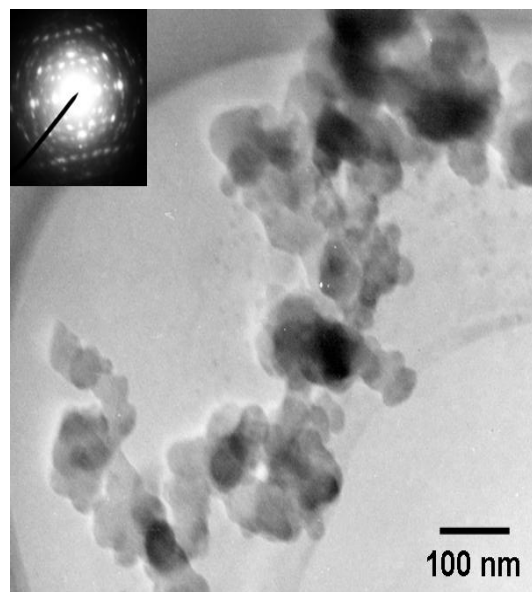


Figura 3. Micrografías MET y difracción electrónica de partículas de CuO obtenidas por síntesis sonoquímica.

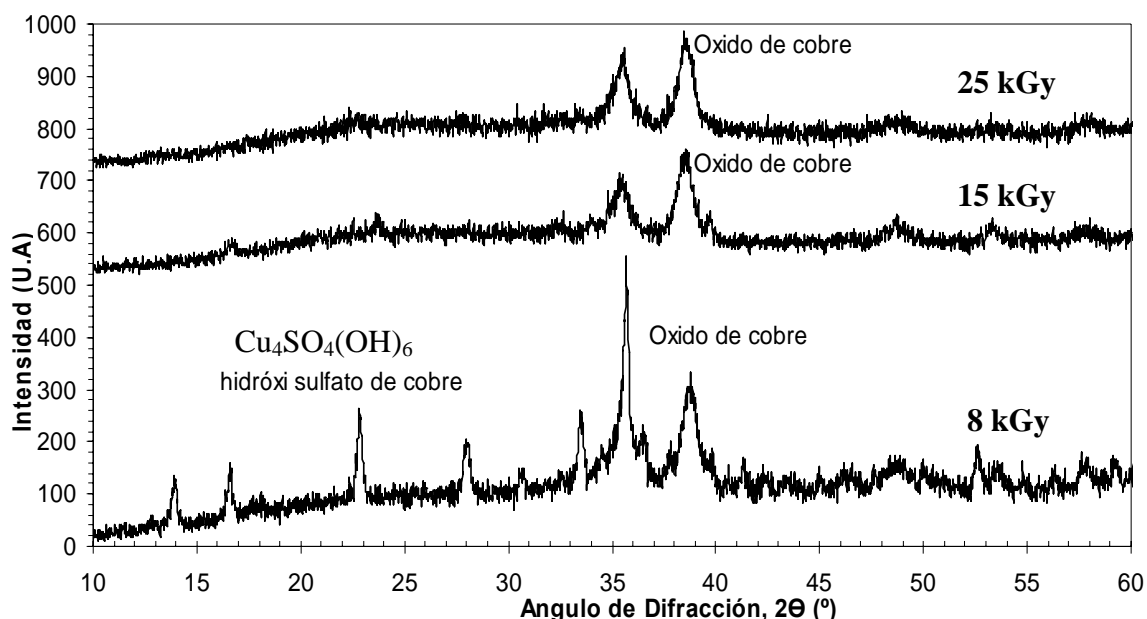


Figura 4. Patrones de difracción de rayos X correspondientes al CuO y Cu₄SO₄(OH)₆ obtenidos por radiación gamma a las dosis de 8, 15 y 25 kGy.

Para el caso de las muestras tratadas por radiación gamma, el análisis por difracción de rayos X revela 2 fases: el CuO y el Cu₄SO₄(OH)₆ las dosis de radiación gamma fueron de 8, 15 y 25 kGy (Figura 4).

El análisis por difracción de rayos X en el caso de las muestras sintetizadas por la técnica sonoquímica evidenciaron la presencia de picos característicos de óxido de cobre(II).

Por AFM solo se alcanza a resolver la aglomeración del CuO (Figura 5).

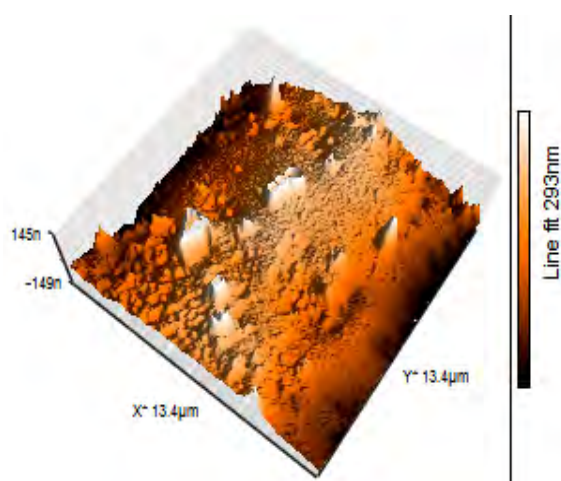


Figura 5. Análisis por AFM, se aprecia la naturaleza microestructurada del material obtenido por la técnica sonoquímica.

3.2 Actividad antimicrobiana

Se ha podido observar que las nanopartículas sintetizadas mediante dosis de 8 y 15 kGy de radiación gamma, presentan una importante actividad antimicrobiana frente a *S. aureus* y *E. coli*. mientras que para dosis de 25 kGy, se observa la formación de óxido de cobre pero en este caso la actividad antimicrobiana disminuye probablemente debido a la formación de placas en mayor cantidad.

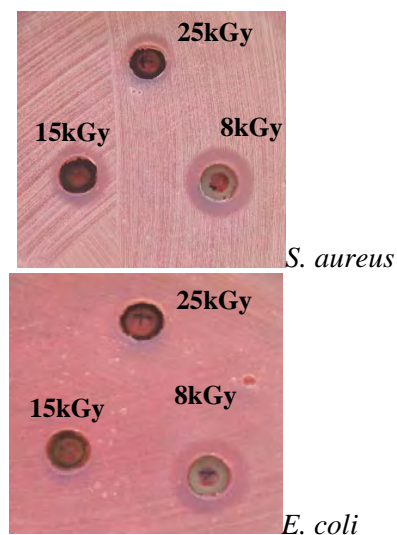


Figura 6. Actividad antimicrobiana de nanopartículas de óxido de cobre obtenidas por radiación gamma.

Las nanopartículas de óxido de cobre obtenidas por el proceso sonoquímico presentan importante actividad antimicrobiana frente a *S. aureus* y *E. coli*. Al medir la Concentración Mínima Inhibitoria (CMI) se observa que el CMI para *S. aureus* es de 2.5mg/mL, mientras que para *E. coli* es de 5mg/mL.

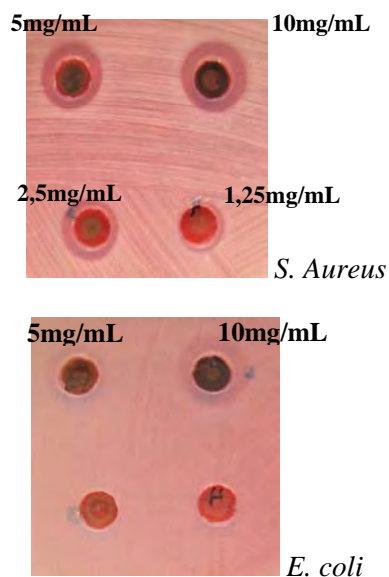


Figura 7. Actividad antimicrobiana de nanopartículas de óxido de cobre obtenidas por técnica sonoquímica para diferentes concentraciones de CuO.

4. Conclusiones

Se ha observado que las nanopartículas de óxido de cobre (CuO) sintetizadas mediante radiación gamma y ultrasonido presentan actividad antimicrobiana frente a las cepas microbianas: *Staphylococcus aureus* ATCC 25923, *Escherichia coli* ATCC 25922.

Tanto las técnicas mediante radiación gamma y ultrasonido han mostrado ser buenas para la obtención de nanopartículas de óxido de cobre. Las nanopartículas de óxido de cobre obtenidas mediante ultrasonido presentan formas de nanoesferas con una mayor actividad antimicrobiana para la bacteria *S. aureus* que para *E. coli* y sin actividad frente a *P. aeruginosa*; mientras que las nanopartículas de óxido de cobre, obtenidas por radiación gamma con una dosis de 8 kGy, presentan actividades antimicrobianas similares para *S. aureus* y *E. coli* y las obtenidas a dosis de 15 y 25 kGy solo tienen actividad antimicrobiana frente a *E. coli*. La morfología del óxido de cobre es muy importante para

mostrar el efecto bactericida debido a que se observa que al aumentar la dosis se tiene que la densidad de los granos esferoidales de CuO disminuye y las placas incrementan su tamaño; mientras el CuO obtenidas por sonicación consta de nanopartículas.

5. Agradecimientos

Al CONCYTEC por el financiamiento del proyecto PROCYT 284-2010, al MsC Clemente Luyo del Centro de Mic. Electrónica de la Facultad de Ciencias de la Universidad Nacional de Ingeniería por las imágenes MEB.

6. Bibliografía

- [1] Dastjerdi R, Montazer M. A review on the application of inorganic nano-structured materials in the modification of textiles: Focus on anti-microbial properties. *Colloids and Surfaces B: Biointerfaces*. 2010; 79(1):5–18.
- [2] Mahltig B, Haufe H, Bottcher H. Functionalisation of textiles by inorganic sol-gel coatings. *J. Mater. Chem.* 2005; 15: 4385–4398.
- [3] Payne J. From medical textiles to smell-free socks. *Journal of the Society of Dyers and Colourists*. 1997; 113:48–50.
- [4] Mahapatra O, Bhagat M, Gopalakrishnan C, *et al.* Ultrafine dispersed CuO nanoparticles and their antibacterial activity. *Journal of Experimental Nanoscience*. 2008; 3(3):185-193.
- [5] Cioffi N, Torsi L, Ditaranto N, Tantillo G, Ghibelli L, Sabbatini L, Bleve-Zacheo T, D'Alessio M, Zambonin PG, Traversa E. Copper nanoparticle/polymer composites with antifungal and bacteriostatic properties. *Chem. Mater.* 2005; 17:5255-62.
- [6] Morones JR, Elechiguerra JL, Camacho A, Holt K, Kouri JB, Ramirez JT. The bactericidal effect of silver nanoparticles. *Nanotechnology*. 2005; 16:2346-53.
- [7] Ren G, Hu D, Cheng EWC, Vargas-Reus MA, Reip P, Allaker RP. Characterisation of copper oxide nanoparticles for antimicrobial applications. *International Journal of antimicrobial Agents*. 2009 ; 33 :587-590
- [8] Cabrera Sotelo J. Hidrogeles de PVA-PVP conteniendo nanopartículas de plata obtenidos por radiación gamma. [Tesis para optar el grado de M. Sc]. Lima, Perú:

Universidad Nacional de Ingeniería. Facultad de Ciencias; 2009.

[9] Suslick KS, Hyeon T, Fang M. Nanostructured materials generated by high-intensity ultrasound: Sonochemical synthesis and catalytic studies. *Chem. Mater.* 1996; 8:2172-79.

[10] Kumar RV, Diamant Y, Gedanken A. Sonochemical synthesis and characterization nanometer-size transition metal oxides from metal acetates. *Chem. Mater.* 2000; 12: 2301-05.

Síntesis Sonoquímica de nanocristales de SnO₂

Paul Alvarado¹, José Solís^{1,2,*}

¹ Dirección de Investigación y Desarrollo, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

² Facultad de Ciencias, Universidad Nacional de Ingeniería, Av. Tupac Amaru 210, Rimac, Perú

Resumen

En este trabajo se presenta los resultados preliminares en la obtención de nanocristales de SnO₂. Irradiando una solución acuosa 0.13 M de SnCl₄.5(H₂O) con ultrasonido durante 150 min a una temperatura de 65 °C y utilizando como vía de precipitación amoniaco al 25% se obtuvo nanocristales de SnO₂ con un tamaño promedio de 2 nm. La eficiencia para la obtención de nanocristales de SnO₂ es 92 %, estos nanocristales fueron caracterizados por difracción de rayos X, microscopía electrónica de transmisión y barrido. El tamaño promedio de los nanocristales del SnO₂ se determinó utilizando el software TOPAS ACADEMIC.

Abstract

This paper presents the preliminary results of obtaining of SnO₂ nanocrystals. Irradiating an aqueous solution of 0.13M SnCl₄.5(H₂O) with ultrasounds during 150 min at a temperature of 65 °C, and using as a precipitant ammonia 25% was obtained SnO₂ nanocrystals with a crystallite size of 2nm. The SnO₂ nanocrystals efficiency is 92%, these nanocrystals were characterized by X-ray diffraction, scanning and transmission electron microscopy. The crystallite size of SnO₂ nanocrystals was determined using the TOPAS ACADEMIC software.

1. Introducción

Últimamente existe un gran interés en el estudio de materiales nanocristalinos debido a que su propiedad eléctrica, óptica, mecánica y magnética difiere de los materiales convencionales [1,2]. Una propiedad muy relevante que debe tener un material para aplicaciones como sensor de gas es su razón superficie/volumen, propiedad que aumenta a medida que el tamaño promedio de los cristales se reduce, dado que la concentración de átomos es más densa en la superficie que en el interior [3]. Se han logrado obtener sensores que son sensibles incluso a temperatura ambiente basados en materiales nanocristalinos [4-6]. Esto permite que el dispositivo sea más reactivo, debido a que tiene mayor contacto con el medio que lo rodea.

El dióxido de estaño es un material ampliamente utilizado en aplicaciones tecnológicas, destacándose como sensor de gas [3], catalizador, conductor transparente, en electrodos electrocatalíticos y celdas fotovoltaicas, entre otras aplicaciones. Los mecanismos de operación de estos dispositivos están relacionados con la estructura electrónica superficial del material y su

conocimiento permite desarrollar y ampliar el campo de aplicación.

Existen diversos métodos de síntesis para obtener materiales nanométricos para utilizarlos en dispositivos de sensores de gas, como el sol-gel, hidrotérmico, alto vacío, combinaciones de éstos, entre otros. Algunos de estos métodos son tediosos y además requieren condiciones que demandan tiempo y energía.

Un método eficaz, versátil y de bajo costo para obtener el SnO₂ con propiedades y características idóneas y potenciales para ser utilizado en dispositivos sensores de gas es la síntesis sonoquímica [7-9].

El principio de la sonoquímica es el rompimiento de los enlaces químicos con la aplicación de ultrasonidos de alta energía usualmente entre 20 KHz y 1 MHz. El fenómeno físico responsable de los procesos químicos es la cavitación acústica, este fenómeno consiste en la formación de burbujas (de vapor y/o gas) en un medio líquido perturbado por ondas de ultrasonido, es una vaporización local del líquido, inducido por una reducción hidrostática de la

*Correspondencia autor: jsolis@ipen.gob.pe

presión [7,8]. La condición física fundamental para la aparición de la cavitación es que la presión en el punto de formación de estas burbujas caiga hasta la tensión de vapor del fluido en cuestión.

Para la formación de nanopartículas por sonoquímica, el evento fundamental que ocurre durante la síntesis, es la creación, crecimiento y colapso (implosión) de las burbujas en la solución.

El colapso cavitacional crea condiciones drásticas dentro del medio para un tiempo extremadamente corto: temperaturas y presiones alrededor de 5000 °C y 2000 atm dentro de la cavidad instantes antes de la implosión [7].

Los principales efectos sonoquímicos beneficiosos en comparación a otros métodos de síntesis son:

1. Disminución del tiempo de reacción y/o aumento del rendimiento.
2. Uso de condiciones menos forzosas, por ejemplo: reacciones a temperaturas relativamente bajas.
3. Disminución en el uso o evasión de catalizadores.
4. Mejora de la reactividad de los reactivos o catalizadores.
5. Generación de especies reactivas útiles, por ejemplo la producción de radicales OH^- que son muy reactivos.

A continuación se describe la obtención de nanocristales de SnO_2 mediante síntesis sonoquímica.

2. Experimental

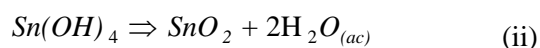
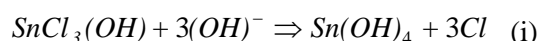
Los nanocristales de SnO_2 se obtuvieron mediante el siguiente mecanismo [10]:

Se preparó una solución acuosa 0.13M de $SnCl_4 \cdot 5(H_2O)$ (Aldrich Chemical Company, 98%); posteriormente, la solución fue irradiada a una temperatura constante de 65°C y un tiempo de 150 min (Cubeta Ultrasónica Branson 1510, 80W, frecuencia 40Khz).

La solución precursora se sonicó inicialmente durante 20 min para generar radicales OH^- [2,4] que puede favorecer la formación de especies del tipo $SnCl_3(OH)$, el pH de la solución antes de iniciar el proceso de sonicación se midió y fue de 0,89, este medio ácido se debe a los iones H^+ generados en la

solución. Posteriormente, se agregó lentamente NH_4OH (MERK, 25%) hasta obtener una solución lechosa, homogénea. El pH de la solución después del proceso de sonicación fue de 9,5. La cantidad de NH_4OH añadida fue 4,5 ml.

El efecto sonoquímico y la adición de NH_4OH potenció la formación de radicales OH^- , generando mayor concentración de especies $SnCl_3(OH)$, neutralizando los iones H^+ y posteriormente induciendo a la formación de SnO_2 , posiblemente mediante el siguiente mecanismo de reacción descrito por las ecuaciones (i) y (ii):



Después del proceso de sonicación la solución obtenida se centrifugó durante 30 min a una rapidez de 8500 rpm (Centrifugador Fisher Scientific - accuSpin™ 400). Posteriormente, el precipitado obtenido (SnO_2) se lavó varias veces con agua desionizada y finalmente se secó a una temperatura constante de 70 °C durante 24 h.

También se realizaron ensayos para períodos de tiempo de 80, 120 y 150 min bajo las mismas condiciones para evaluar la eficiencia del proceso en función del tiempo y la masa de Sn; es decir, la razón de la cantidad de Sn obtenida del producto SnO_2 entre la cantidad de Sn contenida en el precursor $SnCl_4 \cdot 5(H_2O)$.

Las nanopartículas de SnO_2 fueron caracterizadas utilizando un microscopio Electrónico de Transmisión (MET) Phillips EM 400 operando a 80 kV, un microscopio Electrónico de Barrido (MEB) Philips 505 y un difractor de rayos X marca Rigaku, modelo Miniflex equipado con cátodo de Cu.

3. Resultados y Discusión

3.1 Difracción de rayos X

En la Figura 1 se observa el difractograma obtenido para los nanocristales de SnO_2 .

El tamaño promedio de los nanocristales del SnO_2 se calculó mediante el software TOPAS ACADEMIC, obteniéndose nanocristales del

orden de 2 nm.

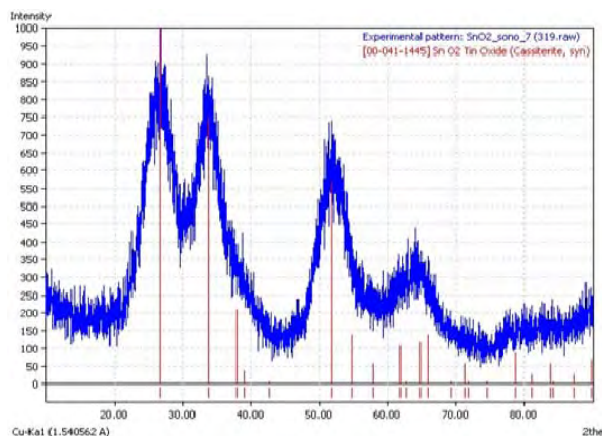


Figura 1. Patrón de difracción para los nanocristales de SnO₂.

3.2 Microscopía electrónica de transmisión y barrido

Las imágenes de las Figuras 2.a y b muestran los aglomeramientos y morfología de los nanocristales de SnO₂ obtenidas mediante microscopía electrónica de transmisión y barrido.

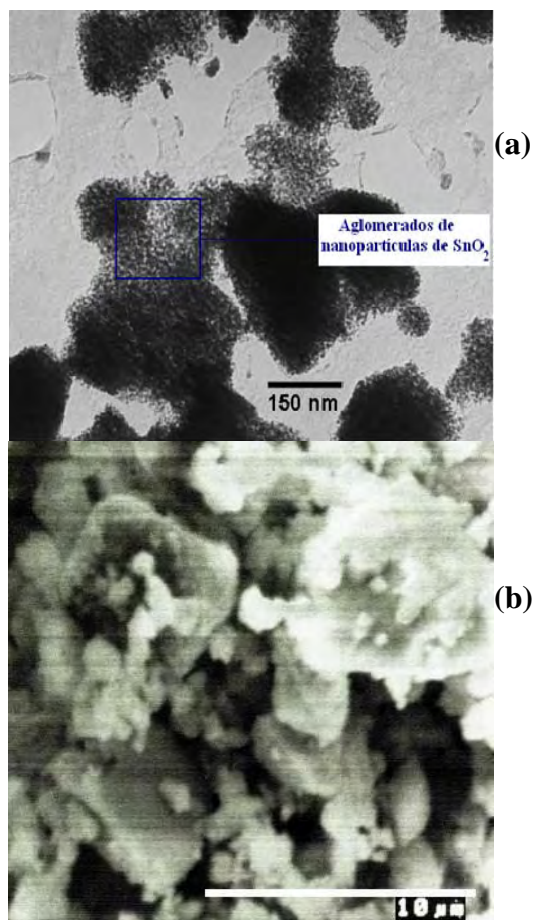


Figura 2. a) Aglomerados de los nanocristales de SnO₂, b) Morfología de los nanocristales.

3.3 Eficiencia del proceso

En la tabla 1 se muestra las eficiencias obtenidas mediante este método de síntesis para diferentes tiempos de sonicación, realizados bajo las mismas condiciones descritas en la sección 2.

Tabla 1. Eficiencias para el proceso de síntesis.

Muestra	Tiempo de sonicación (min)	Masa de Sn obtenida en el producto SnO ₂ : m ₂ (Sn)±0.0005...(g)	Masa de Sn contenida en el precursor SnCl ₄ .5(H ₂ O): m ₁ (Sn)±0.0005...(g)	Eficiencia m ₂ (Sn) / m ₁ (Sn)
1	80	0.1932	0.3843	(50.27±0.20)%
2	120	0.2731	0.3845	(71.03±0.22)%
3	150	0.3544	0.3843	(92.22±0.25)%

Los resultados obtenidos muestran que se logró un tamaño promedio de cristal muy pequeño para el SnO₂ mediante un método eficiente, versátil y que no requiere condiciones forzosas (con lo cual se ahorra tiempo y energía), que es la síntesis sonoquímica, en comparación a otros métodos para obtener nanopartículas con cristalitas del orden de 2 nm.

La Tabla 1 muestra que a mayor tiempo de sonicación la eficiencia aumenta, también se obtiene una óptima eficiencia del 92.2% para un tiempo de sonicación de 150 min.

Cabe resaltar que el método de síntesis sonoquímica es escalable industrialmente, dado que es un método eficiente y de bajo costo en comparación a otros métodos como el hidrotérmico, en el cual construir una planta de procesamiento de materiales demandaría altos costos.

4. Conclusiones

Mediante el método de síntesis sonoquímica se obtuvo nanocristales muy pequeños de SnO₂, del orden de 2 nm. La síntesis realizada muestra una eficiencia del 92.22% en la obtención de estos nanocristales.

5. Bibliografía

[1] Gleiter H. Nanocrystalline materials. Prog. Mater. Sci. 1989; 33:223-315.
 [2] Siegel RW. Cluster-assembled nanophase materials. Ann. Rev. Mater. Sci. 1991; 21: 559-578.

- [3] Xu C, Tamaki J, Zhang Z, Miura N, Yamazoe N. Grain-size effects on gas sensitivity of porous SnO₂-based elements. *Sens. Actuators B*. 1991; 3:147-155.
- [4] Solis JL, Saukko S, Kish LB, Granqvist CG, Lantto V. Nanocrystalline tungsten oxide thick-films with high sensitivity to H₂S at room temperature. *Sensors and Actuators B*. 2001; 77:316-321.
- [5] Solis JL, Saukko S, Kish L, Granqvist CG, Lantto V. Semiconductor gas sensors based on nanostructured tungsten oxide. *Thin Solid Films*. 2001; 391:255-260.
- [6] Wang HC, Li Y, Yang MJ. Fast response thin film SnO₂ gas sensors operating at room temperature. *Sensors and Actuators B*. 2006; 119:380-383.
- [7] Mason TJ, Lorimer JP. *Applied Sonochemistry: Uses of Power Ultrasound in Chemistry and Processing*. Weinheim: Wiley – VCH; 2002.
- [8] Suslick KS. Sonoluminescence and Sonochemistry. In: Meyers RA, editor. *Encyclopedia of Physical Science and Technology*. 3rd ed. San diego: Academic Press Inc., San Diego; 2001.
- [9] Suslick KS, Choe SB, Cichowlas AA, Grinstaff MW. Sonochemical synthesis of amorphous iron. *Nature*. 1991; 353:414.
- [10] Sedghi SM, Mortazavi Y, Khodadadi A, Sahraei OA, Naseh MV. Sonochemically prepared SnO₂ quantum dots as a selective and low temperature CO sensor. *International Journal of Chemical and Biomolecular Engineering*. 2009; 2(2):69-63.

Síntesis y caracterización de nanopartículas de peróxido de cinc (ZnO₂) obtenidas mediante la técnica de sol-gel

Roberto Colonia^{1,*}, Mónica Gómez, Kety León¹, José Solís^{1,2}

¹ Facultad de Ciencias, Universidad Nacional de Ingeniería. Av. Túpac Amaru 210, Rímac, Perú

² División de Materiales, Dirección de Investigación y Desarrollo, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470, San Borja, Perú

Resumen

Nanopartículas de peróxido de zinc (ZnO₂) fueron sintetizadas mediante la técnica de sol-gel, empleando acetato de zinc di-hidratado (Zn(CH₃COO)₂·2H₂O) y peróxido de hidrógeno (H₂O₂) al 30 % en un medio acuoso. Durante la síntesis, el sol fue expuesto a una determinada radiación (gamma o ultravioleta). Las nanopartículas de ZnO₂ obtenidas fueron caracterizadas estructuralmente mediante la técnica de difracción de rayos-X. Se estudió la dependencia de la absorbancia del sol con relación al tiempo de irradiación ultravioleta. Empleando la técnica de rociado pirolítico se depositaron películas delgadas de ZnO₂-ZnO utilizando el sol irradiado. La morfología de las películas fue estudiada mediante microscopia de fuerza atómica.

Abstract

Nanoparticles of zinc peroxide were synthesized by sol-gel technique using as precursors aqueous solutions of zinc acetate di-hydrate (Zn(CH₃COO)₂·2H₂O) and hydrogen peroxide (H₂O₂) at 30 %. During the synthesis the sol was exposed to a specific radiation (gamma or ultraviolet). The structure of the ZnO₂ nanoparticles was characterized by X-ray diffraction. The sol absorbance vs. the time of irradiation was studied for UV irradiated sols. Thin films of ZnO₂-ZnO were made using spray pyrolysis of the irradiated sols. The morphology of these films was studied by atomic force microscopy.

1. Introducción

El ZnO₂ es un polvo sin olor, de color blanco o amarillo claro, casi insoluble en agua y soluble en ácido. El ZnO₂ es un tipo de peróxido muy estable a temperatura ambiente y presión atmosférica, pero cuando llega a 150 °C empieza a descomponerse y generar oxígeno. Además el ZnO₂ es un material semiconductor con una energía de ancho de banda prohibida de 4.20 eV [1,2] y es ampliamente utilizado en la industria del caucho [3], procesamiento plástico [4], como oxidante para explosivos y mezclas pirotécnicas [5], en la industria cosmética y farmacéutica como un aditivo antiséptico en el tratamiento de las enfermedades de la piel [6]. También el ZnO₂ puede usarse en procesos de fotocatalisis [7,8] y como precursor para la preparación de ZnO [2,9,10]. También se han empleado radiación gamma [11] y ultravioleta [12] para la síntesis del ZnO₂.

La preparación de ZnO₂ es producida principalmente a partir de los siguientes reactivos: ZnO [13,14], Zn(OH)₂ [15], ZnEt₂

[16], Zn(NO₃)₂ [17], ZnCl₂ [18] o ZnCO₃ [15].

En el presente artículo reportamos la síntesis del nanopartículas de ZnO₂ mediante la técnica de sol-gel, empleando acetato de zinc di-hidratado (Zn(CH₃COO)₂·2H₂O) y peróxido de hidrógeno (H₂O₂) al 30% en un medio acuoso. Durante la síntesis, el sol fue expuesto a una determinada radiación gamma o ultravioleta.

2. Experimental

Para la síntesis de ZnO₂ por la técnica de sol-gel se emplearon 5 ml de H₂O₂ al 30% en 50 ml de H₂O destilada, luego en agitación, se agregó g de Zn(CH₃COO)₂·2H₂O. Se obtuvo un sol homogéneo y transparente que luego fue irradiado con radiación gamma o radiación ultravioleta.

Para someter el sol a irradiación gamma se empleó un irradiador Gammacell 220 Excel que emplea el radioisótopo ⁶⁰Co, utilizando una dosis de 25 kGy. Mientras que para

* Correspondencia autor: cosuroca@gmail.com

someter el sol a irradiación UV se empleó una lámpara Osram Ultra Vitalux de 300 W, mientras se mantenía el sol en agitación.

Las muestras luego de ser irradiadas fueron centrifugadas y el líquido sobrenadante fue descartado. De esta manera se realizaron varios lavados del material obtenido. Luego del último lavado el material fue secado a 70 °C durante 12 h.

3. Resultados y Discusión

El proceso de gelación durante la irradiación UV fue estudiado espectroscópicamente midiendo la absorbancia del sol versus el tiempo de iluminación. Para las medidas espectrofotométricas del gel UV-irradiado se empleó el espectrómetro UV-Vis Biochrom Libra S22.

La estructura cristalina del material sólido obtenido fue caracterizada por difracción de rayos-X, utilizando un difractómetro Rigaku Miniflex II Desktop operado con una fuente de radiación de CuK_α ($\lambda=0.15045$ nm) a 30 kV, 20 mA y con un paso de 3°/min.

3.1 Medidas espectrofotométricas del gel UV-irradiado

El sol en proceso de gelificación fue iluminado durante diferentes tiempos. La Figura 1 muestra las curvas de absorbancia para períodos de irradiación UV entre 0 y 2 h.

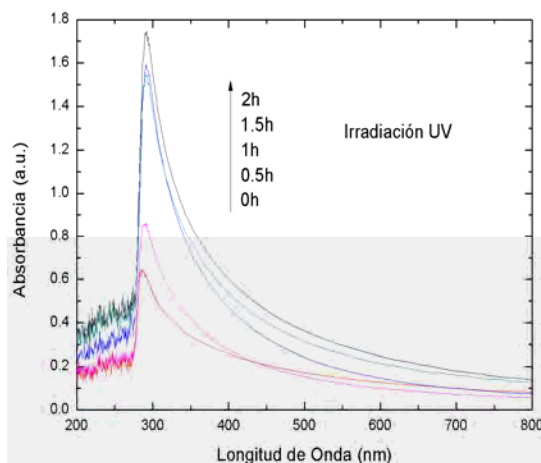


Figura 1. Espectro de absorbancia vs. tiempo de irradiación UV del gel.

Se puede observar un pico prominente a 300 nm. Es notorio cómo a medida que aumenta el tiempo de irradiación UV aumenta la absorbancia del gel, probablemente este efecto se encuentra relacionado con un

incremento en el proceso de gelación con la radiación UV.

3.2 Caracterización estructural del ZnO_2

La Figura 2 muestra el difractograma de las nanopartículas de ZnO_2 obtenidas luego de la irradiación gamma del sol. Como se puede observar todo el material corresponde al peróxido de zinc en fase cubica, el tamaño de grano medio calculado empleando la formula de Scherrer fue de 20 nm.

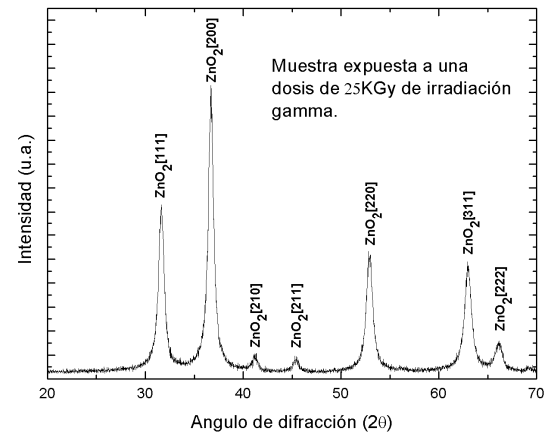


Figura 2. Difractograma de rayos X de nanopartículas de ZnO_2 obtenidas del sol irradiado a una dosis 25 KGy de irradiación gamma.

La Figura 3 muestra los difractogramas de las nanopartículas de ZnO_2 obtenidos para diferentes tiempos de irradiación UV del sol. Se puede observar que a mayor tiempo de irradiación se muestra un crecimiento en el tamaño de grano.

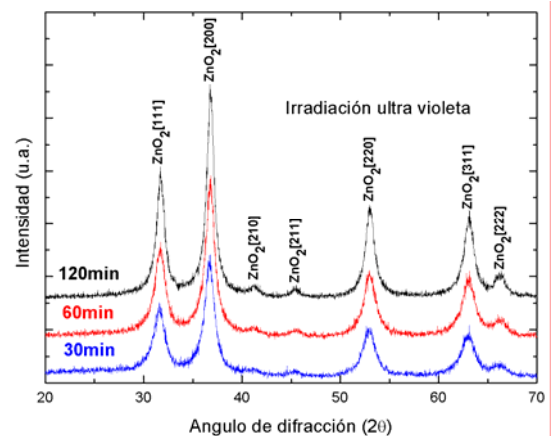


Figura 3. Difractogramas de rayos X de nanopartículas de ZnO_2 obtenidas para diferentes tiempos de irradiación UV del sol.

3.3 Películas Delgadas de ZnO-ZnO_2

El gel luego de la irradiación se empleó para la fabricación de películas delgadas. Los

recubrimientos delgados de $\text{ZnO}_2\text{-ZnO}$ fueron depositados empleando el método del rociado pirolítico utilizando un equipo descrito anteriormente [19]. Para la pulverización se usó como solución precursora el gel irradiado con una presión de aire de 20 kPa obteniendo películas delgadas sobre sustratos de vidrio.

Las películas de ZnO_2 obtenidas a partir del gel irradiado con gamma se pulverizaron durante 30 min manteniendo la temperatura del sustrato a 160 °C. Mientras que las películas de ZnO_2 a partir del gel irradiado con UV se pulverizaron por 1 h a 100 °C. Luego del depósito las películas fueron sometidas a un tratamiento térmico a 300 °C por 1 h. La Figura 4 muestra el difractograma de una película de ZnO obtenida de un gel gamma-irradiado a la que se le dio un tratamiento térmico a 300 °C. Se puede observar que solo está presente el ZnO en la fase hexagonal.

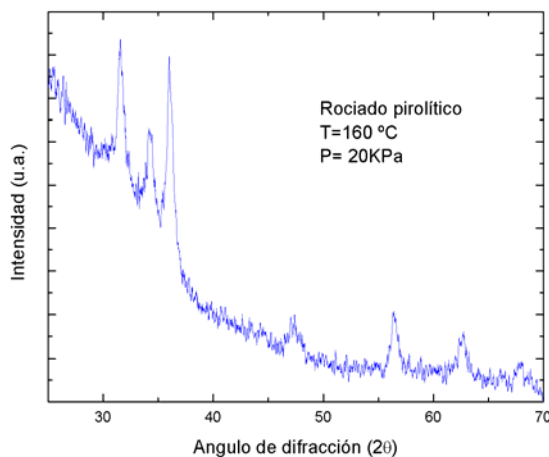


Figura 4. Espectro de difracción de rayos X, de la película de ZnO obtenida del un gel-gamma irradiado después de un tratamiento térmico a 300°C.

La Figura 5 muestra los difractogramas de las películas delgadas obtenidas a partir de un gel UV-irradiado. Luego del depósito se realizó un tratamiento térmico a 300 °C. Se puede observar cómo la película obtenida a 100 °C muestra la estructura cristalina del ZnO_2 , mientras que la tratada a 300 °C posee la estructura cristalina del ZnO. Este hecho concuerda con la descomposición térmica del ZnO_2 a temperaturas mayores a los 150 °C.

La morfología de las películas delgadas fue estudiada mediante microscopia de fuerza atómica (MFA). Las medidas fueron

realizadas empleando el instrumento Nanosurf EASY SCAN 2 AFM System con una punta de silicio. La Figura 6 muestra la imagen de MFA de una película delgada obtenida del gel gamma-irradiado, a la que se le sometió a un tratamiento térmico de 300 °C. La estructura superficial está conformada por canales protuberante que presentan un tamaño medio de 5 μm .

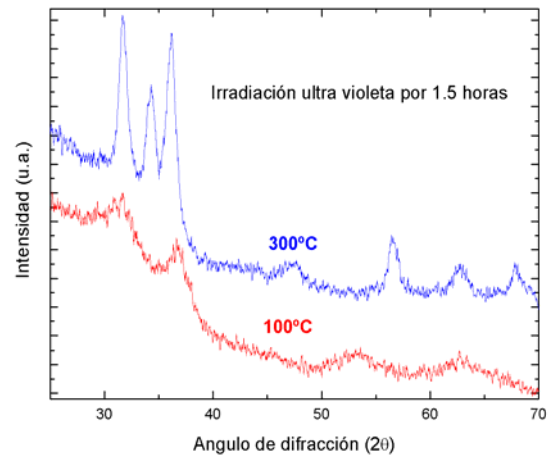


Figura 5. Películas de ZnO_2 y ZnO obtenidas de un gel UV-irradiado mediante la técnica de rociado pirolítico. Los tratamientos térmicos para cada película están indicados.

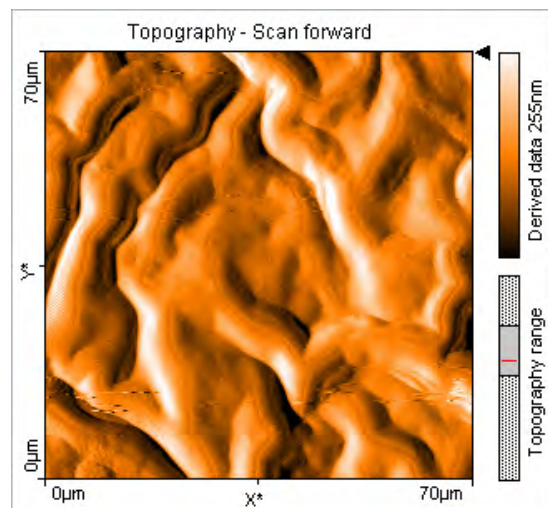


Figura 6. Microfotografía de fuerza atómica de la superficie de una película de ZnO obtenida del gel gamma-irradiado.

La Figura 7 muestra la imagen de MFA para una película delgada de ZnO_2 obtenida del gel UV-irradiado.

La micrografía muestra dominios circulares con diámetros de $\sim 5 \mu\text{m}$ que presentan aglomerados.

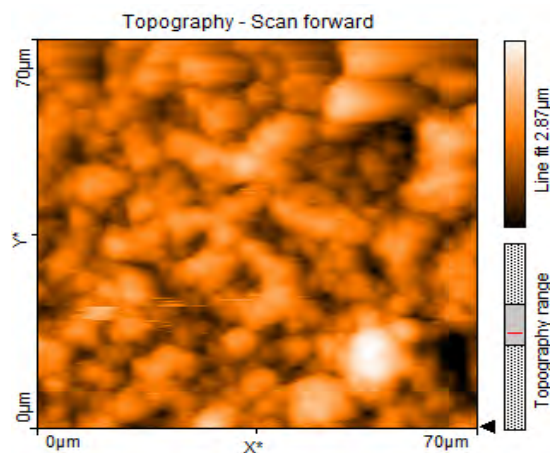


Figura 7. Microfotografía de fuerza atómica de la superficie de una película de ZnO₂ obtenida del gel UV-irradiado.

4. Conclusiones

Se sintetizó el ZnO₂ mediante la técnica de sol-gel y se irradió durante el proceso de gelación, con radiación gamma o radiación ultravioleta. Las nanopartículas de ZnO₂ obtenidas presentan tamaños de cristalito promedio de 20 nm. También se depositaron películas delgadas usando la técnica de rociado pirolítico empleando como solución fuente el gel irradiado. Se comprobó el proceso de descomposición del ZnO₂ a ZnO para temperaturas superiores a los 150 °C.

5. Agradecimiento

Deseamos agradecer al Ing. Javier Gago por las medidas de MFA realizadas.

6. Bibliografía

- [1] Chen W, Lu YH, Wang M, *et al.* Synthesis, thermal stability and properties of ZnO₂ nanoparticles. *J. Phys. Chem. C.* 2009; 113:1320–24.
- [2] Ortega-López M, Avila-García A, Albor-Aguilera ML. Improved efficiency of the chemical bath deposition method during growth of ZnO thin films. *Mater Res Bull.* 2003; 38:1241–8.
- [3] Ibarra L, Alzorri M. Vulcanization of carboxylated nitrile rubber(XNBR) by zinc peroxide. *Polym. Int.* 1999; 48:580–86.
- [4] Ohno S, Aburatani N, Ueda N. Foam products from a high-melting synthetic resin. DE Patent 2,914,058 (1980).
- [5] Hagel R, Redecker K, inventors. Use of zinc peroxide as an oxidizing agent for explosives and pyrotechnical mixtures. DE

Patent 2952069. 1981.

- [6] Meleney FL. Zinc peroxide in the treatment of microaerophilic and anaerobic infections. *Annals of Surg.* 1935; 101:997-1011.
- [7] Hsu C.C, Wu N.L. Synthesis and photocatalytic activity of ZnO/ZnO₂ composite. *J. Photochem. Photobio. A.* 2005; 172(3):269-74.
- [8] Wang PY, Gao QH, Xu JQ. Study of photocatalytic activity of nanosized zinc peroxide. *Fine Chemicals.* 2007; 24:436–9.
- [9] Uekawa N, Kajiwara J, Mochizuki N, *et al.* Synthesis of ZnO nanoparticles by decomposition of zinc peroxide. *Chem. Lett.* 2001; 7:606–07.
- [10] Uekawa N, Mochizuki N, Kajiwara J, *et al.* Nonstoichiometric properties of zinc oxide nanoparticles prepared by decomposition of zinc peroxide. *Phys. Chem. Chem. Phys.* 2003; 5:929–934.
- [11] Čuba V, Gbur T, Múčka V, *et al.* Properties of ZnO nanocrystals prepared by radiation method. *Radiation Physics and Chemistry.* 2010; 79(1):27-32.
- [12] Sun M, Hao W, Wang C, Wang T. A simple and green approach for preparation of ZnO₂ and ZnO under sunlight irradiation. *Chem. Phys. Lett.* 2007; 443:342-6.
- [13] Volova ED, Bychatina T. Preparation of zinc peroxide. *Zhurnal Prikladnoi Khimii (Sankt-Peterburg, Russian Federation).* 1945; 18:172–174.
- [14] Uchida F, Umemoto Y, Yazaki T, inventors. Preparation of zinc peroxide. JP Patent # 01290509. 1989.
- [15] Cogne G. Zinc peroxide. *Compt. Rend.* 1938; 206:1119–20.
- [16] Ebler E, Krause RL. Zinc peroxide (zinc moloxide, zinc peroxydate), and a general method for the preparation of peroxides. *Z. Anorg. Chem.* 1911; 71:150.
- [17] Vannerberg NG. Formation and structure of zinc peroxide. *Arkiv foer Kemi.* 1959; 14:119–24.
- [18] Boiko VF. Synthesis of zinc peroxide and the determination of its composition by the method of indifferent component. *Nauchnye Doklady Vyssei Shkoly Khimii i Khimicheskaya Tekhnologiya.* 1959; 1:57-61.
- [19] Comina G, Rodriguez J, Solis JL, Estrada W. In situ laser reflectometry measurements of pyrolytic ZnO film growth. *Measurement Science and Technology.* 2005; 16(3):685.

Síntesis Hidrotérmica del Estanato de Cinc (Zn_2SnO_4)

José Solís^{1,2,*}, Alexander Naupa²

¹ Dirección de Investigación y Desarrollo, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

² Facultad de Ciencias, Universidad Nacional de Ingeniería, Av. Tupac Amaru N° 210, Rimac, Perú

Resumen

Se sintetizó el estanato de cinc, Zn_2SnO_4 (ZTO) por el método hidrotérmico empleando una temperatura de 200 °C durante 16 h. El material obtenido fue caracterizado por difracción de rayos X (DRX) y microscopía electrónica de transmisión (MET). El tamaño de grano calculado empleando el software Topas Academic fue de 30 nm. La actividad fotocatalítica del ZTO fue evaluada estudiando la degradación del colorante anaranjado de metilo en solución acuosa bajo iluminación de luz ultravioleta. Los resultados muestran una degradación de aproximadamente 30 % luego de 60 min de tratamiento.

Abstract

Zinc stannate (ZTO) was synthesised hydrothermally at 200 °C for 16 h. The obtained material was characterized using X-ray diffraction (XRD) and transmission electron microscope (TEM). The main size of the crystallite size was 30 nm calculated using the software Topas Academic. The photocatalytic activity of this material was tested by measuring the decomposition of an aqueous solution of methyl orange under UV light illumination. The result shows a degradation of 30 % of the dye after 60 min of treatment.

1. Introducción

Recientemente el estanato de cinc Zn_2SnO_4 (ZTO) del sistema $ZnO-SnO_2$ ha atraído la atención de los investigadores debido a sus interesantes aplicaciones, como sensor de gas [1] celda solar [2], baterías [3], en particular tiene una probada actividad fotocatalítica para distintos tipos de contaminantes [4,5]. Los cristales de Zn_2SnO_4 pueden ser preparados por reacciones de estado sólido a temperaturas superiores a 1000 °C; sin embargo, se ha mostrado también que hay ciertas dificultades en su preparación por estos métodos, problemas como la coexistencia de SnO_2 a bajas temperaturas de reacción, las bajas tasas de reacción inclusive a 1000 °C o 1300 °C, la evaporación de parte de ZnO entre otros [6].

La síntesis hidrotérmica en cambio provee un excelente método para preparar óxidos cerámicos a bajas temperaturas en comparación con las convencionales reacciones en estado sólido [7-9] y sin la necesidad de pasos intermedios para su obtención.

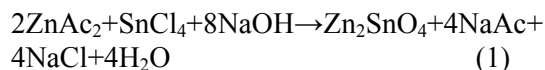
En este trabajo se presenta la síntesis hidrotérmica del ZTO y el estudio de la fotodegradación usando UV de soluciones acuosas de anaranjado de metilo.

2. Experimental

La síntesis del ZTO se realizó por el método hidrotérmico empleando soluciones acuosas de acetato de cinc, $Zn(CH_3COO)_2 \cdot 2H_2O$ (0.30M) y tetracloruro de estaño, $SnCl_4 \cdot 5H_2O$ (0.15M). Cantidades iguales de ambas soluciones se mezclaron en agitación y se agregó gota a gota una solución acuosa de NaOH de una determinada concentración. La mezcla en la autoclave se llevó a la temperatura de 200 °C durante 16 h. Para el tratamiento térmico se utilizó un horno tubular F21100 Barnstead International.

El polvo obtenido fue lavado, repetidas veces, con agua destilada y secado a 90 °C durante 1 h.

La obtención del ZTO a partir del acetato de cinc y tetracloruro de estaño debe proceder mediante la siguiente reacción:



Donde se observa que la proporción estequiométrica de los reactantes: acetato de cinc, tetracloruro de estaño e hidróxido están en la relación 2:1:8, respectivamente.

* Correspondencia autor: jsolis@ipen.gob.pe

Para estudiar la influencia del NaOH en la reacción química se modificó la relación de los reactantes empleando diferentes concentraciones de NaOH tal como se muestra en la Tabla 1.

Tabla 1. Proporción de los reactantes $ZnAc_2/SnCl_4/NaOH$ empleados en el proceso hidrotérmico según la concentración del NaOH utilizado.

Muestra	Proporción molar de los reactantes	
	$ZnAc_2/SnCl_4/NaOH$	NaOH (M)
a	2:1:4	0,6
b	2:1:6	0,9
c	2:1:8	1,2
d	2:1:10	1,5
e	2:1:14	2,7

3. Resultados y Discusión

La caracterización estructural de las nanopartículas obtenidas se realizó empleando difracción de rayos X. Además se estudió la dependencia estructural de los nanopulvos de los sistemas $ZnO/ZTO/SnO_2$ con relación a la concentración de NaOH en la solución hidrotérmica.

El ZTO fue estudiado morfológica y estructuralmente mediante microscopía electrónica de transmisión.

La propiedad fotocatalítica del ZTO fue evaluada midiendo la absorbancia del colorante con relación al tiempo de iluminación.

3.1 Influencia del NaOH en la estructura cristalina

El estudio estructural de los polvos de los sistemas $ZnO/ZTO/SnO_2$ fue realizado empleando un difractómetro de rayos X Rigaku Miniflex II operado con radiación ($\lambda=0.15045nm$) a 30kV, 20mA y escaneando a 3°/min. El tamaño medio de los nanocristales se calculó empleando el método Scherrer.

La Figura 1 muestra los difractogramas de las nanopartículas preparadas con distintas concentraciones de NaOH, como se indica en la Tabla 1.

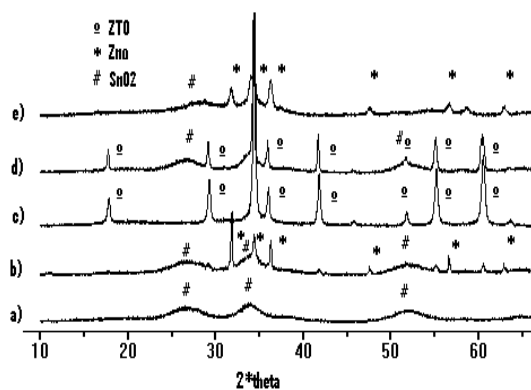


Figura 1. Patrones de difracción de los polvos obtenidos hidrotérmicamente a 200 °C por 16 h a partir de acetato de zinc y tetracloruro de estaño en medios con distintas concentraciones de NaOH. 0,60M (a), 0,9M (b), 1,20M (c), 1,5M (d) y 2,7 M (e).

Picos de difracción pertenecientes a la casiterita SnO_2 (Figura 1a) se observaron para la muestra obtenida para la proporción molar de los reactantes $ZnAc_2/SnCl_4/NaOH$ igual a 2:1:4 que corresponde a la menor cantidad de NaOH empleada. Se puede observar que los picos de difracción de esta fase son muy anchos y se debe a que el tamaño de cristalito del SnO_2 es aproximadamente 3 nm. Modificando la proporción molar de los reactantes a 2:1:6 se observan que además de los picos de SnO_2 aparecen picos pertenecientes al ZnO (Figura 1b). La fase de SnO_2 tiene un tamaño de cristalito de 3 nm mientras que la fase ZnO es 170 nm.

Solo se obtiene una fase pura de Zn_2SnO_4 (Figura 1c) cuando la relación de los reactantes es estequiométricamente correcta (2:1:8) según la Ec. 1 presentada en la sección experimental. El tamaño del cristalito del ZTO es de 30 nm. Al agregar un exceso de NaOH (2:1:10) se presenta una mezcla de SnO_2 (5 nm) y Zn_2SnO_4 (180 nm) (Figura 1d). Empleando un mayor exceso de NaOH (2:1:14) se observa solo picos de difracción correspondientes al ZnO y SnO_2 , tal como se observa en la Figura 1e.

3.2 Microscopía Electrónica de Transmisión

La caracterización estructural y morfológica de las nanopartículas de ZTO fueron estudiadas empleando microscopía electrónica de transmisión para lo cual se utilizó el microscopio de transmisión Phillips EM 400 operando a 80 kV.

La Figura 2 muestra la micrografía de una muestra obtenida para una proporción de reactantes $ZnAc_2/SnCl_4/NaOH$ igual a 2:1:4. Se puede observar conglomerados de partículas con formas esféricas.

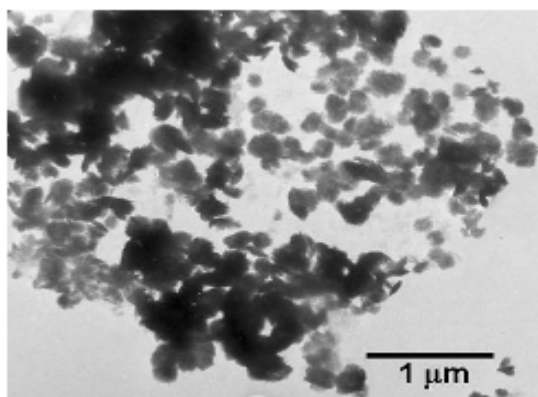


Figura 2. Micrografías del microscopio electrónico de transmisión de nanopartículas de ZTO.

3.3 Caracterización fotocatalítica del ZTO

La actividad fotocatalítica del ZTO fue evaluada midiendo la degradación del colorante anaranjado de metilo en una solución acuosa. Los experimentos se llevaron a cabo en un sistema como el mostrado en la Figura 3, compuesto por una lámpara de mercurio a baja presión que proporciona radiación, la cual se ubica ~50 cm sobre un recipiente de boro silicato donde se encuentra la solución conteniendo 40 ml de una concentración de 10 ppm de colorante anaranjado de metilo al cual se le agrega 40 mg (1g/L) de partículas de ZTO bajo agitación magnética.

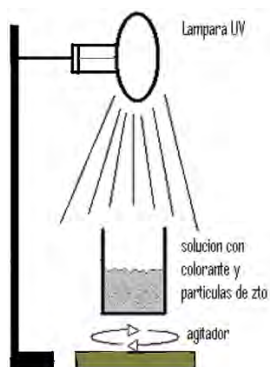


Figura 3. Esquema de sistema experimental utilizado para evaluación de la actividad fotocatalítica de las nanopartículas de ZTO.

Para evaluar la cantidad de colorante degradado se empleó el método

espectrofotométrico utilizando un espectrofotómetro BioChrom Libra S22. Las medidas se realizaron tomando alícuotas de la solución cada 20 min. Luego la solución fue centrifugada para retirar las nanopartículas de ZTO. Seguidamente se midió la absorbancia de la solución sobrenadante. El porcentaje de colorante degradado se determinó por la relación:

$$\%D = (A_{\text{inicial}} - A) / A_{\text{inicial}} \times 100\%$$

donde A_{inicial} representa la absorbancia inicial y A la absorbancia medida para la muestra en análisis.

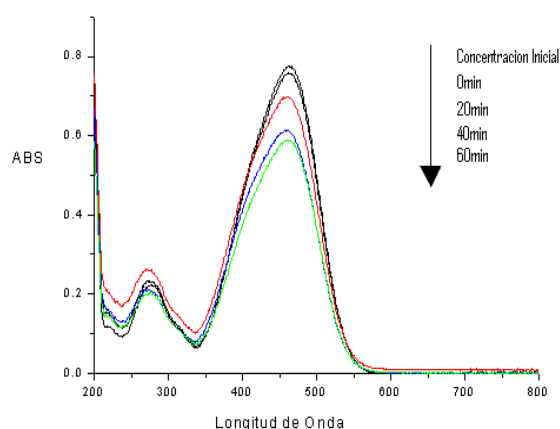


Figura 4. Curvas de absorción espectrofotométrica para soluciones acuosas de anaranjado de metilo sometidas a fotodegradación con nanopartículas de ZTO y radiación UV.

La absorbancia de la solución de anaranjado de metilo disminuye en función del tiempo de irradiación (Figura 4). El ZTO sintetizado posee la propiedad fotocatalítica, logrando degradar cerca del 30% del colorante anaranjado de metilo en 1 h de irradiación UV.

4. Conclusiones

Nanopartículas de Zn_2SnO_4 fueron sintetizadas hidrotérmicamente empleando una proporción molar de los reactantes $ZnAc_2/SnCl_4/NaOH$ igual a 2:1:8. Su caracterización morfológica y estructural muestran que el tamaño de estas nanopartículas es de ~ 30 nm.

Se estudió la dependencia de la concentración de NaOH durante el proceso hidrotérmico, con relación a la estructura cristalina de las nanopartículas obtenidas. Se observó que concentraciones bajas de NaOH se obtiene solo el sistema SnO_2 , mientras que para un

gran exceso de NaOH se produce solo ZnO, pasando por la mezcla de ambos óxidos.

Durante la aplicación del material ZTO para la fotocatalisis se observó que este material posee propiedad fotocatalítica, logrando degradar cerca del 30% del colorante anaranjado de metilo en 1 h de irradiación UV.

5. Agradecimiento

Deseamos agradecer al Dr. A. López por las imágenes de MET.

6. Bibliografía

- [1] Yamada Y, Seno Y, Masuoka Y, Yamashita K. Nitrogen oxides sensing characteristics of Zn_2SnO_4 thin film. *Sensors and Actuators B*. 1998; 49:248.
- [2] Tan B, Toman E, Li Y, and Wu Y. Zinc Stannate (Zn_2SnO_4) Dye-Sensitized Solar Cells. *J. Am. Chem. Soc.* 2007; 129:4162.
- [3] Zhu XJ, Geng LM, Zhang FQ, Liu YX, Cheng LB. Synthesis and performance of Zn_2SnO_4 as anode materials for lithium ion batteries by hydrothermal method. *J. of Power Sources*. 2009; 189:828.
- [4] Firooz AA, Mahjoub AR, Khodadadi AA, Movahedi M. High photocatalytic activity of Zn_2SnO_4 among various nanostructures of $Zn_{2x}Sn_{1-x}O_2$ prepared by a hydrothermal method. *Chemical Engineering Journal*. 2010; 165:735.
- [5] Lin Y, Lin S, Luo M, Liu J. Enhanced visible light photocatalytic activity of Zn_2SnO_4 via sulfur anion-doping. *Materials Letters*. 2009; 63:1169.
- [6] Wang JX, Xie SS, Yuan HJ, Yan XQ, Liu DF, Gao Y, Zhou ZP, Song L, Liu LF, Zhao XW, Dou XY, Zhou WY, Wang G. Synthesis, structure, and photoluminescence of Zn_2SnO_4 single-crystal nanobelts and nanorings. *Solid State Commun.* 2004; 131: 435.
- [7] Fang J, Huang A, Zhu P, Xu N, Xie J, Chi J, Feng S, Xu R, Wu M. Hydrothermal preparation and characterization of Zn_2SnO_4 particles. *Materials Research Bulletin*. 2001; 36:1391.
- [8] Fu X, Wang X, Long J, Ding Z, Yan T, Zhang G, Zhang Z, Lin H, Fu X. Hydrothermal synthesis, characterization, and photocatalytic properties of Zn_2SnO_4 . *Journal of Solid State Chemistry*, 2009; 182:517.
- [9] Lou X, Jia X, Xu J, Liu S, Gao Q. Hydrothermal synthesis, characterization and photocatalytic properties of Zn_2SnO_4 nanocrystal. *Materials Science and Engineering A*. 2006; 432:221.

III. Ingeniería Nuclear

Tiempo de retardo en las paradas de emergencia del reactor nuclear RP-10

Rolando Arrieta*, Agustín Urcia, Dionisio Canaza, Arturo Ramón, Edgard Ovalle,
Emilio Veramendi, Alberto Salazar

Departamento de Operación de Reactores, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Avenida Canadá
1470, Lima 41, Perú

Resumen

En una parada de emergencia, al tiempo de caída libre de las barras de seguridad, se suma el tiempo de respuesta de la instrumentación asociada y del propio conjunto de izaje electromagnético, este último denominado "Tiempo de retardo". El presente trabajo trata de la medición del tiempo de retardo para la iniciación de una acción de parada de seguridad y la determinación de la corriente de trabajo de los electroimanes en cumplimiento a lo exigido por las especificaciones técnicas del reactor RP-10.

Abstract

In an emergency shutdown, at free-fall time of the rods adds up response time and associated instrumentation own set of electromagnetic lifting, the latter is called "Delay Time". This paper comes to measuring the time delay for the initiation of a safety stop action, and determination of the working current of the electromagnets in compliance with the technical specifications required by the RP-10 reactor.

1. Introducción

En un reactor nuclear se construyen sistemas de seguridad [1] que "ordenan" acciones de protección automática, para evitar que cualquier variable del proceso (de producción de neutrones) pueda exceder los límites de seguridad exigidos en las especificaciones técnicas [2], siendo el sistema de control y extinción de particular importancia.

En el reactor RP-10 el control y extinción son realizados por cinco barras que absorben neutrones [3], tres de ellas cumplen funciones de seguridad y las dos restantes son para el control. Cada barra está asociada a su respectivo mecanismo de izaje por medio de un embrague y acople electromagnético a un motor paso a paso [4]. A una señal de la lógica de seguridad, cuando se produce algún evento fuera de los límites y condiciones operacionales, los acoples de las cinco barras se desenergizan y caen por gravedad dando lugar a una parada de emergencia.

La actuación oportuna del sistema de extinción del reactor RP-10, es garantía para la no ocurrencia de daños al núcleo imposibilitando así el deterioro de los elementos combustibles [5], especialmente en accidentes por inserción brusca de reactividad [6].

El sistema de accionamiento automático está basado en las leyes del electromagnetismo [7] aplicados al esquema del presentado en la figura 1.

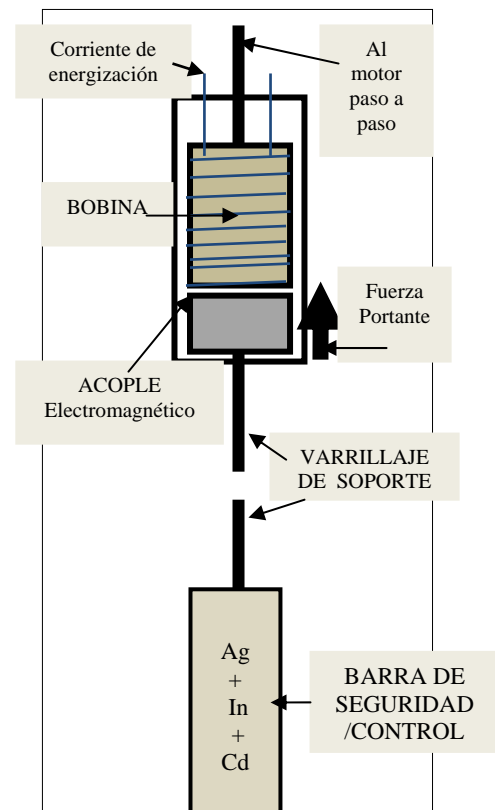


Figura 1. Esquema de funcionamiento del sistema de izaje de una barra de control.

* Correspondencia autor: rarieta@ipen.gob.pe

La fuerza portante [8] está regida por:

$$F = \frac{B^2 A}{2\mu_0} \quad y \quad B = \frac{\mu NI}{L} \Rightarrow F = \frac{\mu N^2 I^2 A}{2L^2}$$

Donde:

- F es la fuerza en Newton
- B es el campo magnético en tesla
- A - área de las caras de los polos en m^2
- μ es la permeabilidad magnética
- N es el número de vueltas del cable en torno al electroimán
- I es la corriente en amperios
- L es la longitud del circuito magnético

Para el electroimán dado y un tiempo determinado, se tiene:

$$F = K_1 * (I^2) \quad y \quad T_r = K_2 * (I)$$

De lo que se deduce para el “RP-10”:

La Fuerza portante varía con el cuadrado de la corriente de energización y el tiempo de retardo es función lineal de dicha corriente.

La actuación de este mecanismo está asociado al funcionamiento de los relés del sistema actuador (Figura 2).

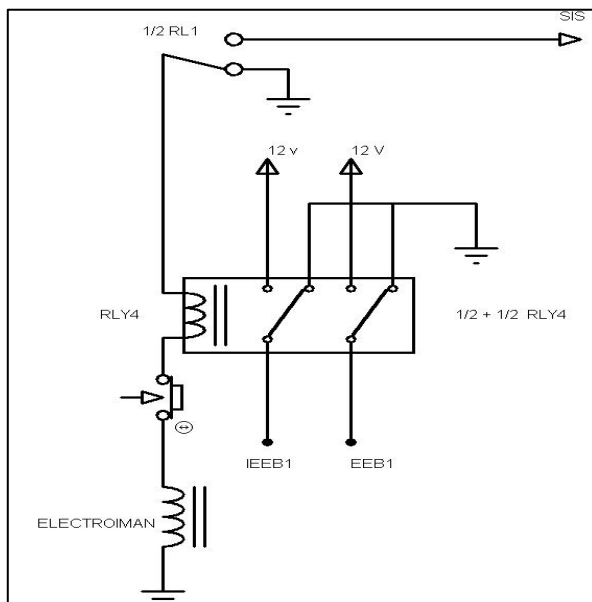


Figura 2. Esquema de sistema actuador de electroimán [9].

El tiempo de retardo es el intervalo que se produce entre la detección y la “orden” de acción, debido principalmente al proceso de magnetización variable de un material ferromagnético [10] conocido como histéresis, que tiene como fenómeno principal el retraso de la desaparición de la inducción

magnética (B) cuando la intensidad de campo magnético (H) junto a la corriente de energización se haga cero.

Por otro lado, uno de los eventos iniciantes de un accidente por inserción brusca de reactividad es el arrastre de un elemento combustible de control y su posterior caída [11,12]. Con la finalidad de mejorar la eficacia de una parada de emergencia, además de evitar el arrastre de un elemento combustible y asegurar la fuerza necesaria para que una barra no caiga, es necesario realizar ensayos que nos permitan medir, controlar y optimizar este tiempo de retardo sin perjuicio de la disponibilidad de la planta con un procedimiento estricto [13].

2. Desarrollo experimental

2.1 Materiales y equipos

- Osciloscopio Tektronix (digital) TDS 420 A [14], configurado en modo “Eventos”. Ancho de banda: 200 MHz. Número de canales: 04 Resolución Vertical: 11 Bits como promedio. Sensibilidad vertical: 01 mV – 10 V /div. Precisión: ± 1.5 %. Tasa de muestreo: 100 ms/ en todos los canales.

-Impresora compatible con el osciloscopio,

2.2 Metodología

Para la medición del tiempo retardo durante la iniciación de una parada de emergencia, por las magnitudes involucradas, se realiza el seguimiento y grabación de dos señales en el osciloscopio:

- Señal de evento iniciante elegido y
- Señal de desenergización de los electroimanes de las barras de seguridad (señal EEi).

2.3 Procedimiento

Instalar el Osciloscopio Tetronix TDS 420 A con la configuración en modo “Eventos”, usando CH2 para la señal de Scram y CH1 para la señal de LAi1Y4 [15] para cada barra de control/seguridad.

Predeterminar en el osciloscopio el modo de Auto Set para verificar que se encuentren las señales en:

CH1 = LAi1Y4, y

CH2 = EEi.

Seleccionar Trigger Menu (Menú de disparos) en modo Hold Off y poner en automático el disparo con Untrigid – Roll. Trigger–Menu, Modo Hold Off, Normal (Trigid – Roll), seleccionar Source CH1 y finalmente Clear Menu.

En la parte inferior de la pantalla debe aparecer:

CH1 10V - CH2 10V -M 100ms - CH1 0V

Fijar los parámetros de voltaje para cada canal y tiempo de barrido horizontal, si fuera necesario, para cumplir lo anterior.

Para el flanco de disparo:

Seleccionar canal 1: CH1.

Trigger Menu.

Slope: seleccionar flanco de bajada.

Poner el reactor en condición de operación rutinaria, modo IV [16].

Elegir la barra a ser ensayada y con la señal de energización EE repuesta.

Colocar en espera el osciloscopio mediante Shift, Single Trig (pre Trigger), aparecen en pantalla los dos canales en un barrido horizontal a media escala. Se fijará una señal para el evento iniciante y, como fin de la acción, la señal de desenergización de los electroimanes (EEi).

Disparar el evento iniciante ensayado (señal LA1Y4), como consecuencia de ello la señal de energización (EEi) se desconecta, en este intervalo de tiempo se debe realizar la medición. Observar proceso en pantalla de osciloscopio.

La experiencia se repetirá variando la corriente de energización para cada barra, con estos datos se obtendrá la curva tiempo de Retardo versus Corriente de Energización.

Instalar la impresora en el puerto de salida del osciloscopio, para imprimir los gráficos obtenidos en cada barra ensayada.

2.4 Experimental

Fijación de los parámetros

Se elige la señal con la que se va a trabajar: LA1Y4 [15] en lógica 2/3 (ordenará acción si se “disparan” dos de tres señales). Mantener disparada la señal LA31Y4 en el canal de arranque 3 de la instrumentación

nuclear, fijando un valor arbitrario para tal fin.

Disparar manualmente la señal LA21Y4 desde el comparador de canal de arranque 2 de la instrumentación nuclear y verificar la aparición de la señal EEi desenergizado (este evento queda grabado en pantalla del osciloscopio). Se imprime el resultado.

3. Resultados y Discusión

Para la obtención de resultados se tuvo que realizar los siguientes pasos:

3.1 Buscar corriente de izaje que pueda subir a la barra con todo y varillaje.

3.2 Acotar límite superior de fuerza portante para que no arrastre al elemento de control.

3.3 A partir de 3.1 medimos las corrientes de energización y sus respectivos tiempos de retardo hasta llegar a 3.2.

3.3 Graficamos la relación anterior para las cinco barras de control / seguridad.

Obtuvimos resultados para todas las barras involucradas. En el presente informe por razones de espacio, presentamos solo el correspondiente a la barra de seguridad 1 (BS1) (Tabla 1). Los valores de la variación del tiempo de retardo en función de la corriente de energización, su curva correspondiente (para ver la linealidad) se presenta en la Figura 3 y el resultado de uno de los tiempos de retardo medido (con la corriente óptima) que nos presenta el osciloscopio en la Figura 4.

Tabla 1. Valores medidos de corriente de energización y tiempo de retardo para BS1.

<i>I de energización (mA)</i>	<i>t de retardo (ms)</i>
37,0	50
39,0	56
43,0	76
44,5	84
46,0	92
48,0	104
50,0	120
52,0	128

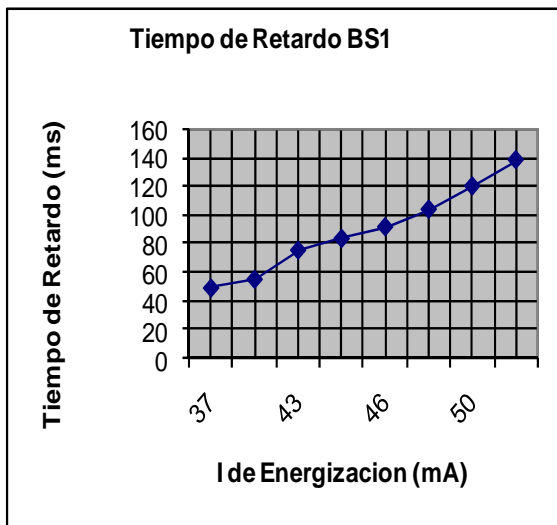


Figura 3. Curva de corriente energización vs. Tiempo de retardo de BS1.

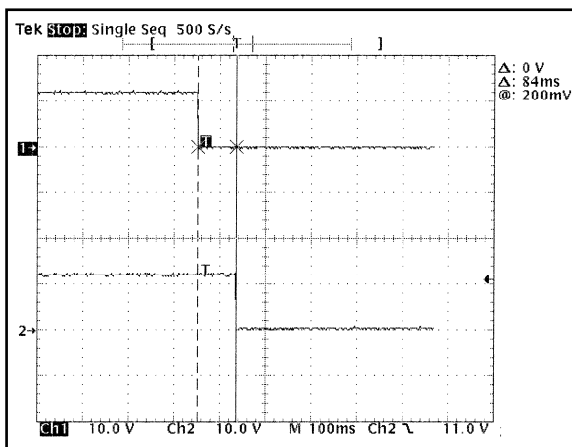


Figura 4. Tiempo de retardo medido en el osciloscopio para BS1 (con la corriente elegida).

Estos ensayos se realizaron para las cinco barras de seguridad / control y los resultados obtenidos nos indican claramente que por efecto electromagnético, existe un valor de corriente óptimo (Corriente de trabajo) que hace el menor tiempo de retardo posible a la vez que brinda al electroimán la fuerza necesaria para izar el mecanismo de barras hasta un valor tal que impida arrastrar el elemento de control. Este valor es el adecuado para el mecanismo de la barra en estudio.

Las corrientes de trabajo obtenidas y sus correspondientes tiempos de retardo para las barras de control y seguridad del RP-10 se muestran en Tabla 2.

Tabla 2. Corrientes de energización y sus tiempos de retardo para las cinco barras del RP-10.

Mecanismo de barra	Corriente de energización (mA)	Tiempo de Retardo (ms)*
BS1	44.5	84 ± 2
BS2	41.0	92 ± 2
BS3	40.0	88 ± 2
BC1	39.0	80 ± 2
BC2	40.0	88 ± 2

4. Conclusiones

Con los tiempos de “retardo” medidos se tiene garantía para que la caída de barras introduzca gran cantidad de reactividad negativa garantizando la subcriticidad del RP-10 ante eventos que escapen de los límites y condiciones operacionales fijados.

Según el procedimiento detallado con las corrientes de trabajo establecidos obtenemos tiempos de retardo entre 84 y 92 milisegundos (ms). Estos valores en tiempo son una solución de compromiso entre la fuerza que genera la corriente de energización para el izaje de la barra y el mínimo tiempo de retardo, esto garantiza que la fuerza portante no podrá arrastrar el elemento combustible de control, evitando así incidentes operacionales.

Los valores obtenidos cumplen holgadamente con lo exigido en el Informe de Seguridad del RP-10 [1] que señala “El tiempo de retardo” para la iniciación de una situación de emergencia, en el circuito de parada de emergencia para liberar las barras que cumplen la función de seguridad, no deberá exceder los 120 milisegundos.

No obstante el diseño del núcleo del RP-10 contempla mecanismos intrínsecos de seguridad, vía coeficientes de realimentación negativos que inicialmente protegen al reactor, son la caída de barras (SCRAM) las que extinguen al reactor y cuanto menos sea el tiempo de retardo es mucho mejor; por lo

tanto, se debe vigilar y ensayar este parámetro para cumplir siempre con los límites y condiciones operacionales.

5. Agradecimientos

A los profesionales y técnicos del grupo de operación y mantenimiento del reactor RP-10 por su valiosa colaboración en la realización del presente trabajo.

6. Bibliografía

- [1] Glasstone S, Sesonske A. Ingeniería de reactores nucleares. Barcelona: Ed. Reverté; 1975.
- [2] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Informe de seguridad del RP-10. Capítulo XX Límites y condiciones operacionales. Dirección de Producción. Lima: IPEN; Octubre 2008. [Informe interno].
- [3] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Informe de seguridad del RP-10. Capítulo V El reactor. Dirección de Producción. Lima: IPEN; Octubre 2008. [Informe interno].
- [4] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Informe de seguridad del RP-10. Capítulo X Sistemas Auxiliares. Dirección de Producción. Lima: IPEN; Octubre 2008. [Informe interno].
- [5] Gallardo A. Análisis de seguridad para el accidente de inserción de reactividad en el núcleo 28 del reactor RP-10. Instituto Peruano de Energía Nuclear. Informe Científico Tecnológico 2006. Lima: IPEN; 2007. p. 125-128.
- [6] García P, *et al.* Tecnologías energéticas e impacto ambiental. Madrid: Ed. McGraw-Hill; 2001.
- [7] Kuznetzov M. Fundamentos de electrotecnia. Moscú: Ed. MIR; 1972.
- [8] Feynman RP, Leighton RB, Sands M. Lecturas de Física. Vol. 2. Electromagnetismo y Materia. 4ª ed. Madrid: Addison Wesley-Iberoamericana; 2000.
- [9] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Manual: Módulo de energización de electroimanes, modelo CNEA 531. 1992. [Informe interno].
- [10] Fitzgerald AE, Kingsley C, Umans SD. Maquinas eléctricas. México: McGraw-Hill; 2004.
- [11] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Informe de seguridad del RP-10. Capítulo XVI Análisis de accidentes. Dirección de Producción. Lima: IPEN; Octubre 2008. [Informe interno].
- [12] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Secretaria Técnica de la Autoridad Nacional. Comité asesor técnico especializado para el licenciamiento del RP-10. Lima: IPEN; Agosto 1989. [Informe interno].
- [13] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Operación y Mantenimiento RP-10. Reporte Técnico 06/2000. Lima: IPEN. Julio 2000. [Informe interno].
- [14] Tektronix Test and Measurement. Digitizing Oscilloscopes Service. Instruction TDS 420A. 1992. Disponible en: <http://www2.tek.com/cmswpt/madetails.lotr?ct=MA&cs=msv&ci=11023&lc=EN>
- [15] Instituto Peruano de Energía Nuclear, Comisión de Energía Atómica de Argentina. Manual de disposición de borneras de sala de control RP-10. Lima: IPEN-CNEA. Agosto 1988. [Informe interno].
- [16] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Informe de Seguridad del RP-10. Capítulo VI Sistema de refrigeración y sistemas conexos. Dirección de Producción. Lima: IPEN; Octubre 2008. [Informe interno].

Evaluación de la tasa de fuga del sistema de contención del reactor nuclear RP-10

Rolando Arrieta*, Roberto Giol, Agustín Urcia, Alberto Salazar, José Félix, Dionisio Canaza, Emilio Veramendi, Edgard Ovalle, Luis Zapata, Fernando Ramos, Mariano Vela

Instituto Peruano de Energía Nuclear /Departamento de Operación de Reactores
Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

Resumen

Se presentan los resultados experimentales de la evaluación para la tasa de fuga de la contención del edificio del reactor nuclear RP-10, bajo condiciones normales de trabajo (luego de una salida abrupta del sistema de ventilación) y en una situación accidental. Los valores encontrados para ambas condiciones son de $54,12 \pm 4,16$ % de volúmenes diarios y de $49,99 \pm 3,83$ % de volúmenes diarios, respectivamente. Debe especificarse la tasa de fuga de la atmósfera confinada por el sistema de contención a la presión de diseño, teniendo en cuenta todas las penetraciones. Esta tasa de fuga debe ser verificable a la presión de diseño durante las pruebas preliminares y a intervalos periódicos durante la vida útil del reactor. En este último caso, la tasa de fuga deberá ser estimada ya sea con pruebas a la presión de diseño o a presión reducida.

Abstract

We present experimental results of the evaluation for the rate of leakage of reactor containment building of nuclear RP-10, under normal working conditions (after an abrupt departure from the ventilation system) and an accidental situation. The values for these conditions are: $54,12 \pm 4,16$ % of daily volumes and $49,99 \pm 3,83$ % of daily volumes, respectively. You must specify the rate of leakage from the confined atmosphere of the containment system design pressure, taking into account all penetrations. The leakage rate must be verifiable to the design pressure during preliminary testing and at periodic intervals during the reactor lifetime. In the latter case, the leak rate must be estimated with either test the design pressure or reduced pressure.

1. Introducción

Los sistemas de seguridad de los reactores nucleares [1] como el reactor RP-10 deben evaluarse periódicamente con el fin de garantizar su adecuado funcionamiento. El RP-10 cuenta, entre los sistemas previstos en su diseño [2], con un sistema de confinamiento que se divide en: un sistema de contención y un sistema de remoción de productos de fisión.

El sistema de contención esta compuesto por el edificio del reactor y las persianas de las válvulas de aislamiento. A su vez, el edificio del reactor está formado por una estructura (antisísmica) que posee puertas y pasamuros con características especiales que permiten tener una depresión variable hasta 20 mm ca. Las puertas poseen burletes a base de neopreno con un perfil de cierre especial.

Las puertas tipo exclusiva, de acceso normal al recinto del reactor, están comandadas

mediante una lógica que impide la apertura simultánea de ambas puertas. Los pasamuros están diseñados de tal manera que permiten conservar la hermeticidad del recinto [3].

El edificio del reactor cumple funciones de contención, blindaje biológico y estructural, por lo que bajo ninguna circunstancia la tasa de fuga debe ser mayor al 100% por día [4]. La función principal de este sistema es aislar del medioambiente la contaminación radioactiva eventualmente generada en una situación accidental.

En caso de accidente con emisión de material radiactivo detectado en chimenea, según el informe del oficial de radioprotección y con la autorización del Jefe del reactor [5] se procede a pasar el sistema de ventilación del modo "normal" al modo "emergencia" en

* Correspondencia autor: rarieta@ipen.gob.pe

forma manual.

Lo peor que se puede esperar en estos casos son situaciones incidentales que no hagan posible el aislamiento del edificio del reactor, como es el caso de la pérdida total de alimentación eléctrica, que impida el accionamiento de los ventiladores del sistema y no se produzca la contención prevista.

Este reporte presenta una metodología para la evaluación periódica de la tasa de fuga realizada por el plantel de operación basada en [6] que nos permite verificar el estado del sistema de contención y poder cumplir con los requerimientos de la documentación mandatoria.

Teniendo en cuenta las dos situaciones presentadas, el objetivo del estudio es evaluar la tasa de fuga, verificando experimentalmente que los dispositivos de cierre de las salidas de aire del edificio del reactor se encuentren en condiciones satisfactorias, de tal forma que puedan proporcionar un confinamiento adecuado a cualquier emisión gaseosa radioactiva producida dentro del mismo.

Los resultados de la evaluación son aplicables al sistema de contención del edificio del reactor para una situación:

- Incidental (Pérdida de energía eléctrica externa) en condiciones normales, es decir se apaga abruptamente todo el sistema de ventilación.
- Accidental (En recirculación en situación de emergencia). En este caso se simula una emergencia radiológica y el sistema entra en recirculación. Sigue funcionando el sistema de acondicionamiento.

2. Definición de términos

a. Sistema de contención: Es aquella estructura física diseñada para prevenir o reducir la liberación de sustancias radiactivas durante un accidente. Evita la liberación al ambiente de los productos de fisión, cuando fallan una serie de barreras múltiples que impiden el escape de la radiación y de los productos radiactivos; además, actúa como enfriador en accidentes que impliquen liberación de productos de fisión al hall del reactor.

b. Productos de fisión: Isótopos (general-

mente radiactivos) formados como resultado de la fisión nuclear. A menudo se utiliza este término para referirse a todo el material radiactivo contenido en el núcleo del reactor o un elemento combustible.

c. Sistema de remoción de productos de fisión: Conjunto de estructuras y componentes necesarios para mantener el inventario de los productos de fisión en cantidad y con niveles de dosis por debajo de los límites de seguridad prefijados. Está constituido por los filtros químicos (lecho mixto) del sistema de purificación continuo para los productos de fisión disueltos en el agua (efluentes líquidos) y por los bancos de filtros del sistema de ventilación del reactor, para los productos de fisión gaseosos liberados en el recinto del reactor (efluentes gaseosos).

d. Situación incidental: Para el presente estudio se entiende como la situación que simula un corte abrupto del suministro de energía eléctrica, significando el apagado total del sistema de ventilación.

e. Situación accidental: Se entiende como la situación que simula una emergencia radiológica, donde el sistema de ventilación pasa a trabajar "en modo emergencia".

f. Modo de emergencia del sistema de ventilación: En esta situación el sistema se aísla del medioambiente, cerrando las persianas de ingreso y salida, se apaga el equipo N° 8 (de inyección) y el grupo N° 9 pasa a recircular el aire a través de diversos filtros, mientras que el equipo N° 7 continua acondicionando el aire dentro del recinto del reactor.

g. Sistemas auxiliares [7]: Asociados al sistema de confinamiento y compuestos por:

- El sistema de alimentación eléctrica –para el accionamiento de los ventiladores- consta de: Tablero de alimentación y un tablero de ventilación del edificio reactor desde barra de emergencia (tablero de emergencia). La tensión de alimentación y frecuencia es de 3x220V y 60HZ, respectivamente.
- El sistema de aire comprimido - para el accionamiento de persianas de toma y descarga - consta de: Líneas, válvulas relacionadas con presión de alimentación que se logra por medio de dos conjuntos de compresores con un tanque de reserva.

3. Fundamento para el cálculo de la tasa de fuga

3.1 Consideraciones para la deducción de la relación utilizada para la evaluación

- La presión barométrica afecta por igual a las presiones absolutas consideradas en las mediciones.
- El aire contenido en el recinto está a una determinada temperatura y no sufre variaciones sustanciales de un punto a otro.
- El volumen del recinto no sufre cambios significativos con la presurización o despresurización en su interior.
- Las presiones iniciales y finales durante la experiencia están basadas en puntos predeterminados, pudiendo continuar su evolución en sentido positivo o negativo, según sea el caso.

3.2 Masa de aire que fuga del recinto

Aplicando la ley de los gases perfectos (Asumiendo factor de compresibilidad $z=1$)

$$M_i = \left(\frac{P_i}{T_i} - \frac{V}{R} \right) \quad (1)$$

$$M_f = \left(\frac{P_f}{T_f} - \frac{V}{R} \right) \quad (2)$$

El cambio de masa es igual a la fuga en el sistema, por lo tanto:

$$\Delta M = M_i - M_f = \left(\frac{P_i}{T_i} - \frac{P_f}{T_f} \right) \times \frac{V}{R} \quad (3)$$

Donde:

- P_i = Depresión inicial (mmca)
- P_f = Depresión final (mmca)
- T_i = Temperatura inicial del ambiente (°R)
- T_f = Temperatura final del ambiente (°R)
- $R = 53,35 \text{ (pie} \times \text{lb}_f) / (\text{lb}_m \times \text{°R});$

El promedio de la masa de aire que fuga es obtenido al dividir el total del flujo másico entre el intervalo del tiempo considerado:

$$\bar{m} = \frac{\Delta M}{\Delta t} \quad (4)$$

Donde:

Δt = Lapso de tiempo entre P_i y P_f . (min)
Reemplazando (3) en (4) se obtiene:

$$\bar{m} = \left(\frac{P_i}{T_i} - \frac{P_f}{T_f} \right) \times \frac{V}{(R \times \Delta t)} \quad (5)$$

Convertido a tasa de fuga (caudal) con un sistema Standard basado en la densidad del aire de $0,075 \text{ lb}_m/\text{ft}^3, \rho_s$

$$\bar{Q} = \frac{\bar{m}}{\rho_s} \left(\frac{P_i}{T_i} - \frac{P_f}{T_f} \right) \times \frac{V}{(R \times \Delta t) \times 0,075} \quad (6)$$

3.3 Tasa de fuga

De (6) se obtiene la relación final que nos permite evaluar directamente la tasa de fuga en volúmenes diarios.

$$T_{\text{fuga}} = \frac{73,561}{\Delta t} \left(\frac{P_i}{T_i} - \frac{P_f}{T_f} \right) \quad (7)$$

Donde:

- P_i = Depresión inicial (mmca)
- P_f = Depresión final (mmca)
- T_i = Temperatura inicial del ambiente (°R)
- T_f = Temperatura final del ambiente (°R)
- La constante 73,561 tiene unidades de °R / mm ca.

4. Desarrollo del experimento

4.1 Consideraciones previas

- Este ensayo debe ser realizado con depresión, por lo cual, debe revisarse todo el sistema de medición (manómetro inclinado, reguladores de presión, válvulas, etc.).
- Se debe verificar el sellado adecuado y cierre de todas las puertas, ductos, pasa muros, etc.
- Verificar el correcto funcionamiento de los ventiladores involucrados en los ensayos.

4.2 Equipos y herramientas

- Para medir la pérdida de presión en el recinto del reactor: Manómetro inclinado de vidrio con indicador de agua SPEZIALM – modelo: P082 - con escala máxima de 30 mmca y con una precisión de 0,2 mmca.
- Para medir el tiempo en la pérdida de presión: Dos cronómetros digitales (idénticos) marca Casio, con una precisión de 0,001 segundos.
- Para las condiciones ambientales: Humedad relativa y Temperatura: Tri Sense Kit –

Model 37000 – 95 Cole Parmer Instrument Company Illinois – USA que posee una precisión de: 01 % y 0,1 °C.

Para esta experiencia no se utilizó ningún material específico, salvo las de uso común.

4.3 Condiciones ambientales

Este experimento es muy sensible al cambio de condiciones ambientales por lo que el promedio para las experiencias: accidental e incidental se muestran en las Tablas 1 y 2, respectivamente.

Tabla 1. Condiciones ambientales de la experiencia accidental (10/05/10).

Parametros	Inicio : 11:00 horas				Fin: 11:10 horas			
	1	2	3	Promedio	1	2	3	Promedio
Temperatura (°C)	26	26	26	26	25	25	25	25
Presión (mm c.a)	16,4	16,4	16,4	16,4	1,1	1,1	1,1	1,1
Humedad relativa (%)	49	49	49	49	50	50	51	50,33

Tabla 2. Condiciones ambientales de la experiencia incidental (10/05/10).

Parametros	Inicio : 11:00 horas				Fin: 11:10 horas			
	1	2	3	Promedio	1	2	3	Promedio
Temperatura (°C)	26	26	26	26	25	25	25	25
Presión (mm c.a)	16,4	16,4	16,4	16	1,1	1,1	1,1	1,1
Humedad relativa (%)	49	49,33	49	49,11	50	49,66	50	49,88

4.4 Toma de datos

La tasa de fuga es determinada a partir de la pérdida de depresión dentro del recinto del reactor, para esto se registran los valores de depresión a intervalos de 10 segundos hasta que la depresión decaiga hasta un 75% del valor de la depresión de trabajo (para ambas condiciones):

4.4.1 Condición incidental:

Con el sistema de ventilación funcionando normalmente, se apagan todos los equipos y grupos (7,8 y 9) simultáneamente (simulando un corte de energía eléctrica externa) y se registran los valores de ΔP vs. Tiempo, estos resultados mostramos en la Tabla 3.

Tabla 3. Valores de Depresión en función del tiempo* (Incidental) (10/05/10).

Tiempo(s)	Depresión (mm c.a)	Tiempo(s)	Depresión (mm c.a)
0	16,2	90	9,1
10	16,0	100	8,2
20	15,6	110	7,4
30	14,9	120	6,6
40	13,9	130	6,0
50	13,1	140	5,4
60	12,0	150	4,9
70	11,0	160	4,4
80	10,1	170	4,0

4.4.2 Condición “En emergencia”

Con el sistema de ventilación funcionando en condiciones normales, se pasa el sistema a modo de emergencia produciéndose el apagado del equipo N° 8, pasando el grupo N° 9 a modo de recirculación y quedando encendido el equipo N° 7. Estos resultados se encuentran en la Tabla 4.

Tabla 4. Valores de Depresión en función del tiempo* (Emergencia) (10/05/10).

Tiempo(s)	Depresión (mm c.a.)	Tiempo(s)	Depresión (mm c.a.)
0	16,4	90	9,5
10	16,4	100	8,5
20	16,1	110	7,7
30	15,6	120	7,0
40	14,8	130	6,2
50	13,8	140	5,7
60	12,7	150	5,1
70	11,6	160	4,6
80	10,5	170	4,1

4.5 Metodología de cálculo

Para la evaluación de la tasa de fuga a través de ductos y contención se ha utilizado el método de decaimiento de la depresión dentro de la contención [6].

4.5.1 Cálculo de la tasa de fuga

En el apéndice B de la norma ANSI N510 [6] se tiene que la tasa de fuga de aire a través de todas las penetraciones existentes en una contención típica (puertas, penetraciones para cableado eléctrico y dispositivos mecánicos, persianas, etc.) son determinadas por medio de la siguiente ecuación:

Ecuación de la tasa de fuga:

$$T_{fuga} = \frac{Q}{V} \quad \text{l/min} \quad (8)$$

Como se ha visto en el desarrollo teórico, se llega a la relación (7):

$$T_{fuga} = \frac{73.561}{\Delta t} \left(\frac{P_i}{T_i} - \frac{P_f}{T_f} \right)$$

Donde:

P_i = Depresión inicial (absoluta) (mm ca)

P_f = Depresión final (absoluta) (mm ca)

T_i = Temperatura inicial del ambiente (°R)

T_f = Temperatura final del ambiente (°R)

Δt = Lapso de tiempo entre P_i y P_f .(min)

5. Resultados y Discusión

Aplicando las relaciones desarrolladas se obtienen las siguientes tasas de fuga:

a) Para condición incidental:

T.F.1= $54,12 \pm 4,16$ % volúmenes diarios.

b) Para condición accidental:

T.F. 2= $49,99 \pm 3,83$ % volúmenes diarios.

- De los dos valores para la verificación del cumplimiento de uno de los condicionantes [8] para el funcionamiento del RP-10, tomamos la condición más desfavorable para cuando ocurra un accidente; es decir, cuando el reactor se quede sin suministro de energía eléctrica.

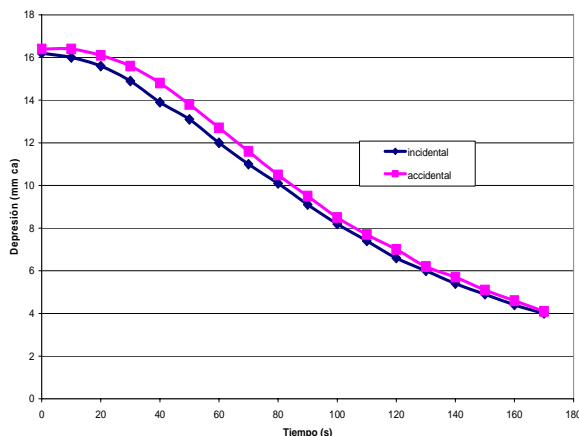


Figura 1. Curva de pérdida de depresión superpuestas en el recinto del RP-10.

- Los valores hallados en esta experiencia concuerda en el orden de magnitud con los resultados de mediciones anteriores. El “peor” valor hallado fue de $57,10 \pm 8,55$ % volúmenes diarios [9] para una condición

incidental (con condiciones no optimizadas en las puertas de acceso).

- La incertidumbre calculada [9] está dentro de lo previsto por el uso de instrumentos poco sofisticados y depende fuertemente del error con que se mide la pérdida de la depresión.
- En las Figura 1 se grafica los valores de la pérdida de depresión en función del tiempo para ambas condiciones y se nota que tienen el comportamiento esperado en una forma gradual y sostenida.

6. Conclusiones

Para ambos casos se cumple ampliamente con la especificación técnica requerida. El mayor valor es inferior a la tasa límite 100 % diario [4]: $54,12 \% \leq 100 \%$.

7. Agradecimientos

A todo el personal de operación, mantenimiento y radioprotección por su apoyo para la realización de las experiencias del trabajo.

8. Referencias

- [1] Organismo Internacional de Energía Atómica. Seguridad de los reactores de investigación. Proyecto de Requisitos de Seguridad DS272. GOV/2004/53. Viena: OIEA; 2004.
- [2] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Informe de Seguridad del RP-10. Capítulo VII Características de seguridad e ingeniería. Dirección de Producción. Lima: IPEN. Octubre 2008. [Informe interno].
- [3] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Informe de seguridad del RP-10. Capítulo IV Edificios y estructuras Dirección de Producción. Lima: IPEN. Octubre 2008. [Informe interno].
- [4] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Informe de Seguridad del RP-10. Capítulo XII Límites y condiciones operacionales. Dirección de Producción. Lima: IPEN. Octubre 2008. [Informe interno].
- [5] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Informe de Seguridad del RP-10. Capítulo XX Plan de emergencia. Dirección de Producción. Lima: IPEN. Octubre 2008. [Informe interno].
- [6] The American Society of Mechanical Engineers, Norma ANSI/ASME N 510-1980. Sección 6.4 y apéndice B.

[7] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Informe de Seguridad del RP-10. Capítulo X Sistemas auxiliares. Dirección de Producción. Lima: IPEN. Octubre 2008. [Informe interno].

[8] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Reglamento de autorizaciones, fiscalización, control, infracciones y sanciones de la Ley N° 28028 Ley de Regulación del Uso de Fuentes de Radiaciones Ionizantes. 2008. Disponible en:

http://www.ipen.gob.pe/site/publicaciones/ley28028/reglamento_ley28028.pdf

[9] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Evaluación de la tasa de fuga de la contención del edificio del reactor nuclear RP-10. Grupo de Operación. Informe DRE-DOR-ME-0011. Junio 2004. [Informe interno].

Diseño y simulación de un sistema de automatización del proceso de producción y fraccionamiento de ^{131}I , utilizando estrategias de control avanzado

José Páez^{1,*}, Pablo Arias², Jesús Miranda³

¹ Instituto Peruano de Energía Nuclear, Dirección de Servicios, División de Instrumentación Nuclear, Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

² Instituto Peruano de Energía Nuclear, Dirección de Transferencia Tecnológica, Laboratorio de Microinformática, Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

³ Instituto Peruano de Energía Nuclear, Dirección de Producción, Planta de Producción de Radioisótopos, Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

Resumen

En este reporte se presentan los resultados obtenidos en el diseño y simulación de un sistema de control utilizando estrategias avanzadas en una celda de producción en la Planta de Producción de Radioisótopos del IPEN. Los resultados demuestran que la temperatura del horno de fusión se estabiliza después de 30 minutos, constituyéndose en una ventaja para obtener el máximo rendimiento de la celda de producción de ^{131}I ; asimismo, se ha diseñado un controlador óptimo integral que permite obtener un modelo matemático que reproduzca con suficiente exactitud el comportamiento del proceso. Con la simulación final se ha demostrado que el sistema de control de temperatura de la celda de producción de ^{131}I es un sistema controlable y permite realizar la secuencia respectiva con las otras variables de control de la celda de producción.

Abstract

In this report, the results are obtained in the design and simulation of a control system using advanced strategies in a production cell in the Radioisotopes Production Plant at the IPEN. The results demonstrate that the temperature of the coalition oven is stabilized after 30 minutes, being constituted in an advantage to obtain the maximum yield of the cell production of ^{131}I ; also, an integral good controller has been designed that allows to obtain a mathematical model that reproduces with enough accuracy the behavior of the process. With the final simulation it has been to demonstrate that the System Control of Temperature of the Cell Production of ^{131}I is a controllable system and allows to carry out the respective sequence with other variables of control of the production cell.

1. Introducción

El presente trabajo muestra el diseño y la simulación de un sistema de control utilizando estrategias avanzadas en una celda de producción de ^{131}I . El proceso a ser controlado es la temperatura del horno de fusión, donde se inicia la producción de ^{131}I , hay que tener en cuenta que en la celda se produce un proceso dinámico donde se manejan alrededor de 42 variables de entrada y salida, para simplificar el trabajo se ha tomado la parte inicial del proceso [12,13].

El control de este proceso se simula en forma automática por la gran cantidad de radiación presente en el medio, debido a que el ^{131}I es un elemento radiactivo de alta energía. En la obtención de ^{131}I , además de producirse

radiación gamma, se encuentra presente la radiación beta en forma de aerosoles; por esa razón, la celda es hermética con una depresión que se genera por medio de bombas de vacío duplicadas, siempre preparadas para actuar en el momento que la otra salga fuera de servicio por algún percance, procedimiento que se denomina lógica dos de uno [6].

En la celda de producción de ^{131}I se utiliza el método por sublimación, el mismo que fue implementado el año 1993 con tecnología húngara y posteriormente rediseñada por personal peruano. El modelo que se simula es

* Correspondencia autor: jpaez@ipen.gob.pe

la automatización de este proceso de producción.

Los tiempos muertos que aparecen en el sistema de producción son ocasionados porque el operador realiza un proceso secuencial. Se ha simulado la lectura de temperatura y tiempo para poder hallar la función de transferencia [1,5].

2. Desarrollo

En el presente desarrollo se diseña, simula y evalúa un sistema de control que se adapta al control de temperatura del horno de fusión de la celda de producción de ^{131}I .

El control óptimo comprende el modelado del proceso, diseño del controlador óptimo integral, diseño del observador y simulación del control óptimo de temperatura [2,4].

2.1 Requerimiento de automatización e identificación de procesos críticos

El proceso de producción es del tipo secuencial.

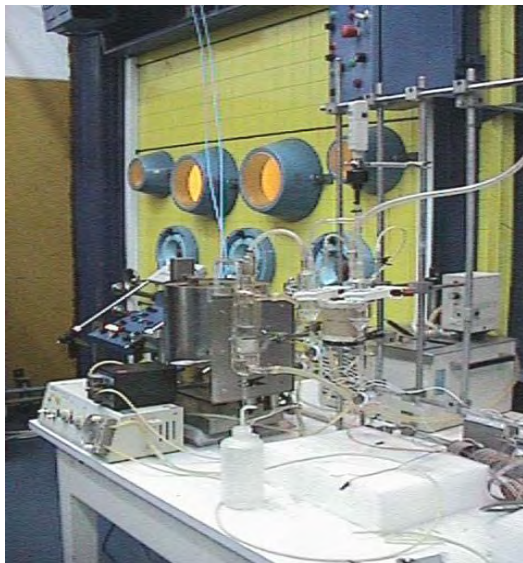


Figura 1. Ensamblaje de los sub-sistemas para la celda de producción de ^{131}I .

En el control clásico las secuencias son independientes unas a otras, pero para procesos más complejos como el que se realiza en la celda de producción de ^{131}I deben emplearse estrategias de control multivariable [12,13].

La matriz clásica de transferencia es diagonal y nos informa el carácter independiente de los controladores. Todo el proceso maneja 42 señales de entrada y salida, resultando un modelo dinámico muy complejo. En este

estudio se modela la temperatura del horno de fusión T_1 [5,7]

2.2 Modelado de la temperatura en la celda de producción de ^{131}I

La arquitectura del sistema consta de un servosistema con una entrada y salida integrada a un controlador en cascada con la celda de producción de ^{131}I , como se muestra en la Figura 2.

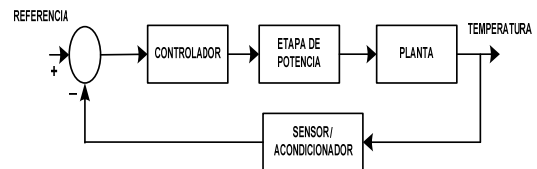


Figura 2. Estructura de un sistema de control de temperatura [13].

La celda de producción de ^{131}I con el horno de fusión posee una dinámica lenta, lo que constituye una ventaja a la hora de realizar las pruebas de simulación, pero activa tiempos muertos que deben ser tomados en cuenta. Las variables a controlar en la celda de producción de ^{131}I son:

- Temperatura del horno de fusión (y_1), como variable de control manipulada.
- Control calefactor del horno de fusión (u_1).

2.3 Modelo en espacio de estado del proceso de control de temperatura en la celda de producción de ^{131}I

En este proceso dinámico de simulación se pueden determinar curvas de respuesta a un escalón y a partir de ella encontrar la función de transferencia que reproduzca en forma aproximada las curvas reales [10,11].

La simulación se realizó teniendo en cuenta un proceso de producción estándar, tomando como referencia una cápsula que contenía 100 g de dióxido de teluro irradiado en el reactor, con una actividad radiactiva a procesarse de 4,5 a 5,5 curies.

Al empezar la etapa de producción de ^{131}I el control interno del horno de fusión es fijada en $750\text{ }^\circ\text{C}$ que es el valor de fusión del dióxido de teluro, después de haber llegado a su régimen desplazamos el control de temperatura interno a $755\text{ }^\circ\text{C}$ y tomamos mediciones cada 5 minutos.

$$i_{(0)} = 750\text{ }^\circ\text{C}$$

$$i_{(0)} + i_{(\infty)} \quad \text{donde: } i_{(\infty)} = 5 \text{ }^\circ\text{C}.$$

El Sistema de calefacción esta constituida por una resistencia calefactora, la especificación de fábrica de la resistencia térmica es por cada 300 mV la temperatura aumenta 1 °C.

La resistencia térmica es de 0,3 V/°C, entonces $u_{(0)}=225 \text{ V}$ en la temperatura prefijada inicial y después de llegar a 755 °C el $u_{(\infty)} = 1.5 \text{ V}$.

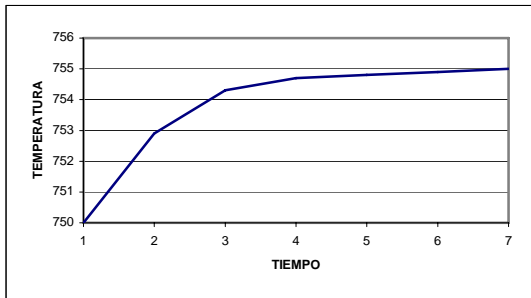


Figura 3. Gráfico: temperatura versus tiempo de la resistencia calefactora.

2.4 Análisis de la respuesta de una entrada a un escalón

Con los datos obtenidos en la simulación podemos hallar una curva $i_{(t)}$ que representa la evolución de la temperatura en el tiempo.

Asumimos la función de transferencia de primer orden para un proceso estándar, según los datos experimentales se asume que:

$$i_{(\infty)} = 5 \text{ }^\circ\text{C}; u_{(\infty)} = 1,5 \text{ V},$$

por lo tanto: $K_{(p)} = 3,33 \text{ }^\circ\text{C/V}$, el valor aproximado será de $= 5,95$, es decir:

$$\frac{i_{(s)}}{u_{(s)}} = \frac{K_{(p)}}{tS + I} \quad K_{(p)} = \frac{i_{(\infty)}}{u_{(\infty)}}$$

donde S es la variable de Laplace, la solución es conocida:

$$i_{(t)} = K_{(p)} (1 - e^{-t/\tau}) u_{(t)}$$

Hemos considerado una función de transferencia de primer orden que más se aproxima a nuestra simulación, lógicamente las pequeñas variaciones se deben a la toma de datos a partir de la curva experimental.

Para una segunda simulación se ha considerando los valores:

$i_{(\infty)}=10 \text{ }^\circ\text{C}$ que sería el valor final de la temperatura hasta 760 °C, el valor inicial

antes de generar el escalón sigue siendo:

$$i_{(0)} = 750 \text{ }^\circ\text{C}.$$

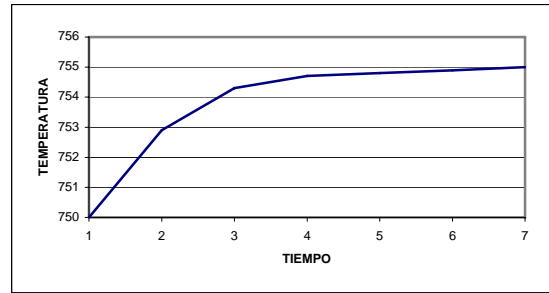


Figura 4. Gráfico: temperatura versus tiempo de la función de transferencia.

Con los datos obtenidos en la segunda simulación podemos hallar una curva $i_{(t)}$ que representa la evolución de la temperatura en el tiempo, a partir de representado en la Figura 4 podemos asumir una función de transferencia de segundo orden; tomando como punto de partida la información de la función de transferencia del primer experimento, podemos hallar los datos experimentales:

$$i_{(\infty)} = 10 \text{ }^\circ\text{C}; u_{(\infty)} = 3\text{V}$$

por tanto:

$$K_{(p)} = 3,33 \times 3,33 = 11,08 \text{ }^\circ\text{C/V}$$

El valor aproximado será de $\tau_2 = 1,44$

en el primer experimento $\tau_1 = 5,95$,

Por lo tanto la función de transferencia es:

$$\frac{i_{(s)}}{u_{(s)}} = \frac{11,08}{(5,95 S + 1)(1,44 S + 1)}$$

En la figura 5 se muestra el esquema donde determinamos los parámetros del controlador PID que son: P = 3,0, I = 0,8 y D = 0.

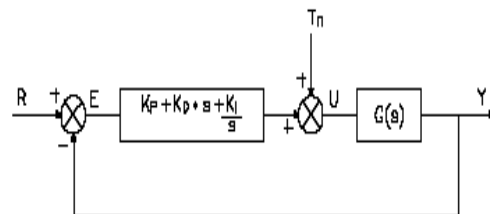


Figura 5. Diagrama de bloques de un sistema de control PID [4].

Usando el PID actual podemos simular en tiempo real la curva de temperatura a un escalón de 10 °C.

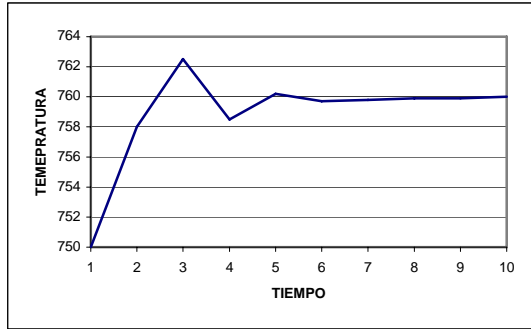


Figura 6. Curva de temperatura correspondiente al PID actual.

2.5 Diseño del controlador óptimo proporcional integral en la celda de producción de ¹³¹I

Una fase importante en el diseño es la identificación de la planta, que tiene como objetivo la obtención de un modelo matemático que reproduzca con suficiente exactitud el comportamiento del proceso, como se ha hecho en la simulación.

De la exactitud del modelo obtenido dependerá posteriormente el buen comportamiento del controlador diseñado. Para la planta de producción de radioisótopos se ha propuesto el siguiente modelo, considerando que los sistemas térmicos tienden a ofrecer una respuesta monótona creciente sin oscilaciones. La expresión matemática para este tipo de modelo es:

$$G(s) = \frac{Ke^{-t_d s}}{\tau s + 1}$$

El controlador óptimo proporcional integral que emplearemos en esta simulación se ha añadido una acción integral en el sistema de control vía un integrador con la señal de salida $v(k)$ y una ganancia integral K_I .

$$x_{(k+1)} = Gx_{(k)} + Hu_{(k)} \quad y_{(k)} = Cx_{(k)}$$

Donde la señal de control $u_{(k)}$ es de la forma:

$$u_{(k)} = -Kx_{(k)} + K_1 v_{(k)}$$

y la matriz de ganancia del controlador se expresa como:

$$K = [K_1 \quad K_2 \quad \dots \quad K_n]$$

La ecuación del integrador es:

$$v_{(k)} = v_{(k-1)} + r_{(k)} - y_{(k)}$$

Para el tiempo $v_{(k+1)}$ podemos deducir:

$$\begin{aligned} v_{(k+1)} &= v_{(k)} + r_{(k+1)} - y_{(k+1)} \\ &= v_{(k)} + r_{(k+1)} - C[Gx_{(k)} + Hu_{(k)}] \\ &= (1 - CHK_1)v_{(k)} + (-CG + CHK)x_{(k)} + r_{(k+1)} \end{aligned}$$

De las ecuaciones anteriores podemos obtener:

$$x_{(k+1)} = (G - HK)x_{(k)} + HK_1 v_{(k)}$$

Se determina:

$$\begin{aligned} \begin{bmatrix} X(k+1) \\ V(k+1) \end{bmatrix} &= \begin{bmatrix} G - HK & HK_1 \\ -CG + CHK & 1 - CHK_1 \end{bmatrix} \begin{bmatrix} X(k) \\ V(k) \end{bmatrix} + \begin{bmatrix} 0 \\ 1 \end{bmatrix} r(k+1) \\ y(k) &= [C \quad 0] \begin{bmatrix} X(k) \\ V(k) \end{bmatrix} \end{aligned}$$

En el estado de equilibrio (cuando k tiende a infinito) las variables $x_{(k)}$, $u_{(k)}$ y $v_{(k)}$ toman los valores estacionarios en el infinito y podemos definir las siguientes variables incrementales:

$$\begin{aligned} X_{(k)} - X_{(\infty)} &= X_{e(k)} \\ V_{(k)} - V_{(\infty)} &= V_{e(k)} \end{aligned}$$

La inclusión de un integrador en el sistema de control aumenta en 1 el orden del sistema; es decir, mientras que el vector de estado $x_{(k)}$ del sistema original posee dimensión n , el vector de estado $\xi_{(k)}$ del sistema de control proporcional integral posee dimensión $(n+1)$, como consecuencia, la función de costo para el sistema de control proporcional integral toma la forma:

$$J = \frac{1}{2} \sum [\xi_{(k)}^T Q \xi_{(k)} + w^2_{(k)} R]$$

En lugar de K , ahora se debe calcular la matriz K que minimice la función de costo. La ecuación de Riccati y la ecuación de ganancia del controlador K resultan:

$$\begin{aligned} P &= Q + G^T P G - G^T P H [R + H^T P H]^{-1} H^T P G \\ K &= [R + H^T P H]^{-1} H^T P G \end{aligned}$$

El observador óptimo de estados:

Un observador que posee la siguiente ecuación de observación:

$$x_{(k+1)} = Gx_{(k)} + Hu_{(k)} + K_0^T_{(k)} [y_{(k)} - Cx_{(k)}]$$

Puede ser empleado para calcular el vector de estado estimado $x_{(k)}$, la matriz de ganancia $K_0_{(k)}$ se calcula de:

$$K_0_{(k)} = [R_0 + CP_0_{(k)}C^T]^{-1} CP_0_{(k)}G^T$$

Donde $P_{0(k)}$ es una matriz simétrica definida positiva, solución única de la siguiente ecuación de RICCATI:

$$P_{0(k+1)} = Q_0 + GP_{0(k)}G^T - GP_{0(k)}C^T[R_0 + CP_{0(k)}C^T]^{-1}C P_{0(k)}G^T$$

Donde Q_0 y R_0 son matrices de covarianza definidas positivas y asociadas con disturbios estocásticos que pueden afectar los estados y la salida del sistema [5,9].

3. Resultados

Tomando en cuenta al controlador óptimo cuadrático proporcional integral para el proceso de producción de ^{131}I procedemos con la simulación.

Hay que tener en cuenta que no se emplea el observador de estados por tener el proceso una función de transferencia de primer orden, en el cual la salida de temperatura es medible, la señal de referencia se ha fijado en 10°C que es el salto de temperatura luego que termina la etapa de estabilización y empieza la etapa de producción de ^{131}I . La simulación del proceso tomando como referencia las curvas estandarizadas se representa en la Figura 7.

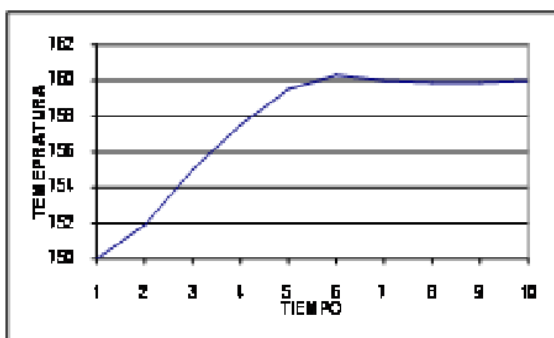


Figura 7. Curva de tiempo y temperatura en producción.

4. Conclusiones

La función de transferencia fue hallada en forma experimental trabajando con tiempos reales, tomando en cuenta las amortiguaciones y oscilaciones, debido a que el proceso de estabilización es lento. A partir de las curvas experimentales se ha encontrado la función de transferencia que reproduce en forma aproximada las mismas curvas.

El sistema del control de la temperatura del horno se estabiliza después de 30 minutos, representando una ventaja para poder obtener

el máximo rendimiento de producción en la celda de ^{131}I .

Mantener estable la temperatura del horno de fusión, permite que el operador permanezca menos tiempo durante las labores de operación en la producción de ^{131}I ; por ende, recibirá menos dosis de radiación, mejorando la protección radiológica. Lo óptimo sería que el sistema sea totalmente automático sin la intervención de un operador.

Sin embargo, una desventaja de utilizar dinámicas lentas, como en este proceso experimental, es el tiempo empleado en los diferentes pasos para el diseño del controlador.

Si bien es cierto, que solo se ha tratado una variable de entrada y otra de control, este estudio debe ser un punto de partida para realizar simulaciones con más variables de entrada, salida y control.

Con la simulación final se ha determinado que el sistema de control de temperatura de la celda de producción es un sistema controlable y permite realizar la secuencia respectiva con las otras variables que pueden ser controladas.

5. Agradecimientos

Al Ing. Nicanor Raúl Benites Saravia profesor de la Universidad Nacional de Ingeniería por su apoyo en la estructuración del presente trabajo.

6. Bibliografía

- [1] Ogata K. Sistemas de control en tiempo discreto. 2ª ed. México: Prentice-Hall; 1996.
- [2] Astrom KJ, Wittenmark B. Sistemas controlados por computador. Madrid: Paraninfo, 1990.
- [3] Isermann R. Digital control systems. New York: Springer-Verlag; 1991.
- [4] Astrom KJ, Wittenmark B. Adaptive control. 2nd ed. New York: Dover Pub. Inc.; 1989.
- [5] Camacho EF, Bordons C. Model predictive control. London: Springer-Verlag; 1999.
- [6] Ollero P, Camacho EF. Instrumentación y control de procesos químicos. 1a ed. Madrid: Ed. Síntesis; 1997.
- [7] Smith CA, Corripio A. Principles and practice of automatic process control. 2nd ed. New York: John Wiley and Sons; 1997.

- [8] Creus A. Instrumentación Industrial. México: Ed. Alfaomega Marcombo; 1989.
- [9] Acedo J. Control avanzado de procesos. Teoría y práctica. España: Ed. Díaz de Santos; 2003.
- [10] MathWorks [sitio en Internet]. Using Simulink. Disponible en:
<http://www.mathworks.com/help/toolbox/simulink/ug/bqchgnk.html>
- [11] MathWorks [sitio en Internet]. Real-Time Windows Target. Disponible en:
<http://www.mathworks.com/products/rtwt/>
- [12] Aguado A, Martínez M. Identificación y control. Madrid: Prentice-Hall; 2003.
- [13] Katsuhiko O. Ingeniería de control moderna. 4ª ed. Madrid: Prentice-Hall; 2003.

IV. Aplicaciones en Minería, Industria y Medioambiente

Estudio de filtraciones en Casa de Generación Eléctrica con isótopos ambientales

Jacinto Valencia*, Enoc Mamani, José Maguiña

Dirección de Servicios, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

Resumen

El presente estudio tiene como objetivo investigar las filtraciones de la Casa de Generación Eléctrica, ubicada en la localidad de Cañete-Lima, con la finalidad de determinar el origen de las aguas de filtraciones, se aplica la técnica de isótopos ambientales y química del agua para determinar su posible conexión con aguas del túnel de aducción, río Cañete o manantiales aledaños. Los resultados indican que las filtraciones no tienen conexión con el túnel de aducción de la Casa de Generación.

Abstract

This study aims to investigate the leaks of the House of Power Generation, located in the town of Cañete-Lima, in order to determine the origin of water leaks, apply the technique of environmental isotopes and water chemistry determine their possible connection to the tunnel water aduction, Cañete river or springs nearby. The results indicate that the leaks have no connection to the tunnel aduction House Generation.

1. Introducción

La Casa de Generación Eléctrica está ubicada en el interior de un túnel a 1200 msnm, ubicada en la localidad de Zúñiga-Cañete (Perú), los puntos de monitoreo han sido identificados y muestreados con el fin de realizar el estudio de la hidrodinámica y poder establecer la procedencia de las filtraciones aparecidas en la Casa Generación Eléctrica y, determinar la posible conexión entre las filtraciones, aguas superficiales y manantiales aledaños. Se ha efectuado muestreo para análisis isotópicos y química del agua y determinar su origen [1].

Marco Hidrogeológico de la zona de estudio

La zona de estudio presenta rocas intrusivas, del Batolito de la Costa, predominando la Súper Unidad Catahuasi, perteneciente a una edad cretácica; donde se emplaza la Casa de Generación Eléctrica, flanco derecho de la cuenca del río Cañete, lugar donde se ha efectuado el muestreo para el estudio isotópico e hidroquímico; las aguas de esta vertiente drenan al río Cañete, que pertenece a la cuenca del Pacífico.

Las filtraciones en Casa de Generación Eléctrica, son de circulación profunda y con tiempo de residencia largo. Sin embargo, estas aguas, podrían estar siendo afectadas por mezcla, debido a cambios de la condición hidráulica actual.

2. Desarrollo experimental

2.1 *Materiales y equipos*

- Espectrómetro Láser
- pHmetro
- Conductivímetro
- GPS
- Papel filtro
- Filtro
- Mapas cartográficos
- Envases de 50 ml, 500 ml y 1 litro

2.2 *Metodología*

Se aborda la determinación de isótopos ambientales O-18, H-2 y H-3 complementada por la hidrogeoquímica para la caracterización química del agua. La metodología empleada para el estudio consiste en:

- Delimitación del ámbito del estudio y definición de los elementos hidrológicos, determinación del número de muestras.
- Recopilación de información geológica y medición de parámetros hidrogeológicos de la zona de estudio.
- Toma de muestras de aguas superficiales georeferenciadas y registro de parámetros físico-químicos de campo: volumen de 50 ml para análisis isotópicos, de 1 litro para

* Correspondencia autor: jvalencia@ipen.gob.pe

aniones, 0,5 litro para cationes y metales pesados, y de 0,5 litro para análisis de tritio.

- Etiquetado de muestras de agua y envío a laboratorio para su análisis isotópicos O-18, H-2, H-3 y químicos de aniones y cationes.
- Interpretación de los resultados del análisis isotópico y químicos mediante diagramas, caracterización del agua de filtraciones de Casa de Generación Eléctrica de acuerdo con el objetivo del estudio.

3. Resultados y Discusión

3.1 Análisis químicos

Los análisis químicos de aguas de aniones y cationes de elementos mayores tomados en las inmediaciones de la Casa de Generación Eléctrica fueron efectuados en los laboratorios del Instituto Geológico Minero y Metalúrgico (INGEMMET), cuyos resultados se muestran en la Tabla 1.

Tabla 1. Análisis químicos de aguas, aniones y cationes.

N° Mtra	Ubicación	Análisis químicos, elementos Mayores (mg/l)								
		Aniones				Cationes				
		CO ₃ ²⁻	HCO ₃ ⁻	SO ₄ ²⁻	Cl	Ca	Mg	Na	K	Sr
1	Casa de Gen. Eléctrica Filtración 1, Nv906	N.D.	55.38	92.6	15.68	934.4	3.69	236.3	30.7	5.24
2	Casa de Gen. Eléctrica Filtración 2, Nv906	N.D.	11.87	944.8	1191.8	990.8	20.1	244.6	12.3	5.26
3	Casa de Gen. Eléctrica Filtración 3, Nv896	N.D.	12.86	361.9	169.1	182.4	2.17	84.5	1.83	0.9
4	Casa de Gen. Eléctrica Filtración 4, Nv896	N.D.	12.2	359.0	128.05	141.3	0.13	93.5	10.2	0.85
5	Filtración -Galería 2	N.D.	16.48	684.1	782.27	674	42.3	161.5	3.37	3.42
6	Ingreso desarenador	N.D.	74.5	101.2	15.92	72.5	12.5	11.9	2.49	0.78
7	Embalse Capillucas Parte media, margen derecha	N.D.	71.86	102.1	15.88	68.2	12.5	11.8	2.45	0.77
8	Agua manantial, margen derecha río Cañete	N.D.	68.56	137.8	21.54	64.1	15.1	31	2.55	0.33
9	Ventana intermedia	N.D.	47.47	103.1	25.13	19.4	2.21	57.5	34.7	0.25
10	Río Cañete, margen derecha antes puente Mántica	N.D.	62.96	97.8	15.33	66.6	11.6	12	2.49	0.68
11	Túnel de descarga de aguas turbinadas	N.D.	70.21	101.8	15.56	73.7	12.4	11.9	2.57	0.77

3.2 Análisis isotópicos

Los análisis isotópicos por H-2 y O-18 se realizaron en los laboratorios de la Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN) Chile; mientras que los análisis por Tritio, fueron efectuados en el Instituto de Geocronología y Geología Isotópica (INGEIS) de Argentina, cuyos resultados se presentan en la Tabla 2.

3.3 Discusión de Resultados

a) Hidrogeoquímica

Las medidas de los parámetros fisicoquímicos registrados en campo, así como los resultados de laboratorio obtenidos han servido para elaborar los diagramas e interpretación de las características hidrogeoquímicas, tanto de las aguas subterráneas como superficiales [2].

Tabla 2. Análisis isotópicos de aguas.

N° Mtra	Ubicación	Isótopos Ambientales (δ o/oo)		Tritio (H-3) U.T.	Observaciones
		O-18	H-2		
1	Casa de Máquinas Filtración 1, Nv906	-2.63	-21,9	0.3	Tomadas en pared izquierda
2	Casa de Máquinas Filtración 2, Nv906	-1.48	-17,5		Filtración pared derecha
3	Casa de Máquinas Filtración 3, Nv896	-3.89	-27,1	0.2	Filt. Pared derecha
4	Casa de Máquinas Filtración 4, Nv896	-3.00	-21,1		Filtración Pared frontal
5	Filtración -Galería 2	-4.49	-29,6		Filtración en fisura pared derecha
6	Filtración en SCI	-1.80	-15,0		Pequeña filtración
7	Ingreso desarenador	-14.48	-108,8		Tomada al ingreso del desarenador
8	Embalse Capillucas Parte media, margen derecha	-14.53	-108,8		Margen derecha del embalse sobre río Cañete
9	Agua manantial, margen derecha río Cañete	-5.66	-38,4	1.0	Manantial del valle
10	Ventana intermedia	-10.36	-80,1		Filtración acumulada
11	Río Cañete, margen derecha antes puente Mántica	-14.26	-107,5		Agua superficial del río cañete
12	Túnel de descarga de aguas turbinadas	-14.45	-109,3		Agua turbinaza a la salida de la central

En el diagrama de Schoeller (Figura 1) se muestra en detalle la clasificación de los distintos tipos de agua bajo estudio.

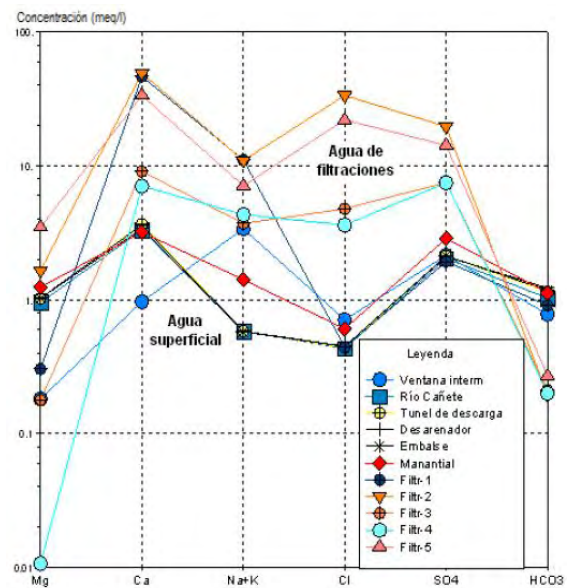


Figura 1. Diagrama de Schoeller.

Indica aguas superficiales de composición del tipo sulfatadas-cálcicas y, bajos valores de cloruro y sodio, la composición del agua de manantial es sulfatada-cálcica-sódica, mientras que las aguas de filtraciones en Casa de Generación Eléctrica, se define como de composición sulfatadas-cloruradas cálcicas, debido al tiempo de residencia del agua en el subsuelo y a la interacción agua-roca.

En el diagrama $\text{HCO}_3^{2-} - \text{Cl}^- - \text{SO}_4^{2-}$ presentes en el agua de filtraciones de la Casa de Generación Eléctrica y aguas superficiales; discrimina en cuanto a los tipos de agua por su posible origen, presenta una correlación entre Cl^- y SO_4^{2-} por un proceso geoquímico; indica asimismo, que las aguas superficiales tienen una composición sulfatada-bicarbonatada. La presencia del ión cloruro como elemento conservativo en el sistema, establece desde el punto de vista de la hidrodinámica, que los flujos subterráneos de las filtraciones discurren a través de rocas ígneas fracturadas con pobre participación de aguas superficiales [3].

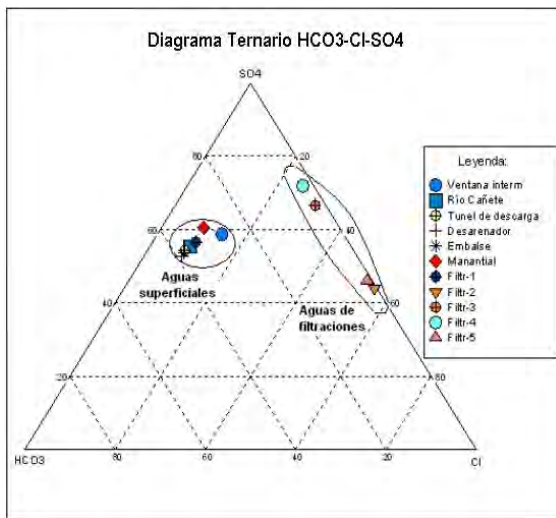


Figura 2. Diagrama ternario.

b) Isótopos ambientales

En el diagrama de la Figura 3, se muestra dos tipos de agua diferenciados isotópicamente; primero, aguas de filtraciones de la Casa de Generación Eléctrica, originadas por lluvias poco evaporadas de rápida infiltración de valores de $-2.89 \text{‰ } ^{18}\text{O}$ y $-23.59 \text{‰ } ^2\text{H}$; en cuanto a las aguas superficiales de valores $-14 \text{‰ } ^{18}\text{O}$ y $-108.6 \text{‰ } ^2\text{H}$, próximos a los de la composición isotópica de la LMM [4].

Los valores de Tritio obtenidos del agua de manantial fue de 1.0 U.T., y la filtración en el nivel 906 fue de 0.3 y en el nivel 896 fue de

0.2 U.T., con una velocidad de infiltración de 2 m/año; nos muestran que son aguas que han permanecido durante 20 años (nivel 906) y 27 años (nivel 896) [5].

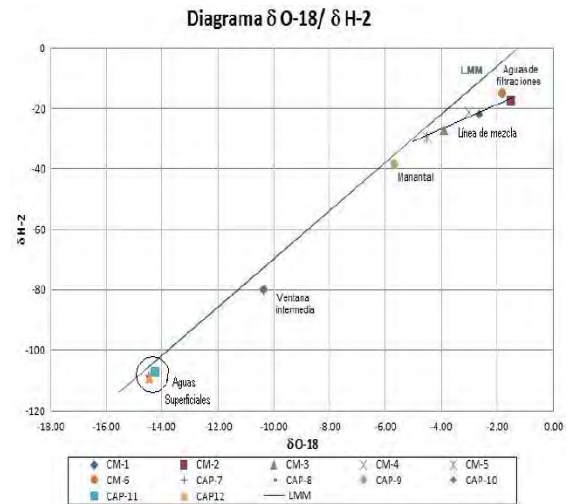


Figura 3. Diagrama O-18 y H-2.

4. Conclusiones

Los análisis isotópicos y química del agua, indican que el agua de filtraciones en Casa de Generación Eléctrica, no tienen relación con las aguas superficiales del túnel de aducción (río Cañete, manantial, embalse).

Las filtraciones en la Casa de Generación Eléctrica provienen de lluvias locales, con una infiltración lenta (2 metros/año), afectadas por evaporación local en el momento que se produce la filtración.

5. Referencias

[1] Valencia J, Mamani E, Maguiña J. Informe de Servicio Tecnológico N° 001-06-APLI/HIIS. Instituto Peruano de Energía Nuclear [Informe interno]. 2006.
 [2] Mazor I, Mazor E. Chemical and isotopic groundwater hydrology: The applied approach. 2nd ed. New York: Marcel Dekker Inc.; 1997.
 [3] International Atomic Energy Agency. Isotope techniques in the study of the Hydrology of fractured and fissured rocks. Vienna: IAEA; 1989.
 [4] Clark ID, Fritz P. Environmental isotopes in hydrogeology. New York: Lewis Publishers; 1997.
 [5] Custodio E, Llamas MR. Hidrología subterránea. Tomo I. 2da ed. Barcelona: Ed. Omega; 1983.

Uso del modelo Conversión de Mediciones de Inventarios de Radionúclidos Ambientales (Be-7) para estimación de tasas de erosión y redistribución de suelos

Gerardo Maghella*, Rubén Rojas, Mónica Vivanco

Dirección de Investigación y Desarrollo, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

Resumen

El presente Informe muestra el uso de los modelos de conversión de mediciones de inventarios del Be-7 para estimar tasas de erosión y redistribución de suelos. Los datos analizados corresponden a un ejercicio llevado a cabo durante el Curso de Estimación de Erosión en Suelos por Radionúclidos de Precipitación (Be-7) realizado en Chile. Para ello se ha considerado el modelo de conversión a partir del estudio del sitio de referencia. Los resultados obtenidos demuestran que el modelo de conversión del Be-7 aplicado a estudios de erosión es muy útil para establecer procesos de redistribución de suelos previos a labores de labranza, así como también que éste presenta una disminución exponencial de su concentración másica mientras se distribuye dentro del suelo. Para el caso evaluado se obtuvo que a una profundidad másica de 2,17 mm se encuentra concentrada el 63% de la actividad del Be-7.

Abstract

This report shows the use of conversion model for Be-7 inventories measurements, for estimating erosion rates and soil redistribution. Analyzed data corresponds to one exercise carried out during Fallout Radionuclide (Be-7) Soil Erosion Estimation Course performed in Chile. For that purpose, a conversion model has been considered since reference site study. Results obtained show that Be-7 conversion model applied to erosion studies is very useful to establish soil redistribution process previous to tilling works, just as it presents an exponential decrease of its mass concentration where it distributes inside the soil. For the case studied, 63% Be-7 activity is concentrated at 2,17 mm mass depth.

1. Introducción

El uso de mediciones de radionúclidos ambientales para estimar tasas de erosión y deposición está fundamentado en la comparación de inventarios (o DSA; Densidad Superficial de Actividad) en los puntos de muestreo individuales con un inventario de referencia, representando el ingreso de precipitación local y por lo tanto el inventario a ser esperado en un depósito que no experimente ni erosión ni deposición. Un inventario medido para un punto de muestreo individual menor que el valor de referencia es indicativo de erosión, mientras que un inventario más grande que el valor de referencia es indicador de deposición.

Aunque tales comparaciones de inventarios medidos con el valor de referencia local proveen información cualitativa útil en la distribución espacial de la erosión y deposición en el paisaje y en las magnitudes relativas de los valores involucrados, se

requieren los estimados cuantitativos de tasas de erosión y deposición en casi todos los casos. La derivación de los estimados cuantitativos es fuertemente dependiente de la existencia de medios confiables de conversión de la magnitud del inventario, medido en un punto de muestreo específico, relacionado con el inventario de referencia local a un estimado de la tasa de erosión o de deposición en ese punto.

2. Desarrollo

El radionúclido Be-7 tiene un tiempo de vida más corto que el Cs-137, por lo tanto provee de un trazador valioso para examinar procesos de redistribución de suelos a corto plazo. Su profundidad de penetración en el suelo es superficial (menos de 2 cm en la mayoría de los casos), dado que su tiempo de vida corta significaría que habría tiempo limitado para la difusión y migración hacia

* Correspondencia autor: gmaghella@ipen.gob.pe

abajo. Las operaciones de labranza entre la deposición de Be-7 y el tiempo de muestreo, invalidarían su uso porque éstas presentarían cambios dentro de la capa del arado y harían que la concentración en el suelo fuese muy baja para ser detectable. La profundidad de distribución del Be-7 encontrada por diversos estudios realizados en tierras agrícolas son probablemente similares a los perfiles asociados con el Cs-137 dentro de depósitos no cultivados, pero con una profundidad de distribución más restringida y por lo tanto un factor de forma del perfil mucho más bajo.

Entre los supuestos para la aplicación del Modelo de Conversión para mediciones de Be-7 tenemos:

- a. La deposición húmeda de la precipitación es la fuente dominante.
- b. Afinidad fuerte con partículas del suelo, especialmente las partículas finas.
- c. Disminución exponencial de la concentración másica (DMA) y del inventario con la profundidad bajo un perfil de suelo no removido y una distribución homogenizada dentro de la capa de arado de los depósitos cultivados.
- d. La distribución espacial uniforme de inventarios parecida en depósitos no arados (no erosionados).
- e. Una vez absorbido por las partículas del suelo, el movimiento subsecuente ocurrirá solo en asociación con partículas de suelo.

2.1 Uso de modelos de conversión de mediciones de Be-7 en montos de redistribución de suelo

Se basan en lo siguiente:

- La intensificación de actividad forestal, lo que incrementa el impacto destructivo de la erosión sobre la calidad del suelo y aguas.
- Adopción de prácticas de manejo como el arrumado de desechos forestales siguiendo curvas de nivel.
- La información sobre eficiencia de esta práctica en el control de procesos de redistribución de suelo es escasa.
- La evaluación de la eficiencia nos da información sobre montos de erosión y sedimentación y su distribución espacial.

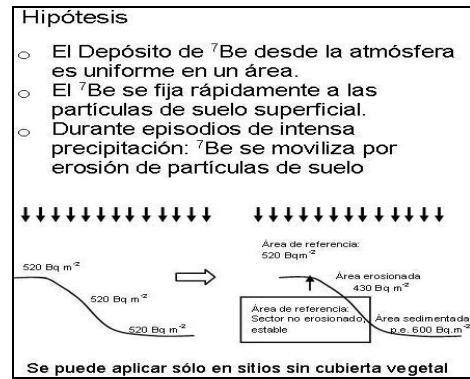


Figura 1. Hipótesis para aplicación de modelo de conversión de mediciones para de Be-7.

El método de Be-7 tiene restricciones debido a que la distribución inicial (superficial y en profundidad), inmediatamente antes del evento erosivo a ser estudiado debe ser uniforme, porque se basa en la comparación de la Distribución Superficial de Área (DSA), en un punto en estudio con la DSA de un punto situado en un sitio de referencia.

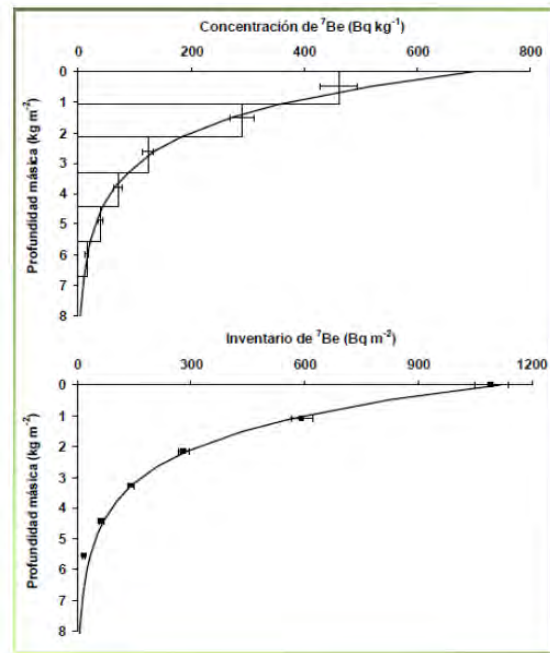


Figura 2. Gráfica del inventario versus profundidad másica.

Las características del sitio de referencia para el estudio deben ser las siguientes:

- Área planas
- Cercanas al sitio de estudio
- Situadas a altura
- No afectas a erosión ni sedimentación
- Con igual intervención que el área a analizar
- Sin cubierta herbácea

Mientras que los sitios a analizar deben tener las siguientes características:

- Cercanas al sitio de referencia.
- Sin cubierta herbácea.
- Libre de vegetación.
- Afectas a erosión y sedimentación.
- Con igual intervención que el sitio de referencia.

Para estos estudios, es preferible que se realicen antes de que se presenten las lluvias.

2.2 Caso de Estudio

A partir de mediciones de Be-7 en muestras de suelo colectadas en intervalos de profundidad en un sitio de referencia, se ha determinado la profundidad másica de relajación del Be-7 en el suelo y su densidad superficial de referencia ($A_{ref\ total}$). La sección transversal de los cilindros de recolección de cada muestra fue de $0,0700661\ m^2$.

Tabla 1. Datos obtenidos por la medición de suelos.

Profundidad de intervalo (mm)	Masa total muestra colectada (g)	Masa muestra medida (g)	Actividad de muestra medida (Bq)
0 – 2	84,97	62,88	13,576
2 – 4	84,49	73,84	7,006
4 – 6	87,00	75,63	2,737
6 – 8	88,38	74,61	0,987
8 - 10	90,12	78,17	0,075

2.3 Cálculos

A fin de obtener la curva que indique la mayor concentración de Be-7 a una profundidad dada, utilizamos los datos de la Tabla 1, la misma que se obtiene de:

- 1) La profundidad másica acumulada con la distribución de concentración másica y,
- 2) A partir de los valores de los coeficientes de la recta de regresión lineal obtenida en el punto 1), con las ecuaciones establecidas para el cálculo de la actividad a cualquier profundidad.

Se presentan a continuación la tabla y las gráficas correspondientes.

Tabla 2. Profundidad Másica acumulada versus Ln DMA Be-7 (Ax).

Ln DMA Be-7 (Ax)	Profundidad másica (kg/m ²)
6,105	0
5,231	1,213
4,287	2,419
3,325	3,660
2,408	4,922

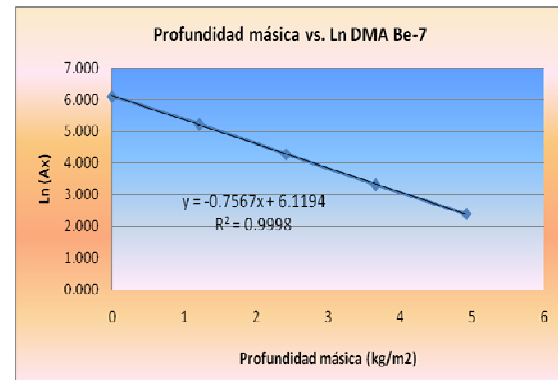


Figura 3. Gráfica de la Profundidad Másica versus Ln de la Distribución de la Concentración Másica (DMA).

Cálculo de la regresión lineal:

$$Y = Ln (Ax)$$

$$X = Prof. Másica Acumulativa$$

Con las siguientes ecuaciones:

$$A(x) = C(o). ho. e^{-x/ho}$$

$$A_{ref} = C(o). ho$$

$$C(o) = A_{ref} / ho \Rightarrow C(x) = A_{ref}. e^{(-x/ho)}$$

Donde:

$$A(x) = \text{Distribución Superficial de Área (DSA) en punto de muestreo, Bq/m}^2$$

$$A_{ref} = \text{Distribución Superficial de Área en el punto de referencia, Bq/m}^2$$

$$C(o) = \text{Actividad inicial, Bq/m}^2$$

$$h(o) = \text{Profundidad másica, kg/m}^2$$

De la Ec. de ajuste de la gráfica se obtiene:

- *Intercepto:* a: 6.119
- *Pendiente:* b: -0.757
- *Coef. de Correlación r:* -0.99989

que nos dan los siguientes parámetros:

$$A_{ref.} = e^a = e^{6.119} = 454.83 \text{ Bq/m}^2$$

$$h_o = -1/b = -1/(-0.757) = 1.32128 \text{ kg/m}^2$$

de donde obtenemos la gráfica de la Actividad a cualquier profundidad.

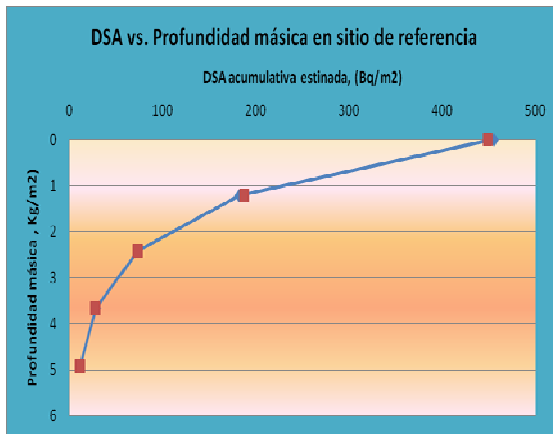


Figura 4. Gráfica de la profundidad másica versus DSA acumulativa estimada en el sitio de referencia.

Ec. Resultante:

$$A(x) = 454.83 \cdot e^{(-x/1.321)} \Rightarrow$$

$$C(x) = 454.83 \cdot e^{(-x/1.321)} / 1.321$$

Significado de h_o :

Se toma el valor de h_o , por encima de los 2/3 (63%) del $A_{ref.}$

$$\Rightarrow h_o = 1.3212 \text{ kg/m}^2$$

Cálculo de la Densidad en la primera capa:

$$\rho = \text{masa (kg)} / \text{Area sección transversal profund. de intervalo}$$

$$\rho = 84.97 / 1000 / (0.0700661 * 0.002) = 606.36 \text{ kg/m}^3$$

Entonces:

$$h' = h_o / \rho = 1.3212 \text{ kg/m}^2 / 606.36 \text{ kg/m}^3 = 0.00217 \text{ m.} \Rightarrow 2.17 \text{ mm.}$$

En esta capa de suelo se encuentra concentrada el 63% de la actividad del Be-7.

3. Resultados y Discusión

De acuerdo con los resultados obtenidos, es posible establecer procesos de redistribución de suelos a corto plazo. Para ello, es preciso que los estudios se realicen antes de las operaciones de labranza, de modo que el suelo no se vea afectado por modificaciones

dentro de él, lo que determinaría que su concentración fuera muy baja como para ser detectada. Asimismo, se observa una disminución exponencial de la concentración másica (DMA) con la profundidad bajo un perfil de suelo no removido y una distribución homogenizada dentro de la capa de arado.

Se obtiene un valor profundidad másica en el sitio de referencia (h') de 2,17 mm que indica que en esta capa de suelo se encuentra concentrada el 63% de actividad del Be-7.

4. Conclusiones

- El Be-7, debido a su vida media corta (53 días) y a su corto tiempo de residencia en el suelo, puede ser usado para documentar redistribución de suelos en el corto plazo.
- Se obtiene un valor de profundidad másica en el sitio de referencia (h') de 2,17 mm. que indica que en esta capa de suelo se encuentra concentrada el 63% de actividad del Be-7.
- La disminución de la concentración másica (DMA) del Be-7 en el suelo sigue un comportamiento exponencial con la profundidad.
- El Be-7 permite hacer evaluación en base a una sola visita a terreno.

5. Referencias

- [1] Walling DE, He Q. Towards improved interpretation of ^{137}Cs profiles in lake sediments. In: McManus J, Duck R, (eds). Geomorphology and sedimentology of lakes and reservoirs. Chichester: Wiley. 1993. p. 31-53.
- [2] Walling DE, He Q. The global distribution of bomb-derived ^{137}Cs reference inventories. Final Report on IAEA Technical Contract 10361/RO-R1. University of Exeter. 2000.
- [3] Walling DE, Zhang Y, He Q. Models for converting measurements of environmental radionuclide inventories (^{137}Cs , Excess ^{210}Pb , and ^7Be) to estimates of soil erosion and deposition rates (Including software for model implementation). Department of Geography, University of Exeter, Exeter, EX4 4RJ UK. 2007.
- [4] Zapata F. Handbook for the assessment of soil erosion and sedimentation using environmental radionuclides. Netherlands: Kluwer Academic Publishers. p. 111.

Uso del modelo de conversión de mediciones de inventarios en radionúclidos ambientales (Cs-137) para la estimación de tasas de erosión y deposición en suelos

Gerardo Maghella*, Mónica Vivanco, José Maguiña, Jacinto Valencia

Dirección de Investigación y Desarrollo, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

Resumen

En el presente informe se muestra la aplicación de un modelo de conversión de mediciones de inventarios del radionúclido ambiental Cs-137, para estimaciones de tasas de reposición y deposición de erosión en suelos que involucra el Método Estándar y el Simplificado. Los datos analizados corresponden a un ejercicio llevado a cabo durante el Curso de Estimación de Erosión en Suelos por Radionúclidos de Precipitación (Cs-137) realizado en Chile. Para ello, se ha considerado el escenario de la determinación de tasas medias de redistribución de suelo durante períodos contrastantes de labranza, p. ej. a lo largo de transectos de pendiente en el sitio bajo Cero Labranza (CL) y para Labranza Total (LT). Los resultados obtenidos demuestran que el método simplificado es más versátil, porque solo requiere realizar dos mediciones por punto de muestreo y muestra la pérdida de suelos asociada al cambio desde Labranza Total a Cero Labranza, mientras que el estándar requiere la recolección de muestras en incrementos de profundidad. Asimismo, se tiene un valor de erosión por el método estándar de -3.33 kg/m^2 año, a partir del valor de la profundidad másica obtenido de la gráfica.

Abstract

This report shows one Cs-137 environment radionuclide inventory measurements conversion model application for soil erosion reposition and deposition rates estimation which involves the following methods: Standard and Simplified. Analyzed data corresponds to one exercise carried out during Fallout Radionuclides (Cs-137) Soil Erosion Estimation Course performed in Chile. For such purposes, soil redistribution during contrasting tilling periods mean rates has been considered, i.e., in slope transects in site under Zero Tilling and Total Tilling. Results obtained show that simplified method is versatile, due to it requires only 02 measurements per sample point and it shows the soil loss linked to changes from Zero Tilling and Total Tilling, while the standard one requires samples recollection in depth increases. Likewise, an erosion value for standard methods of $-3.33 \text{ kg/m}^2/\text{year}$ is obtained, from mass depth value given since graphic.

1. Introducción

Los radionúclidos ambientales como el ^{137}Cs y el ^7Be están siendo empleados intensamente para obtener información de las tasas de distribución de suelos por erosión y en estudios de la DSA (densidad superficial de actividad o inventario) de sedimentos [1]. El trabajo emprendido en un amplio rango de ambientes en diferentes áreas del mundo ha demostrado que su uso, tanto independiente como en combinación, alcanza medios valiosos de tasas de estimación de pérdida de suelos y deposición de sedimentos, que posee muchas ventajas sobre las técnicas convencionales de monitoreo [2]. Estas ventajas incluyen el potencial para derivar

tasas de deposición y estimados de erosión en una simple inspección y para armar la información distribuida de puntos en el paisaje, el cual puede ser usado para estudiar patrones espaciales de redistribución de suelos.

2. Desarrollo

Muchas aproximaciones diferentes han sido utilizadas para convertir las mediciones de Cs-137 a tasas estimadas de erosión y deposición de erosión [3]. Estos métodos incluyen, tanto relaciones empíricas como modelos teóricos y procedimientos de conteo.

* Correspondencia autor: gmaghella@ipen.gob.pe

En un esfuerzo para estandarizar los métodos y procedimientos empleados, Walling *et al.* [1] desarrollaron un programa que implementaba un número de modelos (procedimientos) que parecían proveer resultados significativos. Los modelos variaban en complejidad desde el modelo proporcional simple a modelos de balance de masa más complejos que intentaban describir los procesos claves que controlan la distribución de Cs-137 en el perfil del suelo. Se incluye en esto a aquellos modelos aplicables tanto a suelos cultivados como a eriazos (p. ej. pastizales, pastos permanentes). Estos programas estandarizados se pueden conseguir fácilmente y han tenido un papel importante en la promoción del empleo de Cs-137 en estudios relacionado con la erosión de suelos y sedimentación a nivel mundial.

2.1 Uso de modelos de conversión de mediciones de ^{137}Cs en tasas medias de redistribución de suelo durante períodos contrastantes de labranza

Existen dos escenarios típicos en donde se aplican el modelo de conversión: La Cero Labranza (CL) y la Labranza Total (LT).

a) La Cero Labranza consiste en el manejo de los residuos de la cosecha sin quema, con siembra y fertilización directa y que tiene como ventajas:

- Reduce pérdida de suelo y de nutrientes (cursos de agua), y
- Mejoramiento de la fertilidad del suelo y de la calidad del agua suelo.

Existe pérdida de suelo asociada al cambio desde el sistema de LT (labranza total) al CL, por la que la cuantificación de dicha pérdida se da mediante el empleo de métodos de conversión.

b) La Labranza Total reacomoda la capa superficial del suelo por completo. Requiere varios pasos para primero remover el suelo y luego deshacerlo o quebrarlo como semillero previo al sembrado.

2.2 Método estándar

Se basa en dos parámetros y requiere la recolección de muestras en incrementos de profundidad para su aplicación (se basa en la distribución del ^{137}Cs en profundidad).

Aplicación del método estándar

Caso 1

Estimación de tasa de erosión/sedimentación durante el período de Cero Labranza (CL): R_{nt} ($\text{kg/m}^2 \text{ y}^{-1}$).

Datos:

Tabla 1: Datos de la ubicación analizada.

$H =$	170	kg m^{-2}
$h(t) =$	120 (*)	kg m^{-2}
$h(t) - H =$	-50.00	kg m^{-2}
$t - t' =$	15	años
$R_{nt} =$	-3.33	$\text{kg m}^{-2} \text{ a}^{-1}$

Donde:

H: Profundidad histórica del arado durante la LT

h: Profundidad másica a la cual el Cs-137 estaba mezclado homogéneamente a la fecha de muestreo (t) durante el período CL.

(*) Valor obtenido a partir de la Tabla 2 y la Figura 1.

t - t': Años transcurridos entre el período de labranza total y el muestreo.

R_{nt} : tasa de erosión/sedimentación.

En la tabla 2 se presentan los datos obtenidos del análisis de las muestras de suelo a diferentes intervalos de profundidad.

Tabla 2. Datos obtenidos del análisis de muestras de suelo a diferentes profundidades.

Intervalo Profundidad	Profundidad másica	Profundidad másica acumulada	Densidad másica actividad (Bq kg^{-1})	
(cm)	kg m^{-2}	kg m^{-2}	2001	1986
		0		2.68
0	2	18.91	1.80	2.54
2	4	21.20	1.81	2.55
4	6	25.32	2.03	2.87
6	8	23.65	1.97	2.78
8	10	31.29	1.88	2.65
10	12	27.43	0.85	1.20
12	14	21.73	0.26	0.37

La evolución de la Densidad Másica de Actividad con la Profundidad Másica Acumulada del Cs-137 para diferentes intervalos de profundidad de muestreo se presenta en la Tabla 3.

Tabla 3. Datos necesarios para la gráfica de la Densidad Másica de Actividad versus Profundidad Másica.

Profundidad Másica Acumulada (kg m ⁻²)	Densidad másica de actividad (Bq kg ⁻¹)	
	2001	1986
-50	0	0.00
-50	0	2.68
0	0	2.68
0	0	2.54
0	1.80	2.54
18.91	1.80	2.54
18.91	1.81	2.55
40.11	1.81	2.55
40.11	2.03	2.87
65.43	2.03	2.87
65.43	1.97	2.78
89.08	1.97	2.78
89.08	1.88	2.65
120.37	1.88	2.65
120.37	0.85	1.20
147.80	0.85	1.20
147.80	0.26	0.37
169.52	0.26	0.37
169.52	0.00	0.00

En la Tabla 3 se considera la diferencia de las Profundidades Másicas tanto histórica (durante labranza total) y luego de 15 años, (durante muestreo en el período de cero labranza).

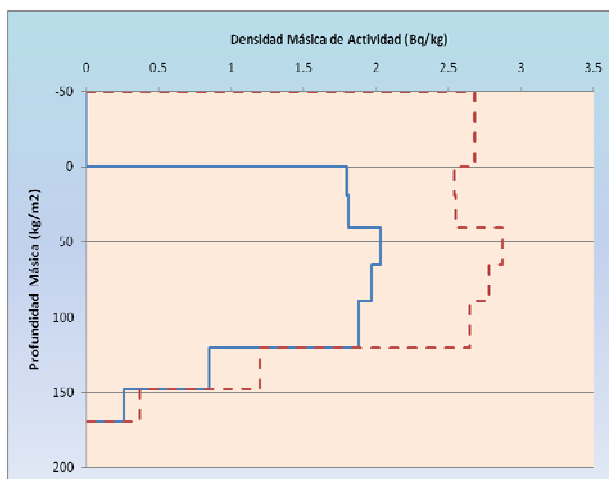


Figura 1. Distribución de la Densidad Másica de Actividad versus Profundidad Másica.

En la Figura 1 se observa, en línea azul continua, el comportamiento de la profundidad másica del Cs-137, con un valor estable (línea horizontal) aproximado de 120 kg/m² a partir del valor inicial de profundidad

másica acumulada en superficie. La línea roja entrecortada muestra el comportamiento de dicha profundidad considerando ya el valor de la diferencia de profundidades másicas acumuladas: $h(t) - H = -50 \text{ kg/m}^2$ y que indica realmente cuánto ha sido el efecto de la erosión entre los periodos de labranza en el intervalo de años estudiado.

2.3 Método simplificado (MS)

Se basa en la relación lineal significativa encontrada. Esta relación se encuentra entre la Distribución Superficial del Área (DSA) del Cs-137 hasta la profundidad h y la Distribución Superficial de Área total (A) en los puntos de muestreo analizados a lo largo de un transecto de pendiente con el método estándar.

El método simplificado se utiliza para estimar los cambios en la pérdida de suelo asociada al cambio desde Labranza Total (LT) a Cero Labranza (CL).

Entre sus ventajas tenemos:

- Requiere solo de dos mediciones de Cs-137 por punto de muestreo, obviando la necesidad de coleccionar muestras en incrementos de profundidad en todos los puntos.
- Su aplicación permite extender los resultados obtenidos por el Método Estándar a áreas mayores, aumentando la representatividad de los resultados y permitiendo un asesoramiento más riguroso del impacto del cambio de sistema de labranza.

Caso 2

En base a los datos señalados en la Tabla 4, se determinó la Densidad Superficial de Actividad (DSA) de 137-Cs en los puntos 1 a 4 de un transecto de pendiente.

Área cilindro de muestreo: $0,004094 \text{ m}^2$

Tabla 4. Datos para la determinación de la erosión de un transecto de pendiente.

Muestra	Profundidad (cm)	Masa total (kg)	Prof. Másica (kg m ⁻²)	DMA (Bq kg ⁻¹)
1	0-25	1.088	265.73	1.70
2	0-25	1.17	285.69	1.60
3	0-25	1.275	311.50	1.63
4	0-25	1.26	308.16	2.92

2.4 Cálculos

Para el cálculo de la DSA se aplica la siguiente fórmula:

$$DSA = DMA \times Profundidad \text{ Másica}$$

donde:

DMA = Densidad Másica de Actividad (Bq/kg).

=> Muestra 1:

$$265.73 \text{ kg/m}^2 \times 1.70 \text{ Bq/kg} = 451.74 \text{ Bq/m}^2$$

En la Tabla 5 se representan los valores obtenidos de la Densidad Superficial de Actividad (DSA), para cada muestra:

Tabla 5. DSA obtenida para cada muestra Bq/m².

Muestra	Profundidad (cm)	Masa total (kg)	Prof. Másica (kg m ⁻²)	DMA* (Bq kg ⁻¹)	DSA (Bq m ⁻²)
1	0-25	1.088	265.73	1.70	451.74
2	0-25	1.17	285.69	1.60	456.11
3	0-25	1.275	311.50	1.63	508.64
4	0-25	1.26	308.16	2.92	899.89

3. Resultados y Discusión

De acuerdo con los resultados obtenidos, puede observarse que el método simplificado es uno de los más prácticos para estimar tasas de erosión, porque permite visualizar los efectos del cambio del sistema de labranza. Además, solo se requiere de 2 mediciones de Cs-137 por punto de muestreo.

Es preciso determinar, antes de realizar muestreos, la zona de referencia, de modo que exista un seguimiento del comportamiento de la redistribución del suelo por efecto de la erosión.

El método estándar requiere información del suelo previo a la cero labranza; además, requiere la recolección de muestras en incrementos de profundidad. El valor obtenido de -3.33 kg/m².año (-33.3 t/ha. año), demuestra que el suelo presenta una fuerte erosión.

El valor de profundidad másica del Cs-137 de 120 kg/m² se obtiene de los datos de la Tabla 2 y se visualiza en la Figura 1, que corresponde al grado de mezcla homogéneo que presenta el Cs-137 a la fecha del muestreo.

4. Conclusiones

- El modelo de conversión en estimación de redistribución de suelos se emplea para estimar montos de redistribución de suelos de corta duración y tasas medias (45 años) para el caso de Cs-137.
- Las ventajas de la cero labranza son que reducen la pérdida de suelo y de nutrientes y mejora la fertilidad y calidad del agua del suelo.
- La ventaja de usar el método simplificado del Cs-137 es que solo requiere dos mediciones por punto, sin recolección de muestras en incrementos de profundidad.
- El método estándar permite discriminar entre tasas de redistribución de suelo de períodos de labranza contrastantes en un mismo potrero.
- Las mediciones de Cs-137 constituyen una herramienta alternativa altamente valiosa frente a técnicas tradicionales, para asesorar el impacto del cambio del sistema de labranza sobre la pérdida de suelo.

5. Referencias

- [1] Walling DE, He Q. Towards improved interpretation of ¹³⁷Cs profiles in lake sediments. In: McManus J, Duck R, (eds). Geomorphology and sedimentology of lakes and reservoirs. Chichester: Wiley. 1993. p. 31-53.
- [2] Walling DE, He Q. The global distribution of bomb-derived ¹³⁷Cs reference inventories. Final Report on IAEA Technical Contract 10361/RO-R1. University of Exeter. 2000.
- [3] Walling DE, Zhang Y, He Q. Models for converting measurements of environmental radionuclide inventories (¹³⁷Cs, Excess ²¹⁰Pb, and ⁷Be) to estimates of soil erosion and deposition rates (Including software for model implementation). Department of Geography, University of Exeter, Exeter, EX4 4RJ UK. 2007.

Intercomparación de análisis de isótopos ambientales mediante un programa de ensayo de muestra dividida

Enoc Mamani*, José Maguiña, Jacinto Valencia, Jorge Condori

Dirección de Investigación y Desarrollo, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

Resumen

El presente estudio muestra el desempeño del equipo Láser LGR del Laboratorio de Hidrología del IPEN, mediante comparación de análisis de muestras de ^{18}O y ^2H en un laboratorio de hidrología isotópica nominado por el OIEA como "Centro Designado para el Análisis de Isótopos Estables" para el Acuerdo Regional de Cooperación.

Abstract

This report shows the performance of laser equipment LGR Hydrology Laboratory of IPEN, by comparing the analysis of samples of ^{18}O and ^2H in other isotope hydrology laboratory nominated by the IAEA "Designated Center Stable Isotope Analysis" for the Regional Cooperation Agreement.

1. Introducción

La intercomparación entre laboratorios permite determinar el desempeño individual de los mismos, durante la ejecución de ensayos específicos o mediciones comparando los resultados con otros laboratorios similares, también permite monitorear el desarrollo continuo del laboratorio, evaluando el desempeño del personal, la calibración de los equipos y la adecuación a los procedimientos [1]. Para las pruebas de intercomparación uno de los laboratorios debe poseer una capacidad de ensayo más alta; para este estudio se seleccionó un laboratorio de hidrología isotópica nominado por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA).

Los principales propósitos de las comparaciones entre laboratorios son:

- a) Asignar valores a los materiales de referencia.
- b) Describir la capacidad de un método.
- c) Normalizar los laboratorios.

Los tipos de ensayos de comparación son:

- Programas de comparación de mediciones.
- Programas de ensayos interlaboratorios.
- Programas de ensayos de muestras divididas.
- Programas cualitativos.
- Programas de valores conocidos.
- Programas de procesos parciales.

El programa de ensayo de muestra dividida es el seleccionado como método de intercomparación, siendo utilizado por los clientes de los laboratorios y algunos organismos reguladores.

2. Desarrollo experimental

2.1 Materiales y equipos

- Espectrómetro láser LGR DLT-100, modelo 908-0008-2001 (Figura 1), para la medición de ^{18}O y ^2H [2].
- Espectrómetro de masas FINNIGAN MAT 252 para la medición de ^{18}O y ^2H .
- GPS.
- Papel filtro.
- Envases de 50 ml.



Figura 1. Espectrómetro láser.

2.2 Metodología

La metodología empleada aborda la intercomparación de análisis de ^{18}O y ^2H de muestras de aguas superficiales y subterráneas. Los participantes son el

* Correspondencia autor: emamani@ipen.gob.pe

Laboratorio de Hidrología Isotópica del IPEN y un laboratorio de hidrología isotópica seleccionado por el OIEA denominado “Centro Designado para el Análisis de Isótopos Estables”. La metodología del estudio consistió en:

- Selección del método de intercomparación: Programa de ensayos de muestras divididas.
- Selección de muestras superficiales (río: 3 muestras, laguna: 2 muestras) y subterráneas (manantial: 1 muestra y aguas de filtración: 4 muestras).
- Muestreo de aguas, homogenización y división de las muestras para los dos laboratorios.
- Empacado, etiquetado y envío de las muestras para análisis.
- Análisis de muestras divididas por isótopos de ^{18}O y ^2H en el Laboratorio de Hidrología Isotópica del IPEN y el laboratorio de hidrología de referencia.
- Informe de resultados.
- Análisis de datos.
- Elaboración del informe final.

3. Resultados y Discusión

En la Tabla 1 se muestran los resultados para ^{18}O y ^2H obtenidos en el Espectrómetro de masas FINNIGAN MAT 252 del laboratorio de isótopos ambientales acreditado, donde se realizaron 4 análisis por muestra.

Tabla 1. Resultados de ^{18}O y ^2H .

Cód. Lab.	Fecha de Análisis	$\delta\text{‰}^2\text{H}$	$\delta\text{‰}^{18}\text{O}$
IPEN-1	13/12/2010	-21,9	-2,63
IPEN-2	13/12/2010	-17,5	-1,48
IPEN-3	13/12/2010	-27,1	-3,89
IPEN-4	13/12/2010	-21,1	-3,00
IPEN-5	13/12/2010	-29,6	-4,49
IPEN-6	13/12/2010	-15,0	-1,80
IPEN-7	13/12/2010	-108,8	-14,48
IPEN-8	13/12/2010	-108,8	-14,53
IPEN-9	13/12/2010	-38,4	-5,66
IPEN-10	13/12/2010	-107,5	-14,26

Nota: Resultados en $\delta\text{‰}$ (delta por mil referido a VSMOW. Incerteza (μ) ^{18}O es de +/- 0,05 ‰ y en ^2H es de +/- 1‰

Laboratorio acreditado isótopos ambientales.

En la Tabla se muestran los resultados de ^{18}O y ^2H obtenidos en el Espectrómetro Láser LGR DL-100 del Laboratorio de Isótopos ambientales del IPEN, donde se analizó en 4 ciclos de 6 repeticiones cada ciclo (24 análisis por muestra).

Tabla 2. Resultados de ^{18}O y ^2H .

Cód. Lab	Fecha de último análisis	$\delta\text{‰}^2\text{H}$	$\delta\text{‰}^2\text{H}_s$	$\delta\text{‰}^{18}\text{O}$	$\delta\text{‰}^{18}\text{O}_s$
IPEN-1	05/01/11	-22,32	0,46	-2,62	0,12
IPEN-2	05/01/11	-18,02	-2,62	-1,53	0,12
IPEN-3	05/01/11	-28,00	-1,53	-3,83	0,11
IPEN-4	05/01/11	-21,81	-3,83	-3,07	0,11
IPEN-5	05/01/11	-29,73	0,75	-4,67	0,10
IPEN-6	05/01/11	-15,08	1,23	-1,71	0,15
IPEN-7	05/01/11	-108,64	0,94	-14,37	0,12
IPEN-8	05/01/11	-109,86	0,81	-14,43	0,11
IPEN-9	05/01/11	-39,00	0,86	-5,83	0,12
IPEN-10	05/01/11	-106,95	0,91	-14,33	0,11

Nota: La desviación estándar -s- (σ para el $\delta^2\text{H}$ debe ser inferior a 2 ‰ y para $\delta^{18}\text{O}$ debe ser inferior a 0,3 ‰, para que sean aceptables.

Laboratorio de Isótopos Ambientales, IPEN.

3.1. Estadística del desempeño

La estadística de desempeño está dada por la diferencia porcentual, así tenemos:

$$\text{Diferencia} = x - X$$

x = resultado reportado por el laboratorio IPEN.

X = Valor reportado por el laboratorio acreditado.

$$\text{Diferencia en \%} = \{(x - X) \div X\} * 100$$

Así tenemos la estadística de desempeño para el ^2H (Tabla 3):

Tabla 3. Desempeño del ^2H .

Cód. Lab.	$\delta\text{‰}^2\text{H}$ CCHEN	$\delta\text{‰}^2\text{H}$ IPEN	Diferencia en %
IPEN-1	-21,9	-22,32	1,92
IPEN-2	-17,5	-18,02	2,97
IPEN-3	-27,1	-28,00	3,31
IPEN-4	-21,1	-21,81	3,37
IPEN-5	-29,6	-29,73	0,44
IPEN-6	-15,0	-15,08	0,53
IPEN-7	-108,8	-108,64	0,15
IPEN-8	-108,8	-109,86	0,97
IPEN-9	-38,4	-39,00	1,56
IPEN-10	-107,5	-106,95	0,51
Diferencia promedio =			1,573

De la misma manera obtenemos la estadística de desempeño para el ^{18}O (Tabla 4).

Tabla 4. Desempeño del ^{18}O .

Cód. Lab.	$\delta_{\text{‰}}^{18}\text{O}$	$\delta_{\text{‰}}^{18}\text{O}$	Diferencia en %
	CCHEN	IPEN	
IPEN-1	-2,63	-2,62	0,25
IPEN-2	-1,48	-1,53	3,10
IPEN-3	-3,89	-3,83	1,60
IPEN-4	-3,00	-3,07	2,25
IPEN-5	-4,49	-4,67	3,96
IPEN-6	-1,80	-1,71	5,00
IPEN-7	-14,48	-14,37	0,78
IPEN-8	-14,53	-14,43	0,71
IPEN-9	-5,66	-5,83	3,08
IPEN-10	-14,26	-14,33	0,47
	Diferencia promedio		2,12

3.2 Evaluación del desempeño

$$\text{Zscore} = (x - X) \div s$$

x = resultado del laboratorio participante

X = Valor asignado

s = Desv. Stand. de los resultados obtenidos por el laboratorio del IPEN

$|Z| \leq 2$ = Satisfactorio

$2 < |Z| < 3$ = Cuestionable

$|Z| \geq 3$ = No satisfactorio

Así tenemos la evaluación del desempeño (Zscore) para el ^2H (Tabla 5).

Tabla 5. Evaluación del Desempeño del H-2.

Cód. Lab.	$\delta_{\text{‰}}^2\text{H}$	$\delta_{\text{‰}}^2\text{H}$	Zscore Z
	CCHEN	IPEN	
IPEN-1	-21,9	-22,32	0,91
IPEN-2	-17,5	-18,02	0,20
IPEN-3	-27,1	-28,00	0,59
IPEN-4	-21,1	-21,81	0,19
IPEN-5	-29,6	-29,73	0,17
IPEN-6	-15,0	-15,08	0,06
IPEN-7	-108,8	-108,64	0,17
IPEN-8	-108,8	-109,86	1,30
IPEN-9	-38,4	-39,00	0,70
IPEN-10	-107,5	-106,95	0,60
	Zscore promedio =		0,489

Observándose que los valores hallados son satisfactorios ($|Z| \leq 2$).

De la misma manera tenemos la evaluación del desempeño (Zscore) para el ^{18}O en la Tabla 6:

Observándose que todos los valores hallados son satisfactorios ($|Z| \leq 2$), y el comportamiento tiene un buen desempeño.

Tabla 6. Evaluación del Desempeño del ^2H .

Cód. Lab.	$\delta_{\text{‰}}^{18}\text{O}$	$\delta_{\text{‰}}^{18}\text{O}$	Zscore
	CCHEN	IPEN	
IPEN-1	-2,63	-2,62	0,05
IPEN-2	-1,48	-1,53	0,37
IPEN-3	-3,89	-3,83	0,57
IPEN-4	-3,00	-3,07	0,59
IPEN-5	-4,49	-4,67	1,83
IPEN-6	-1,80	-1,71	0,60
IPEN-7	-14,48	-14,37	0,94
IPEN-8	-14,53	-14,43	0,98
IPEN-9	-5,66	-5,83	1,47
IPEN-10	-14,26	-14,33	0,59
	Zscore promedio =		0,799

Observándose que todos los valores hallados son satisfactorios ($|Z| \leq 2$) y el comportamiento tiene un buen desempeño.

4. Conclusiones

Las muestras analizadas con el Espectrómetro Láser LGR DLT-100 del IPEN, brindan resultados satisfactorios, muy cercanos a los valores dados por el Espectrómetro de Masas FINNIGAN, cuya diferencia promedio para ^2H es de 1,573% y ^{18}O es de 2,12%.

Los valores Zscore promedio para el ^2H y ^{18}O son de 0,489 y 0,799 respectivamente, que indican valores de mediciones para ^2H y ^{18}O muy aproximados entre ambos laboratorios.

5. Referencias

- [1] International Organization for Standardization (ISO). ISO/IEC 17025:1999. General requirements for the competence of testing and calibration laboratories. 1a. ed. Génève, Suiza: ISO; 1999.
- [2] International Atomic Energy Agency. The radiotracer residence time distribution method for industrial and environmental applications. Training Course 31. Vienna: IAEA; 2008.

Efecto de la radiación gamma en la conservación, calidad higiénica y tratamiento cuarentenario en productos del espárrago peruano

Johnny Vargas*, Mónica Vivanco, Emma Castro

Dirección de Servicios. Instituto Peruano de Energía Nuclear. Av. Canadá 1470 Lima 41, Perú

Resumen

Se presentan algunos resultados de investigaciones realizadas en el Perú utilizando la tecnología de irradiación en el espárrago peruano (Fresco, liofilizado en trozos y harina) con fines de conservación, solución a problemas fitosanitarios como reemplazo de agentes químicos nocivos para la salud y el medio ambiente. Aplicando una dosis de 1 kGy a espárragos verdes frescos se logró extender la vida útil por un período de 20 días, mientras que el control pudo conservarse solo 10 días. En la descontaminación microbiana se halló que dosis de 3 y 5 kGy mejora la calidad higiénica en el espárrago liofilizado en trozos y harina de espárrago, respectivamente. También se explica los resultados del uso de la radiación gamma como tratamiento cuarentenario en la exportación, donde dosis de 0,10 kGy aplicada a las larvas del 2º estadio controló la emergencia de adultos de *Copitarsia decolora* al 100%. La radiación gamma aplicado a los vegetales tiene como objetivo prolongar su vida útil, mejorar la calidad higiénica y como medida fitosanitaria ser una alternativa a la fumigación con bromuro de metilo.

Effect of gamma radiation in conservation, hygienic and quarantine treatment products peruvian asparagus

Abstract

We present some results of research conducted in Peru using irradiation technology in the Peruvian asparagus (fresh, freeze-dried pieces and flour) for conservation, plant protection solutions to problems such as replacement of chemicals harmful to health and the environment. Applying a dose of 1 kGy fresh green asparagus was able to extend the life for a period of 20 days, while the control retained only 10 days could. In the microbial decontamination was found that doses of 3 and 5 kGy improved hygienic quality freeze-dried asparagus, asparagus pieces and flour, respectively. It also explains the results of using gamma radiation as a quarantine treatment in exports, where dose of 0,10 kGy applied to the 2nd instar larvae of adult emergence controlled *Copitarsia decolora* of to 100 %. Gama radiation applied to these products, improve the hygienic quality and as a phytosanitary measure to be an alternative to methyl bromide fumigation.

1. Introducción

En este trabajo se entregan algunos antecedentes, perspectivas y resultados de investigación realizados con la tecnología de irradiación en el espárrago peruano y sus productos.

Los rayos gamma son radiaciones electromagnéticas al igual que la luz visible, ultravioleta, infrarrojo, rayos X, microondas y ondas de telecomunicaciones.

La irradiación de alimentos es un proceso en frío de alta penetrabilidad y no deja residuos, reemplaza a los métodos químicos más tóxicos para combatir a las poblaciones microbianas e insectos.

La radiación gamma producido principalmente por una fuente de Cobalto 60, se emplea en la irradiación de alimentos con la finalidad de conservar los alimentos, extendiendo su vida útil o período de comestibilidad, así como mejorar su calidad higiénica, reduciendo la población microbiana, hongos, eliminando microorganismos patógenos y garantizando alimentos inocuos, también desinfectándolo de insectos para su conservación o solución de problemas fitosanitarios, reemplazando fumigantes como el Óxido de Etileno y el Dibromuro de etileno (más conocidos por sus

* Correspondencia autor: jvargas@ipen.gob.pe

siglas en inglés EO y EDB, respectivamente) ya prohibidos por ser cancerígenos.

Por otro lado, el estatus de “uso cuarentenario” permite el empleo de Bromuro de metilo (BrM), como una de las herramientas con que cuentan las Organizaciones Nacionales de Protección Fitosanitaria (ONPF) para controlar y prevenir las plagas invasoras.

Nuestro país mantiene considerables ventajas competitivas, tales como: bajos costos de mano de obra, los más altos rendimientos del mundo, producción en contra estación y condiciones climáticas favorables, que le han permitido mantenerse en un lugar de preponderancia a nivel mundial [1].

El tratamiento fitosanitario cuarentenario obligatorio para el ingreso del espárrago peruano al mercado de los Estados Unidos de Norteamérica es la fumigación con BrM en destino. Esta fumigación origina sobre costos, pérdidas de calidad, reducción del tiempo de vida útil del producto, daño a la salud y agotamiento de la capa de ozono.

Hay que tener en cuenta que la exportación del espárrago peruano se está recuperando; por ejemplo, entre enero y mayo 2010 sumó 130.9 millones de dólares, un 8% más que el período similar del año 2009.

Por esta razón, la tecnología de irradiación surge como una alternativa viable, para el tratamiento cuarentenario del espárrago de exportación, en reemplazo de métodos convencionales.

Los objetivos de la irradiación en los productos trabajados fueron:

- Retardar la senescencia en espárragos verdes frescos sin alterar significativamente sus propiedades nutritivas, físico-químicas y sensoriales.
- Reducir la población microbiana en espárrago liofilizado, garantizando su inocuidad, manteniendo sus propiedades intrínsecas.
- Como tratamiento cuarentenario en espárragos, encontrar la dosis mínima óptima que asegure la no emergencia del Lepidóptero *Copitarsia decolora* del 2° estadio al estado adulto, manteniendo las características propias de los productos a la dosis mínima seleccionada.

Otras aplicaciones en espárragos

Harina de espárragos

Los espárragos por ser un producto del campo, la contaminación se produce durante el cultivo, la cosecha y el procesamiento dependiendo del nivel de flora, el clima y de las prácticas agrícolas. Se ha encontrado altos niveles de población microbiana de hasta 10^6 microorganismos por gramo.

El secado o tratamiento térmico disminuye la contaminación; sin embargo, las operaciones posteriores de molienda, mezcla, envasado, manipuleo y almacenamiento la incrementan nuevamente. Adicionalmente, factores climáticos como la alta humedad de la costa peruana, favorecería la aparición de hongos y por el excesivo manipuleo, microorganismos patógenos.

Espárrago liofilizado en trozos

Uno de los procesos que garantiza la calidad microbiana es el liofilizado, pero depende de la población microbiana inicial, en otros casos de la población de hongos que ante el tratamiento de liofilización esporulan, sobreviviendo en el producto final, siendo necesaria la irradiación para su descontaminación [2].

Espárragos pre cocidos refrigerados

Después de haber implementado un plan HACCP, siempre existe el riesgo o peligro de contaminación sobre todo por microorganismos patógenos, como *Escherichia coli*, *Staphylococcus aureus*, etc. principalmente debido al manipuleo, no cumpliendo con las exigencias del mercado internacional.

Debido al interés existente, se elaboró el proyecto considerando varios análisis como: dosimetría, irradiación a diferentes dosis alternativas, análisis físico-químicos, microbiológicos, análisis sensorial, además de pruebas con simulación de transporte y almacenamiento refrigerado.

2. Experimental

Los productos fueron irradiados en el equipo de irradiación Gammacell 220 y Gammabeam se hicieron análisis dosimétricos para cada producto, que de acuerdo con la densidad y geometría nos permitió calcular los tiempos de exposición a

la radiación gamma, para administrar las diferentes dosis estudiadas.

Para las dosimetrías se utilizó el método ASTM E 1026 – 1995 Practice for Using the Fricke Reference Standard Dosimetry System.

El método empleado en los análisis físico-químicos y las especificaciones para espárragos liofilizados fueron consultados de las Normas Técnicas Nacionales del ITINTEC.

El método empleado en los análisis microbiológicos fueron consultados de FDA, EDITION 6TA, 1984.



Figura 1. Preparación e irradiación de espárragos

3. Resultados y Discusión

3.1 Retardo de la senescencia en espárragos

Ensayos con dosis de radiación gamma a 1,0 kGy logró extender por un periodo de 20 días los espárragos verdes, manteniendo su calidad a una temperatura de 1-2 °C (90-95% de humedad relativa), mientras el control pudo conservarse solo 10 días [3].

3.2 Tratamiento cuarentenario como medida fitosanitaria para las plagas

La dosis mínima efectiva de irradiación gamma sobre las larvas II que asegura la no emergencia de adultos de *Copitarsia decolora* al 100% fue de 100 Gy [4].

3.3 Descontaminación microbiana e inocuidad

Producto: Espárrago liofilizado en trozos

Cantidad : 5 kg

Fuente : Cobalto 60

Tasa de dosis : 4,95 kGy/h

Dosis aplicadas : 3; 6 y 9 kGy

Análisis: físico-químico y microbiológicos



Figura 2. Lepidóptero *Copitarsia decolora* larva y adulto.

Tabla 1. Análisis físico-químico en espárrago liofilizado en trozos a diferentes dosis.

Análisis	Control	3kGy	6kGy	9kGy	Límite%
Humedad (%)	2,83	3,04	1,79	2,86	Máx 3,5
Cenizas (%)	6,81	7,02	7,13	7,24	6 – 8
Fibracrua (%)	11,31	12,69	12,86	13,56	10 – 19

Tabla 2. Análisis microbiológicos en espárrago liofilizados en trozos a diferentes dosis.

Análisis	Control	3kGy	6kGy	9kGy	Límite
R.A.M (UFC/g)	9,3x10 ²	<10	<10	<10	5 x 10 ²
R.H (UFC/g)	<10	<10	<10	<10	10 ²
R.L. (UFC/g)	<10	<10	<10	<10	10 ²
C.T. (NMP/g)	0,36	<0,3	<0,3	<0,3	Aus.

Como se puede apreciar en la Tabla 1 no hay alteraciones en los análisis físico-químicos de humedad, cenizas y fibra cruda a las diferentes dosis ensayadas en espárrago liofilizado en trozo.

Con respecto a los análisis microbiológicos, se puede notar en la Tabla 2 que a dosis de 3 kGy los microorganismos aerobios mesófilos y coliformes totales son eliminados de 9,3x10² UFC/g a <10 UFC/g y 0,36 NMP/g a <10 NMP/g, respectivamente.

4. Conclusiones

Dosis de 1,0 kGy logran extender la conservación de la vida útil en espárragos verdes almacenados por 20 días a 1-2 °C (90-95% de humedad relativa), con respecto al control que solo duró 10 días.

Dosis de 0,10 kGy aplicados a larvas del segundo estadio de *Copitarsia decolora*

infestantes del espárrago, previenen la emergencia al estado adulto.

Una dosis de 3 kGy es suficiente para mejorar la calidad higiénica en espárragos liofilizados en trozos, sin alterar significativamente sus características físico-químicas.

Debido a la gran producción, se podrá tratar la agroindustria del espárrago como harina de espárrago, espárrago liofilizado en trozos y espárrago pre cocido, con la finalidad de mejorar su calidad higiénica.

La radiación gamma garantiza la inocuidad de los espárragos y de sus productos tratados constituyéndose en una alternativa como tratamiento cuarentenario.

5. Bibliografía

[1] Espárragos: Busca consolidarse como el primer exportador mundial [serie en Internet]. Disponible en:

http://www.scotiabank.com.pe/i_financiera/pdf/sectorial/20030922_sec_es_esparragos.pdf
Consultado Julio 2010.

[2] Vargas J, *et al.* Aplicaciones de la radiación gamma en frutas y hortalizas. Perspectivas agroindustriales para espárrago peruano. En: instituto Peruano de Energía Nuclear. Informe Científico Tecnológico 2004. Lima: IPEN; 2005. p. 123-128.

[3] Cornejo M, *et al.* (1994). Utilización de la energía nuclear a través de la tecnología pico-onda en la conservación de la calidad y disminución de la carga microbiana del espárrago verde fresco. Proyecto de Investigación. (1994). Lima-Perú.

[4] Huamán M. Uso de la irradiación gamma como tratamiento cuarentenario para el control de *Copitarsia decolora* (Guenée, 1852) Lepidóptera: Noctuidae en el espárrago verde fresco para exportación. [Tesis para optar el título de Biólogo, mención Zoología]. Lima, Perú: Universidad Nacional Mayor de San Marcos; 2007.

Determinación de isótopos de uranio por espectrometría alfa

Enoc Mamani*, Jorge Martínez, José Maguiña, Jorge Condori, Gerardo Maghella

División de Ingeniería e Hidrología, Instituto Peruano de Energía Nuclear,
Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

Resumen

La espectrometría alfa es una técnica para la identificación y cuantificación de isótopos radiactivos emisores alfa. En el presente trabajo se muestran los resultados obtenidos en las mediciones de muestras de agua, previamente preparadas y acondicionadas para tal propósito, usando el equipo de espectrometría alfa recientemente implementado por la División de Industria e Hidrología.

Abstract

Alpha spectrometry is a technique for identification and quantification of alpha-emitting radioactive isotopes. This paper shows the results obtained from the measurement of water samples, previously prepared and conditioned, in the Alpha Spectrometer, recently implemented by the Division of Industry and Hydrology of the IPEN.

1. Introducción

La espectrometría alfa es una técnica para la identificación y cuantificación de isótopos radiactivos emisores alfa [1]. Estas partículas están constituidas por dos protones y dos neutrones, se diferencian de un núcleo de Helio porque que son eyectadas de algunos núcleos radiactivos (inestables) a altas energías características por lo general entre 4 y 6 MeV. Las partículas alfa son partículas cargadas pesadas, grandes y lentas, que pierden energía fácilmente en los materiales: una sola hoja de papel o la piel humana la impide.

Las energías de las partículas alfa de los isótopos difieren de 10 a 20 keV; por eso, los detectores de silicio son utilizados en los espectrómetros alfa, los elementos no deseables deben ser separados químicamente antes de su análisis, a fin de aislar a los elementos específicos de la muestra para reducir al mínimo las interferencias entre los nucleidos emisores alfa múltiples [2]. Con el fin de dar cuenta de la inevitable pérdida de la muestra durante la separación, una cantidad conocida de un isótopo específico o marcador se añade a la muestra, para el uranio es el ^{232}U , y a fin de obtener la muestra electrodepositada o precipitada perfectamente montada en una capa delgada se emplea el uso de fluoruro de tierras raras como el fluoruro de neodimio como métodos utilizados en el montaje.

Algunos de los isótopos que se pueden detectar a través de la emisión de partículas alfa de energía característica, son los radioisótopos naturales de las cadenas radiactivas del uranio y el torio, o radioisótopos artificiales como el plutonio y americio, entre otros.

En los últimos años, la espectroscopía alfa ha adquirido una importancia creciente en la cuantificación e identificación de los nucleidos emisores alfa del medioambiente y en la protección radiológica; desde la producción de combustibles, armas nucleares, gestión de residuos hasta el desmantelamiento y descontaminación de los emplazamientos.

2. Desarrollo experimental

2.1 Materiales y equipos

- Espectrómetro alfa de marca Alpha Analyst modelo A 450-18AM, con detectores Planar Implanted Pasivated Silicon (PIPS). (Figura 1).
- Fuentes de calibración (Tabla 2).
- 05 Muestras de 50 cm³ de agua (OIEA).

2.2 Metodología

El sistema de espectrometría alfa utilizado consta de 8 detectores PIPS que tienen una entrada extremadamente delgada, evitando la pérdida de menor energía, mejorando así la

* Correspondencia autor: emamani@ipen.gob.pe

resolución, modelo A 450 -18 AM. El fondo es bajo menor a 0,05 cuentas/h-cm² en el rango de 3 a 8 MeV, la característica de los detectores de silicio es que mejoran la baja corriente de fugas (estabiliza la ganancia en función del tiempo y temperatura, y el bajo nivel de ruido (mejora la resolución y la garantía de calidad) [2].

El procedimiento de lectura de muestras en el espectrómetro alfa consta de los siguientes pasos [3]:

a) Preparación de la muestra:

- Tratamiento preliminar. Se realiza con la finalidad de homogenizar y conservar la muestra para procesos químicos posteriores. Para una muestra sólida involucra el secado, molienda, tamizado a malla-100, combustión para eliminar la materia orgánica, finalmente se disuelve con ácidos nítrico, perclórico y fluorhídrico.

b) Separación radioquímica. Las técnicas de separación y purificación son coprecipitación, extracción líquido-líquido, intercambio iónico y cromatografía de extracción. La separación química está destinada a aislar los elementos específicos de la muestra para reducir al mínimo las interferencias entre los nucleidos emisores alfa múltiples. Previamente a la separación radioquímica se añade, a la muestra, una cantidad conocida de ²³²U como trazador, por lo que además de los espectros aparecerá el espectro correspondiente al ²³²U que se utilizará para el cálculo del rendimiento del proceso. Debido a que todos los isótopos de un elemento, se comportan químicamente igual, el porcentaje de trazador perdido en los procesos químicos es igual al porcentaje de la muestra perdida, suponiendo que el marcador se mezcla homogéneamente con la muestra y se pone en equilibrio químico con la muestra.

c) Montaje de la muestra. Para producir una fuente adecuada y separada con el fin de obtener una mejor resolución en el espectrómetro alfa, la fuente debe ser químicamente estable y manipulable. Los principales métodos de montaje son: evaporación de un disolvente orgánico, electrodeposición, precipitación con fluoruro y filtración [4].

Para el caso de medición del uranio, se adicionó un trazador de ²³²U y se precipitó

con una disolución de hierro (III) a pH=8. Una vez disuelto el precipitado se realiza una extracción del hierro con éter di-isopropílico, la fase acuosa se pasa por la columna de intercambio aniónico que retiene al uranio y el torio. El uranio se eluye electivamente y se electrodeposita en una plancheta de acero inoxidable.

Después, la muestra electrodepositada es colocada en una cámara de vacío, los datos se adquieren a partir de la muestra por un período de tiempo predeterminado. Debido a la baja actividad involucrada, los tiempos de adquisición son a menudo largos por encima de 50000 segundos para alcanzar la deseada MDA. Después de la adquisición de los datos, se analiza los procesos del espectro cuantificándose los resultados de los isótopos de interés. El análisis puede consistir en la integración simple, recuento y la corrección de la eficiencia o pueden implicar correcciones de fondo amplio, la indemnización por diversas características de los procesos químicos, el procesamiento de las crestas se superponen, etc.



Figura 1. Espectrómetro alfa.

En la Tabla 1 se muestran las energías de algunos isótopos de uranio de nuestro interés.

Tabla 1. Isótopos de uranio [5].

Isótopo	Energía (keV)	ROI (keV)
²³⁸ U	4184.4	4086-4249
²²⁶ Ra	4385	4348-4498
²³⁴ U	4761	4660-4825
²³² U	5302	5205-5369

Para la calibración del sistema se empleó una fuente estándar múltiple de calibración disco de acero de 24,1 mm de diámetro x 0,65 mm de espesor. Dato de referencia: 9-Sep-2009.

Tabla 2. Datos de la Fuente estándar de calibración.

Isótopo	Actividad (Bq)	Rango de energía (keV)	Tiempo vida media, años
²³⁸ U	1,598E+00	3900-4270	4,470E+09
²³⁴ U	1,591E+00	4580-4860	2,460E+05
²³⁹ Pu	1,365E+00	4950-5240	2,410e+04
²⁴¹ Am	1,477E+00	5280-5600	4,326e+02
Act. Total	6,229E+00	3000-8000	

La fuente estándar permite la calibración simultánea de la relación canal-energía y la determinación de la eficiencia del detector eficaz para todas las cámaras (Figura 2).

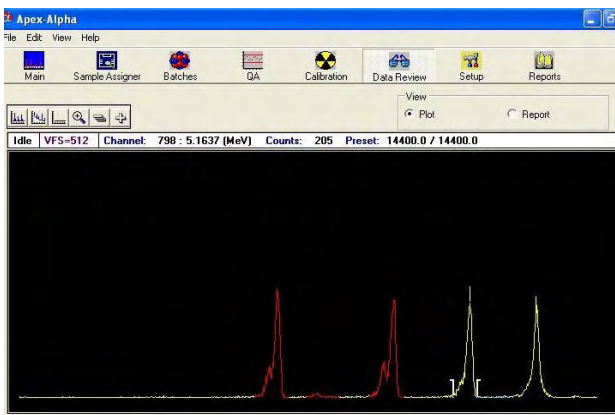


Figura 2. Espectro Estándar de la fuente de calibración.

Los resultados de las muestras del OIEA para los isótopos de uranio se muestran en la Tabla 3.

Tabla 3. Actividad en Bq/kg del OIEA.

	A1	A2	A3	A4	A5
²³⁸ U	0,3100	0,0400	1,2500	0,7000	0,3600
²³⁴ U	0,4700	0,0400	1,2000	1,3000	0,5600

3. Resultados

En la Figura 3 se muestra los discos ubicados en el porta muestra obtenidos después del tratamiento químico para las muestras A1, A2, A3, A4 y A5 y en la Figura 4 se observa la ubicación de la muestra. El intervalo de energías que se ha tenido en cuenta para el análisis va de 2 900 a 5 812 keV (1 a 1 024 canales). En este intervalo las emisiones utilizadas para el cálculo de actividades se representan en la Tabla 2.

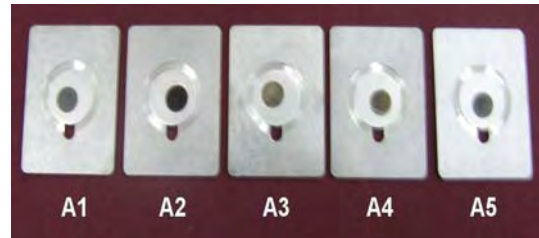


Figura 3. Relación de muestras.



Figura 4. Ubicación de la muestra.

Las muestras estuvieron ubicadas en el tercer nivel (de 12 niveles que posee la cámara de detección) como se representa en la Figura. 4.

Se realizaron 4 mediciones de 360 minutos cada uno, y los resultados promedio en bequerelios para cada muestra se registran en la Tabla 4.

Tabla 4. Actividad en Bequerelios.

	A1	A2	A3	A4	A5
²³⁸ U	0,00089	0,00000	0,00286	0,00113	0,00173
²²⁶ Ra	0,00009	0,00000	0,00013	0,00006	0,00006
²³⁴ U	0,00131	0,00000	0,00238	0,00184	0,00222
²³² U	0,02434	0,00003	0,01255	0,00906	0,02678

En la Figura 5 se representa el espectro de la muestra; donde el primer pico corresponde al ²³⁸U, el segundo pico al ²²⁶Ra, el tercer pico al ²³⁴U y el cuarto pico al trazador ²³²U.

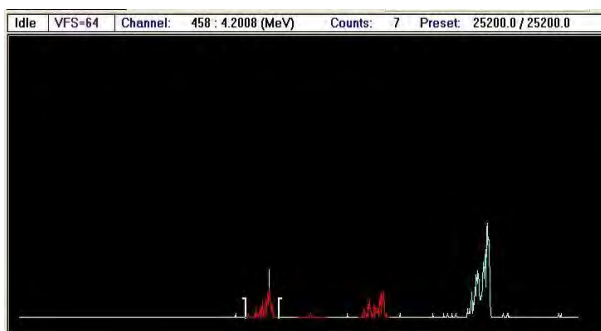


Figura 5. Espectro de la muestra A3.

Para calcular la actividad neta de la muestra, se añadió 20 uL de ^{232}U a cada muestra con una actividad de 16,16 Bq/g con la finalidad de realizar correcciones por pérdidas en la preparación de las muestras. Así tenemos que la cantidad de trazador añadido es:

$$= 20 \text{ uL} \times (1\text{mg/uL}) \times 16,16 \text{ Bq/g} \times (1\text{g}/1000\text{mg})$$

$$= 0,3232 \text{ Bq de actividad de } ^{232}\text{U} \text{ (trazador)}$$

La Tabla 5 muestra las actividades corregidas en Bq teniendo en cuenta las pérdidas por tratamiento químico de la muestra, así como la cantidad de muestra empleada en el análisis.

Tabla 5. Actividad neta calculada en Bq/kg.

	A1	A2	A3	A4	A5
^{238}U	0,2368	0,0000	1,4753	0,8109	0,4180
^{234}U	0,3488	0,0000	1,2282	1,3148	0,5373
^{232}U	6,4792	6,4800	6,4785	6,4798	6,4909

Realizando un análisis de evaluación de desempeño, restando los valores de la Tabla A3 – A5 en porcentaje, obtenemos la Tabla 6.

Tabla 6. Evaluación de desempeño.

Cód. Lab.	Valor IPEN		Valor OIEA		Diferencia entre valores IPEN-OIEA (en %)	
	^{238}U	^{234}U	^{238}U	^{234}U	^{238}U	^{234}U
A1	0,237	0,349	0,310	0,470	23,61	25,78
A2	0,000	0,000	0,040	0,040	100,	100,
A3	1,475	1,228	1,250	1,200	18,02	2,35
A4	0,811	1,315	0,700	1,300	15,84	1,14
A5	0,418	0,537	0,360	0,560	16,11	4,05

En la Tabla 3 se observa que la muestra A2 tiene poca actividad, por esa razón, los

errores son altos y no aceptables; lo que nos sugiere incrementar el tiempo de medición para muestras con pequeñas concentraciones.

4. Conclusiones

Los análisis por espectrometría alfa realizados en el nuevo laboratorio de la División de Industria e Hidrología del IPEN, demuestran la capacidad para realizar estudios con muestras ambientales, siendo la espectroscopía alfa una de las técnicas disponible más sensibles para el análisis de rutina de partículas alfa que emiten los nucleidos.

Los resultados obtenidos de las mediciones realizadas en el laboratorio, pueden ser optimizados aumentando el tiempo de medición, especialmente de muestras con baja concentración de isótopos de uranio. .

También se requiere realizar un mayor número de intercomparaciones con otros laboratorios acreditados, especialmente del extranjero para validar la calidad de los análisis y la eficiencia del los equipos.

5. Bibliografía

- [1] Canberra Industries, Inc. User's Manual Alpha Analysis uses Apex-Alpha Spectroscopy Software Suite. v. 1.1. 2008.
- [2] Canberra. Alpha Analyst Integrated Alpha Spectrometer. 2000. Disponible en: <http://www.canberra.com/products/696.asp>
- [3] Burnett B, Burchfield L. A practical guide to successful alpha spectroscopy-Canberra. 2005. Disponible en: <http://www.canberra.com/literature/953.asp>
- [4] NuclearLab. Espectrometría alfa. Guía de preparación de muestras. Disponible en: <http://www.nuclearlab.com/Downloads/Espectrometria%20Alfa.doc>
- [5] Morillon C, Bé MM, Lamé J, Jean C. Nucléide – LARA: bibliothèque des émissions gamma et alpha. Commissariat à l'Energie Atomique. France. 2000.

V. Aplicaciones en Medicina y Biología

Medidas antropométricas e índices nutricionales que influyen en la visualización del ganglio centinela en pacientes con cáncer de mama

Josseline Honorio^{1,*}, Cecilia López¹, Rosanna Morales², Roque Cano²

¹ Tesistas Universidad Peruana Cayetano Heredia, optaron el Título de Médico Cirujano

² Centro de Medicina Nuclear, IPEN-INEN Av. Angamos Este 2520 Lima 12 Perú, asesores

Resumen

Se evaluaron cincuenta pacientes mujeres, con cáncer de mama, sometidas a linfoscintigrafía en el Centro de Medicina Nuclear IPEN-INEN. Se analizaron los siguientes factores: estatura, peso, índice de masa corporal (IMC), edad, perímetro torácico, tamaño del tumor y tiempo requerido para visualizar el ganglio centinela; para determinar su influencia en la captación y visualización del mismo, utilizando dosis estándar de radiotrazador, 5mCi de Dextran marcado con Tc-99m. Se demostró que el tiempo de visualización del ganglio centinela se ve afectado por los siguientes factores: edad, peso, IMC, perímetro torácico y tamaño del tumor. Por lo tanto, éstas variables deben tomarse en cuenta al momento de la realización de la linfoscintigrafía para una optimización de dicho procedimiento.

Anthropometric measures and nutritional indices influencing sentinel node visualization on breast cancer patients

Abstract

Fifty female patients with breast cancer were evaluated at the Nuclear Medicine Centre IPEN-INEN. These patients were previously scheduled for linfoscintigraphy. An analysis of the following factors was performed: height, weight, body mass index (BMI), age, thoracic perimeter, tumour size and time required for sentinel node identification; in order to determine their influence on uptake and visualization of the sentinel node, using a standard dose of radiopharmaceutical, 5mCi of Dextran labelled with Technetium-99m (Tc-99m). This study demonstrates that weight, BMI, age, thoracic perimeter and tumour size affect time required for sentinel node identification. The variables previously mentioned must be considered when performing linfoscintigraphy for optimization of this procedure.

1. Introducción

En el Perú el cáncer de mama ha pasado a ocupar el primer lugar en incidencia y mortalidad en Lima Metropolitana [1]. La tumorectomía con biopsia del ganglio centinela (GC), se ha convertido en el “gold estándar” en pacientes con cáncer de mama en estadios tempranos y con ganglio linfático negativo a células Neoplásicas [2]. Es una técnica relativamente nueva en el Perú, menos invasiva y que presenta menor morbilidad que las técnicas convencionales [3-6]. En el país, es practicada en pocas instituciones. El ganglio centinela es la primera estación de drenaje linfático del tumor y se puede visualizar empleando la linfoscintigrafía [7]. Dada la importancia del empleo de la linfoscintigrafía en el tratamiento del cáncer de mama, surge el siguiente trabajo de investigación, cuyo objetivo es encontrar qué factores, con

énfasis en edad, peso, talla, índice de masa corporal, perímetro torácico y tamaño de la mama afectan la visualización del GC, expresado esto como el tiempo en que tarda en visualizarse y la visualización o no del mismo. Estos factores podrían conllevar a una inadecuada identificación del GC, ocasionando la remoción innecesaria de otros ganglios linfáticos y un aumento en la morbilidad. Por otra parte, si no se logra visualizar de manera adecuada el ganglio centinela sería necesario la re-inyección del radiofármaco, lo que se torna deletéreo para el paciente y puede ocasionar además un gasto innecesario.

2. Metodología

Estudio descriptivo prospectivo, tipo serie de casos. Se evaluaron 50 pacientes mujeres, mayores de 18 años, con diagnóstico de

* Correspondencia autor: azelu@hotmail.com

cáncer de mama en estadios T1N0M0 y T2N0M0, que fueron sometidas a linfoscintigrafía, en el Centro de Medicina Nuclear IPEN-INEN. Las pacientes no debían de tener antecedente de cirugía mamaria o axilar, de cualquier tipo, ni presentar ganglios linfáticos axilares palpables al momento del procedimiento.

La adquisición de las imágenes de linfoscintigrafía y recaudo de datos de cada paciente se llevaron a cabo en un día, previa firma de consentimiento informado. Se emplearon dosis estándar de radiotrazador para la realización del procedimiento, (5mCi de Dextran marcado con Tc-99m). La inyección en todos los casos se realizó en la cámara gamma para lograr una adecuada cuantificación del tiempo de visualización.

Se registró el flujo linfático por apreciación visual y se consideró GC a aquellos que tuviesen hipercaptación del radiofármaco, apareciendo en primer lugar en el tiempo.

Las variables utilizadas fueron edad, peso, talla, IMC, perímetro torácico, tamaño del tumor y tiempo de visualización del GC. Se realizó un análisis de regresión lineal entre las variables, siendo la variable dependiente el tiempo de visualización del GC y se determinó la asociación entre éstas, teniendo en cuenta además el coeficiente de correlación de Pearson y el análisis de covarianza. Cada variable se expresó en porcentajes resaltando las características principales de la población del estudio.

3. Resultados y Discusión

Se incluyó a 50 pacientes mujeres con cáncer de mama, cuya edad promedio fue de 50.66 años (rango 28-80 años). El peso promedio de las pacientes fue de 65.64 kg (rango 46.5 a 114.0 kg), siendo la talla promedio de 1.54 m. (rango 1.43 a 1.73 m). El tamaño promedio del tumor fue de 2.36 cm (rango entre 1.0 y 4.5 cm). La medida promedio del perímetro torácico de las pacientes del estudio fue de 102.27 cm (rango 81.0 a 135.0 cm). El índice de masa corporal (IMC) promedio fue de 27.28 kg/m², (rango 20.24 a 39.41 kg/m²). El tiempo de visualización promedio del GC fue de 7.2 min (rango 2 a 25 min). Con respecto a la clasificación del estado nutricional según el IMC [8] se encontró que 40% (n=20) de las pacientes se

encontraba en pre-obesidad, 34% (n=17) en estado de normalidad y 26% (n=13), obesidad tipo I.

Un 44% de las pacientes se encontraban en estadio T1N0M0 (n= 22) y 56% en estadio T2N0M0 (n=28). En 44% (n=22) la ubicación del tumor estuvo localizado en la mama derecha y en un 56% (n=28), en la mama izquierda.

Con respecto a la localización del tumor según cuadrantes, en 54% (n=27) se localizó en el cuadrante súpero externo (CSE), 12% (n=6) en el cuadrante súpero interno (CSI), 20% (n=10) en el cuadrante inferior externo (CIE), 12% (n=6) en el cuadrante ínfero interno (CII) y 2% (n=1) en la areola.

En todas las pacientes se logró visualizar el GC, localizado en un 100% (n=50) en la región axilar.

Se realizó el análisis de regresión lineal entre las variables, teniendo en cuenta el coeficiente de correlación de Pearson @ [9] y el análisis de covarianza (Sx,y) [10]. Se encontró correlación significativa entre el tamaño del tumor (r= -0.22), el peso (r=0.23), el perímetro torácico (r=0.14) y el IMC (r=0.26) con respecto al tiempo de visualización, como variable dependiente. La relación con la edad tuvo poca significancia estadística (r=0.03), y fue casi nula en relación a la talla (r=0.003). Además, se encontró dependencia significativa entre el tiempo de visualización y variables como peso (Sx,y=13.87), perímetro torácico (Sx,y=6.98) e IMC (Sx,y=5.80). La correlación fue poco significativa en relación a edad (Sx,y= -1.79) y tamaño del tumor (Sx,y= -0.90), y casi nula con relación a la talla (Sx,y=0.001).

El cáncer de mama es una de las neoplasias malignas más frecuentes a nivel mundial entre las mujeres; su incidencia y mortalidad se ha ido incrementado en los últimos años. En Lima, según el Registro de Cáncer de Lima Metropolitana en 1991[1], el cáncer de mama ocupaba el segundo lugar de incidencia y mortalidad en mujeres, siendo el primero el cáncer de cérvix; en 1998, ocupó el primer lugar de incidencia y mortalidad, en Lima Metropolitana [1]. Aproximadamente el 70% de las mujeres que desarrollan cáncer de mama, no tienen factores de riesgo

identificables [6]. El riesgo de padecer cáncer de mama aumenta con la edad (con un periodo de mayor riesgo entre los 45 y 65 años), menarquia precoz, menopausia tardía, antecedentes familiares de cáncer de mama, uso de anticonceptivos, uso de terapia de reemplazo hormonal, exposición a radiación y antecedente de patología mamaria benigna y operada, dieta (principalmente abuso de alcohol) e historia reproductiva (antecedentes: nuliparidad a la fecha del diagnóstico, prematuridad, haber tenido un aborto —espontáneo o inducido— y/o presentar el primer parto a término a una edad cercana a los 30 años) [1,6].

Se observa también que esta neoplasia está, en algunos casos, asociada a otros tumores como parte de síndromes familiares, como el síndrome de Li Fraumeni, la enfermedad de Cowden y el síndrome de Muir [6]. Su etiología no es del todo conocida, se correlaciona con mutaciones en los genes BRCA1 o BRCA2 [6].

La mayoría de las mujeres con cáncer de mama en etapa temprana, generalmente presentan ganglios linfáticos negativos en el estudio histopatológico, y la disección axilar las expone a complicaciones de una mastectomía radical, sin ventaja aparente [3].

El principal tratamiento para el cáncer de mama es quirúrgico. Los estudios han mostrado que el remover mayor cantidad de tejido, como se hace en una mastectomía radical, no es más efectivo que realizar una mastectomía radical modificada [3].

La biopsia con técnica de GC es el “gold estándar” para el tratamiento de pacientes con neoplasia de mama localizada en estadios iniciales [2,11]. Esta técnica está basada en la teoría de Halsted, que se refiere a la diseminación ordenada de los tumores a través del sistema linfático y que tiene dos principios básicos: el primero, la existencia de un drenaje linfático ordenado y predecible; el segundo, la existencia de células tumorales que funcionan como filtro en un primer relevo ganglionar [7]. Bajo esta teoría, al hacer un análisis del GC y al resultar éste negativo, se puede asumir que el resto de los ganglios también lo serán, evitando así someter al paciente a procedimientos quirúrgicos de mayor invasividad.

La identificación se puede realizar mediante linfoscintigrafía; esta técnica de imágenes se va a ver influenciada por las características tanto de la paciente como la del tumor, así como también por el radionúclido utilizado y la dosis inyectada. Otras variables reportadas que influyen en la visualización del GC durante la linfoscintigrafía son: biopsia previa, edad > 60 años, presencia de tumores no palpables y obesidad [12,13].

La linfoscintigrafía pre-operatoria, además de ayudar en la detección del GC, muestra el patrón de drenaje linfático del tumor primario hacia los ganglios axilares, los de la cadena mamaria interna o hacia los subclaviculares. Se sabe que el patrón de drenaje linfático varía de paciente en paciente, depende de la ubicación del tumor y no siempre sigue las rutas esperadas [14].

Este procedimiento se realiza un día previo a la biopsia en un ambiente de Medicina Nuclear. Consiste en inyectar un fármaco, marcado con un radionúclido, Tc99m, alrededor del tumor; luego, el paciente es llevado a un detector de rayos gamma donde el isótopo radiactivo es rastreado. Se toman imágenes en el momento en que se logra visualizar el GC. Al día siguiente se vuelve a usar la sonda de detección para rayos gamma, a fin de confirmar la identificación del GC [7].

Se considera como GC al primer ganglio en acumular el trazador; en imágenes tardías, es el de mayor actividad y con una mayor retención de las partículas del coloide [14].

La desventaja de este método es, que si los tumores están en el cuadrante súpero-externo, la región axilar mostrará una alta radioactividad debido a que la inyección de la sustancia radioactiva se realiza muy cerca de la axila, lo que dificultará la ubicación del GC [15].

El análisis estadístico demostró que hay una dependencia y correlación poco significativas ($S_x, y = -1.79$ y $r = 0.03$) entre la edad y el tiempo de visualización del GC. La literatura muestra que la asociación entre la edad y el tiempo de visualización del GC aún no es del todo consistente.

Se ha planteado como hipótesis que el aumento del tejido adiposo mamario en pacientes de edad avanzada causa una

disminución del flujo linfático [11]. La pérdida del turgor del tejido mamario resulta en una disminución de la presión hidrostática intralinfática que lleva el radionúclido hacia el ganglio linfático [13]. Otra de las hipótesis planteadas es que el reemplazo de los ganglios linfáticos por tejido adiposo disminuye la capacidad de dichos ganglios para retener el radiotrazador. Aún en el caso que el radionúclido fuese llevado exitosamente al ganglio linfático, éste podría no ser concentrado, debido al limitado espacio sinusoidal que queda en un ganglio que ha sido reemplazado por tejido graso, que es lo que ocurre en las mujeres de mayor edad [11,13,16]. Otros atribuyen la falta de concentración del coloide marcado con radiotrazador, al nivel bajo de estrógenos que presentan las mujeres post menopáusicas y de edad avanzada [11]. Existen reportes que concluyen que la tasa de fallo en la identificación del GC aumenta en pacientes mayores de 50 años [12,17].

Haigh y col. encontraron que el tiempo de tránsito del agente hacia el GC es mayor en pacientes con mamas grandes y que la edad, peso, método e intervalo de la biopsia no tienen efecto en el tiempo de tránsito [18]. En el análisis de los datos del presente trabajo se evidenció una correlación significativa entre el peso ($r=0.23$), el IMC ($r=0.26$) y perímetro torácico ($r=0.14$) con relación al tiempo de visualización del GC. También se encontró una dependencia significativa entre el peso ($S_{x,y}= 13.87$), el IMC ($S_{x,y}= 5.80$) y perímetro torácico ($S_{x,y}= 6.98$) con respecto al tiempo de visualización.

En el estudio realizado por Nos y col., reportaron que el IMC junto con el tamaño de la mama eran los factores que más afectaban la tasa de identificación del GC en el intraoperatorio [19]. La asociación entre el IMC y la identificación del GC es bien conocida; sin embargo, no en todos los estudios se ha encontrado una asociación entre estas variables [20]. Aún no está muy claro por qué un IMC elevado predispone a una identificación del GC, insatisfactoria. Se ha sugerido que el mayor depósito de tejido adiposo con el que cuentan las personas con un IMC elevado, produce una presión mecánica en los ganglios linfáticos [11].

El considerar como indicador nutricional el

IMC, tiene como limitante que no es independiente de la estatura, considera por igual masa magra, grasa y cantidad de líquido extracelular (se puede ver afectado por edemas), no toma en cuenta los cambios constitucionales asociados a la edad, se encuentra sesgado en casos de pacientes con obesidad central, entre otros [21].

Goyal y col. reportaron asociación significativa entre obesidad y ubicación del tumor (siempre que éste no se encuentre en el CSE), y la no localización del GC ($p < 0.001$ y $p = 0.008$ respectivamente) [22]. La asociación entre localización del tumor y tiempo de visualización es muy ambigua. Sttaalman y col. encontraron que la localización medial del tumor está asociada a un mayor riesgo de no identificar el GC [11].

En el análisis del presente trabajo se encontró una correlación significativa entre el tamaño del tumor ($r= -0.22$) y el tiempo de visualización, y dependencia poco significativa ($S_{x,y}= -0.90$). Existen reportes, como el de Borgstein y col., donde encuentran una correlación significativa entre el tamaño del tumor y un buen mapeo del drenaje linfático, cuando el tumor era menor a los 5 cm Brenot-Rossi y col. también encontraron una relación significativa entre el mapeo axilar y el tamaño del tumor, cuando éste era mayor a 20 mm ($p= 0.059$); otros investigadores no han encontrado correlación entre estas variables[23]. Adicionalmente, en la literatura se reporta una mayor presentación de cáncer de mama a predominio de mama izquierda, en una diferencia aproximada del 5% en comparación con la mama derecha. En el presente trabajo, se encontró una diferencia del 12%, a predominio también de la mama izquierda, esto es posiblemente atribuible al tamaño muestral del presente estudio, frente a los resultados expuestos en la literatura mundial [24,25]. No se encontró datos reportados acerca de si la presentación del tumor, dependiendo de la lateralización de la mama, influye en la captación y visualización del GC. En el presente trabajo se encontró que el tiempo de visualización promedio en los casos de la mama izquierda fue mayor en comparación con la mama derecha por 2.23 minutos; este resultado puede deberse al mayor número de casos encontrados con tumor en mama izquierda; sin embargo, puede ser motivo de estudios posteriores.

4. Conclusiones

En la población de estudio, el tiempo de visualización del ganglio centinela se ve afectado por factores como edad, peso, índice de masa corporal, perímetro torácico y tamaño del tumor; no viéndose afectado por la talla de la paciente. Las variables anteriormente mencionadas, deberían ser tomadas en cuenta al momento de la realización de la linfoscintigrafía, para una optimización de dicho procedimiento.

5. Agradecimientos

A los tecnólogos del Centro de Medicina Nuclear, por su apoyo durante los estudios.

6. Bibliografía

- [1] Vigil C. Patología Mamaria. En: Pacheco J. Ginecología y Obstetricia. 1ra ed. Lima: MAD Corp S.A.; 1999. p. 698-709.
- [2] Schwartz GF, Guiliano AE, Veronesi U. Proceeding of the consensus conference of the role of sentinel lymph node biopsy in carcinoma of the breast, April 19–22, 2001, Philadelphia, PA, USA. *Breast J.* 2002; 8(3):124–38.
- [3] Mansel R, Fallowfield L, Kissin M, *et al.* Randomized multicenter trial of sentinel node biopsy versus standard axillary treatment in operable breast cancer: The ALMANAC Trial. *J Natl Cancer Inst.* 2006; 98:599–609.
- [4] Hansen N, Guiliano A. Lymphatic mapping in breast cancer. En: Nieweg O, Essner R, Reintgen D. Lymphatic mapping and probe applications in oncology. 1st edition. Informa Health Care. 2000. p. 167-183.
- [5] Gemignani M. Sentinel lymph node mapping in breast cancer. En: Levenback Ch, Van der Zee A, Coleman R. Clinical Lymphatic Mapping of Gynecologic Cancer. 1st edition. Taylor & Francis Group; 2004. p. 147-169.
- [6] Dickson RB, Pestell RG, Lippman ME. Cancer of the breast. In: De Vita VT Jr, Hellman S, Rosenberg SA, eds.: Cancer: principles and practice of oncology. 7th ed. Philadelphia, Pa: Lippincott Williams & Wilkins; 2005. p. 1399-1487.
- [7] Tanis PJ, Nieweg OE, Valdés-Olmos RA, Rutgers EJ, Kroon BBR. History of sentinel node and validation of the technique. *Br Canc Res.* 2001; 3:109-12.
- [8] Instituto Nacional del Cáncer. Etapa del cáncer: Preguntas y respuestas. [Online]. 2004 [citado 2004 Aug 30];[6 pantallas]. Disponible en: URL:http://www.cancer.gov/PDF/FactSheet/fs5_32s.pdf#search=%22TNM%20pdf%22
- [9] Real Academia Española. Diccionario de la lengua española. Vigésima segunda edición. [Online]. 2001 [citado 2006 Nov 13];[1 pantalla]. Disponible en: URL: <http://buscon.rae.es/draeI/>
- [10] Huertas J. Antropometría: medidas antropométricas. [Online]. [1 pantalla]. Disponible en: URL: <http://www.ugr.es/~jhuertas/EvaluacionFisiologica/Antropometria/antropmedids.htm>
- [11] Straalman K, Kristoffersen U, Galatius H, Lanng C. Factors influencing sentinel lymph node identification failure in breast cancer surgery. *Breast J.* 2007; 17(2):167-71.
- [12] Marchal F, Rauch P, Mores O, *et al.* Results of preoperative lymphoscintigraphy for breast cancer are predictive of identification of axillary sentinel lymph nodes. *World J Surg.* 2006; 30(1):55-62.
- [13] Birdwell RL, Smith KL, Betts BJ, Ikeda DM, Strauss HW, Jeffrey SS. Breast cancer: Variables affecting sentinel lymph node visualization at preoperative lymphoscintigraphy. *Radiology.* 2001; 220:47-53.
- [14] Uren RF, Howman-Glies RB, Thompson JF, *et al.* Mammary lymphoscintigraphy in breast cancer. *J Nucl Med.* 1995; 36:1775-80.
- [15] León L, Cáceres E, León M, *et al.* Ganglio centinela y sus aplicaciones en cáncer. *Diagnóstico.* 2001; 40 (4). Disponible en URL: <http://www.fihu-diagnostico.org.pe/revista/numeros/2001/julago01/185-200.html> Acceso el 3/2/2009
- [16] Krag D, Weaver D, Ashikaga T, *et al.* The sentinel node in breast cancer - a multicenter validation study. *N Engl J Med.* 1998; 339(14):941–46.
- [17] Lerman H, Lievshitz G, Zak O, Metser U, Schneebaum S, Even-Sapir E. Improved sentinel node identification by SPECT/CT in overweight patients with breast cancer. *J Nucl Med.* 2007; 48:201–206.
- [18] Haigh PI, Hansen NM, Guiliano AE, Edwards GK, Ye W, Glass EC. Factors affecting sentinel node localization during preoperative breast lymphoscintigraphy. *J Nucl Med.* 2000; 41:1682-88.
- [19] Nos C, Freneaux P, Guilbert S, Falcou MC, Salmon RJ, Clough KB. Sentinel lymph

node detection for breast cancer: which patients are best suited for the patent blue dye only method of identification? *Ann Surg Oncol*. 2001; 8:438–43.

[20] Hughes M, Goffman TG, Perry RR, Laronga C. Obesity and lymphatic mapping with sentinel lymph node biopsy in breast cancer. *Am J Surg*. 2004; 187(1):52–7.

[21] Cabañas Armesilla D. Antropometría e Índices de Salud. Facultad de Medicina. Universidad Complutense de Madrid. [Online]. 2009 [citado 2009 Ene 24];[1 pantalla]. Disponible en: URL: <http://www.nutricion.org/publicaciones/pdf/antropometria/Antropometr%C3%ADa%20e%20Ind%C3%ADces%20de%20Salud%20Dr.%20M.%20D.%20Caba%C3%B1as.pdf>

[22] Goyal A, Newcombe R, Chhabra A, Mansel R. Factors affecting failed localisation and false-negative rates of sentinel node biopsy in breast cancer: results of the ALMANAC validation phase. *Breast Cancer Res Treat*. 2006; 99(2):203-8.

[23] Brenot-Rossi I, Houvenaeghel G, Jacquemier J, *et al*. Nonvisualization of axillary sentinel node during lymphoscintigraphy: Is there a pathologic significance in breast cancer? *J Nucl Med*. 2003; 44:1232–37.

[24] Perkins CI, Hotes J, Kohler BA, Howe HL. Association between breast cancer laterality and tumor location, United States, 1994–1998. *Cancer Causes Control*. 2004; 15(7):637-45.

[25] Weiss HA, Devesa SS, Brinton LA. Laterality of breast cancer in the United States. *Cancer Causes Control*. 1996; 7(5):539-43.

Aplicación del control microbiológico de la solución no estéril del radiofármaco

¹³¹I-Ioduro sodio para uso oral

Roberto Koga*, Carlos Novoa, Manuel Otero, Mario Morote, José Caballero, Luis Huatay, Luis Cavero

Dirección de Producción, Planta de Producción de Radioisótopos, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

Resumen

En el presente trabajo se establece la secuencia de actividades que se debe seguir para realizar los controles microbiológicos de la solución de ¹³¹I-Ioduro de Sodio no estériles de uso oral, utilizando el método de recuento total de microorganismos en placas descritas en la Farmacopea Americana (USP) e interpretando los resultados según criterios de aceptación para preparaciones farmacéuticas y sustancias de uso farmacéutico.

Abstract

This work establishes the sequence of activities that must be followed to perform the microbiological test the solution of Sodium Iodine ¹³¹I-non-sterile oral, using the method plate count from microorganisms described in the American Pharmacopoeia (USP) and interpretation result based on acceptance criteria for pharmaceutical preparations and substance of pharmaceutical grade.

1. Introducción

El ¹³¹I- Ioduro de Sodio (Na¹³¹I), para uso terapéutico es una solución acuosa para administración oral que contiene Iodo radiactivo (¹³¹I) procesado en la forma de ioduro de sodio a partir de los productos de la fisión de uranio o irradiación del telurio [2].

El ¹³¹I se desintegra por emisión beta y gamma asociada con período de semi-desintegración (vida media) de 8,04 días. El Na¹³¹I administrada oralmente es absorbido por el tracto gastrointestinal, luego de su absorción, el ioduro se concentra en las glándulas tiroideas en mayor cantidad y en menores concentraciones en el estómago y glándulas salivales y es excretado por los riñones [5].

El Na¹³¹I es utilizado en forma terapéutica para el tratamiento de hipertiroidismo y en casos selectos de carcinoma en tiroides. Puede observarse efectos paliativos en pacientes con carcinoma folicular o papilar de la tiroides.

Este producto es elaborado en la Planta de Producción del Radioisótopos (PPR) del Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN) y donde es sometido a rigurosos controles de calidad cumpliendo las especificaciones seña-

ladas en el Manual de Calidad de Radiofarmacia ARCAL XV (1999) y Farmacopea de los Estados Unidos (USP).

Para los exámenes microbiológicos de productos farmacéuticos no estériles para uso oral se toma las especificaciones establecidas por la USP <1111> y la metodología de recuento total de microorganismos aerobios (RTMA) se realiza por el método de placas descrita en USP <62> [3].

Asimismo, se tomaron las precauciones necesarias para evitar la irradiación innecesaria del operador ocupacionalmente expuesto que realiza actividad, tomando en cuenta las medidas de radioprotección del personal.

2. Materiales y Método

2.1 Condiciones previas

Antes de realizar los ensayos se elaboró un procedimiento de limpieza y sanitización del sistema de fraccionamiento del radiofármaco Na¹³¹I, de acuerdo con los siguientes pasos:

a) Encendido del sistema de ventilación del recinto y desalojo de todo el material que se encuentre en el recinto de fraccionamiento (viales, precintos, pipetas, etc.).

* Correspondencia autor: rkoga@ipen.gob.pe

b) Si hay remanente de solución de Na^{131}I , deberá envasarse en un vial correctamente rotulado, sellarse y evacuarse temporalmente dentro de un recipiente apropiado blindado y regresarla cuando el recinto este completamente limpio y sanitizado.

c) Para el lavado del sistema de fraccionamiento, inicialmente con agua bidestilada o grado PPI (para inyección), se la hace pasar por todo el sistema verificando que no queden residuos de las producciones anteriores, repitiendo este paso unas tres veces.

d) Al término del lavado se ingresa aproximadamente 200 mL de una solución sanitizante de H_2O_2 al 3% y se deja dentro del sistema hasta el siguiente proceso de fraccionamiento.

e) Antes de realizar el siguiente proceso de fraccionamiento se desaloja la solución sanitizante y se lava todo el sistema con agua bidestilada o grado PPI por triplicado para evitar que quede en el sistema la solución sanitizante.

2.2. Manipulación, dispensado y traslado de la muestra

Para ingresar las placas petri dentro del recinto de fraccionamiento se confeccionó un accesorio porta placas de acrílico (Figura 1), en la cual se ponen las placas petri vacías, colocándoles a cada una de ellas un disco de plástico adhesivo y vueltas a colocar dentro del recinto con la ayuda de una telepinza (Figura 2).

Luego, en un vial limpio y estéril se fracciona la muestra del radiofármaco de Na^{131}I con una actividad aproximada de 3 a 5 mCi y se afora hasta obtener un volumen de 7 mL. Enseguida se rotula 6 placas petri con el lote de la solución Na^{131}I , fecha y nombre del medio de cultivo; posteriormente, el especialista debe poner un gancho adhesivo al centro de cada tapa y colocarlas en el interior de las porta placas.

Enseguida, se comunica al operador para que proceda con la apertura de la compuerta de plomo del recinto de fraccionamiento, para colocar la solución de Na^{131}I en el porta placas con la ayuda de una pinza telescópica al interior del recinto de fraccionamiento, luego se comunica al operador para el cierre

de la compuerta.

El operador del recinto fracciona la solución Na^{131}I dentro de un vial limpio, estéril y despirogenado con una actividad de 3 a 5 mCi agregándole entre 6 a 7 mL de solución reductora para homogenizar la solución de Na^{131}I con un vortex.

Luego, se saca una placa petri con la telepinza y se levanta la tapa a través del gancho para agregar 1 mL aproximadamente de la solución de Na^{131}I en el interior de la placa y se procede a taparlo.

Finalmente, se coloca la placa petri en la porta placa y se repite los mismos pasos para las 5 placas subsiguientes.



Figura 1. Porta placas de acrílico, y placas petri con disco adhesivos con ganchos de plástico de 25 mm x 25 mm.

2.3 Recuento total de microorganismos aerobios [4]

Se agrega a la placa 15 a 20 mL de medio Agar Digerido de Caseína y Soya (por duplicado); luego, se mezcla mediante movimientos circulares horario y antihorario y se deja que el contenido se solidifique a temperatura ambiente cubriendo los bordes de las placas con parafilm. Luego, invertir las placas y llevarlas a incubar durante 48 a 72 horas a $32,5\text{ }^\circ\text{C} \pm 2,5\text{ }^\circ\text{C}$.

Finalizada la incubación, se debe verificar el crecimiento de microorganismos, contar el número de colonias y expresar el promedio de las dos placas en término del número de microorganismos por g o mL de muestra.

En caso de no recuperarse colonias microbianas de las placas que representen a la

dilución de la muestra, expresar los resultados como < 10 ufc por gramo o mL de muestra.



Figura 2. Transporte de las muestras con tele pinza al ingreso y salida del recinto de fraccionamiento.

2.4 Recuento total de hongos filamentosos y levaduras [4]

Agregar a la placa 15 a 20 mL de medio Agar Sabouraud Dextrosa o medio Agar Papa Dextrosa (por duplicado) y mezclar mediante movimientos circulares horario y antihorario y dejar que el contenido se solidifique a temperatura ambiente cubriendo los bordes de las placas con parafilm. Invertir la placa y llevarlo a incubar durante 5 a 7 días a $22,5\text{ }^{\circ}\text{C} \pm 2,5\text{ }^{\circ}\text{C}$.

Finalizada la incubación verificar el crecimiento de microorganismos, contar el número de colonias y expresar el promedio de las dos placas en término del número de microorganismos por g o mL de muestra.

En caso de no recuperarse colonias microbianas de las placas que representen a la dilución de la muestra, expresar los resultados como < 10 ufc por gramo o mL de muestra.

2.5 Presencia de *Escherichia coli* [1]

Agregar a la placa de 15 a 20mL de medio Agar MacConKey (por duplicado) y mezclar mediante movimientos circulares horario y antihorario y dejar que el contenido se solidifique a temperatura ambiente cubriendo los bordes de las placas con parafilm e invertir la placa y llevarlo a incubar durante 24 a 48 horas a $36\text{ }^{\circ}\text{C} \pm 2\text{ }^{\circ}\text{C}$.

Finalizada la incubación verificar el crecimiento de microorganismos, contar el número de colonias y expresar el promedio de las dos placas en término del número de microorganismos por g o por mL de muestra.

Para productos no estériles de uso oral no debe haber presencia de *Escherichia coli*.

2.6 Zona de trabajo

Debido a la volatilidad del radiofármaco Na^{131}I es necesario realizar los trabajos de sembrado, dentro de una zona que tenga un sistema de extracción de aire adecuado, evitando la contaminación radiactiva del ambiente y del operador. Por esa razón, se adecuó una caja de guantes de acrílico el cual esta conectado al sistema de extracción (Figura 3) de aire que previamente atraviesa unos banco purificadores de carbón activado, atrapando el material radiactivo antes de ser evacuado al medioambiente.



Figura 3. Zona de trabajo del control microbiológico, a) Caja de Guantes con extracción de aire, y b) Ladrillos de plomo para la protección del operador.

2.7 Estimación de dosis para personal ocupacionalmente expuesto

Para la estimación de la dosis se utiliza un equipo dosímetro digital personal Marca Canberra modelo Dosicard integrando con calibración vigente, que monitorea en forma continua la dosis recibida por el operador durante el trabajo. Además tiene una alarma audible que permite informar al operador cuando la dosis excede los límites permitidos.

3. Resultados y Discusión

Para implementación de los controles microbiológicos de la solución no estéril del radiofármaco Na^{131}I para uso oral se analizó 23 lotes de producción, solamente en un lote de producción el nivel microbiano se elevó con respecto al contenido de microorganismos aerobios, debido a una mala praxis en la limpieza y sanitización del sistema de fraccionamiento; sin embargo, la cantidad de

microorganismos aerobios estuvo muy por debajo de las especificaciones. En lo que respecta al contenido de mohos filamentos/levaduras y presencia de *E. coli* siempre se mantuvo dentro de las especificaciones.

Con respecto a la protección radiológica del personal, la dosis absorbida promedio por el operador es de $12,22 \text{ uSv} \pm 6,7$ por día que equivale al 13,6% de la dosis que debe recibir un operador por día de trabajo con material radiactivo.

Tabla 1. Resultados microbiológicos y lecturas de dosis del operador de los diferentes lotes analizados de la solución no estéril de Na^{131}I .

LOTE	AEROBIOS	MOHOS/ LEVADURAS	<i>E. coli</i>	Dosis Recibida (μSv)
Especificaciones USP 32	200 ufc/mL	<20ufc/mL	Ausencia	90 uSv/Día
1062060	<10	<10	Ausencia	4
1072130	<10	<10	Ausencia	8
1072240	<10	<10	Ausencia	8
1072330	<10	<10	Ausencia	7
1072430	<10	<10	Ausencia	4
1082540	<10	<10	Ausencia	22
1082620	<10	<10	Ausencia	13
1082720	<10	<10	Ausencia	22
1082800	<10	<10	Ausencia	15
1092880	11	<10	Ausencia	7
1093040	<10	<10	Ausencia	29
1093130	<10	<10	Ausencia	19
1103280	<10	<10	Ausencia	5
1103320	<10	<10	Ausencia	9
1010091	<10	<10	Ausencia	14
1010181	<10	<10	Ausencia	11
1010261	<10	<10	Ausencia	15
1010361	<10	<10	Ausencia	20
1020431	<10	<10	Ausencia	12
1020511	<10	<10	Ausencia	15
1020581	<10	<10	Ausencia	7
1030751	<10	<10	Ausencia	10
1030831	<10	<10	Ausencia	5
Promedio	<10	<10	Ausencia	12.22

4. Conclusiones

Una adecuada limpieza y sanitización del sistema de fraccionamiento de la solución de Na^{131}I asegura que el producto este dentro de los criterios de aceptación, según las recomendaciones de la USP para soluciones no estériles de uso oral.

Con respecto a la seguridad y protección radiológica del personal expuesto, el empleo del porta-placas de acrílico, uso de tele pinzas en el momento del traslado de las muestras y la utilización de ladrillos de plomos al momento de realizar los ensayos microbiológicos representan medidas adecuadas para evitar la sobreexposición, que nos ha permitido obtener en promedio una dosis equivale al 13,6% de la dosis límite que debe recibir un operador por día al trabajar con material radiactivo.

5. Bibliografía

- [1] Agurto T, *et al.* Manual de técnicas en microbiología. 1a ed. Lima: Universidad Ricardo Palma; 1989. p. 165.
- [2] Drug Information Online. [homepage de Internet]. Isotope Official FDA information, side effects and uses. Disponible en: www.drugs.com/pro/iodotope.html
- [3] United States Pharmacopoeia (USP). Microbiological examination of nonsterile products: Test for Specified Microorganism. <62>.
- [4] United States Pharmacopoeia (USP). Microbiological examination of nonsterile products: Acceptance Criteria for Pharmaceutical Preparations and Substances For Pharmaceutical Use <1111>.

Determinación del límite de molibdeno que interfiere en el aspecto final de los radiofármacos de Tc-99m

Anita Robles*, Bertha Ramos, Manuel Otero

Planta de Producción de Radioisótopos - Dirección de Producción, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

Resumen

El objetivo del presente trabajo es determinar la concentración límite de molibdeno que provoca un cambio de color en el aspecto final de los radiofármacos de Tc-99m, cuyos precursores son los agentes para radiodiagnóstico (ARD). Para este estudio se seleccionaron los ARD nacionales que contienen como agente reductor el cloruro estañoso dihidratado, tales como: DMSA, MDP, DTPA, PPI, MAG3 y MIBI; a cada ARD se le adicionó diferentes concentraciones de molibdeno: 100, 90, 80, 70, 60, 50, 20 y 10 ppm Mo y mediante la técnica colorimétrica manual se observó la intensidad máxima de color a los 5 minutos. La concentración límite de molibdeno que interfiere en el aspecto final de los radiofármacos de Tc-99m es mayor o igual a 20 ppm para el DMSA y 70 ppm para el MDP. Para los restantes ARD, concentraciones menores o iguales a 100 ppm de Mo que puede estar presente en la solución de Pertecnetato de Sodio Tc-99m, no interfiere en el aspecto final de los radiofármacos de Tc-99m.

Abstract

The aim of this study is to determine the limit concentration of molybdenum that causes a color change in the final appearance of ^{99m}Tc radiopharmaceuticals, whose precursors are the agents for radiodiagnostic (ARD). For this study we selected the national ARD containing a reducing agent stannous chloride dihydrate, such as: DMSA, MDP, DTPA, PPI, MAG3 and MIBI, to each ARD was added different concentrations of molybdenum, 100, 90, 80, 70, 60, 50, 20 and 10 ppm Mo and by the manual colorimetric method we observed the maximum color intensity after 5 minutes. The limit concentration of molybdenum that interfere in the final appearance of ^{99m}Tc radiopharmaceuticals, is more than or equal to 20 ppm for DMSA and 70 ppm for MDP. For the others ARD, concentrations less than or equal to 100 ppm of Mo, that may be present in the solution of Sodium Pertechetate Tc-99m, does not interfere with the final appearance of ^{99m}Tc radiopharmaceuticals.

1. Introducción

El objetivo del presente trabajo es determinar la concentración límite de molibdeno que provoca un cambio de color en el aspecto final de los radiofármacos de Tc-99m, que tienen en su formulación el cloruro estañoso como agente reductor.

A los agentes para radiodiagnóstico (ARD) o kit, tales como son el MDP, DMSA, MAG3, DTPA, PPI y MIBI, se les adiciona una solución de Pertecnetato de Sodio Tc-99m para convertirse en un radiofármaco de Tc-99m utilizado en el radiodiagnóstico médico.

El Mo-99 (activo) se encuentra como contaminante en la solución de Pertecnetato de Sodio Tc-99m (límite permisible

<0.15 μCi Mo-99 / mCi Tc-99m), pero también puede estar presente el Mo-98 (inactivo); por ello la concentración de Mo en la solución de Tc-99m debe ser menor de 100 ppm [1].

Se conoce que las sales de molibdeno con el ion tiocianato, en presencia de cloruro estañoso, forma varios complejos de tiocianato en medio ácido, el más intenso coloreado es el molibdeno (V), $\text{Mo}(\text{SCN})_5$, de color rojo [2].

Se ha reportado que soluciones de Pertecnetato de Sodio Tc-99m, que están por debajo del límite permisible de Mo-99 y Mo, provocan una coloración amarilla al

* Correspondencia autor: arobles@ipen.gob.pe

adicionarse a un kit comercial de MDP. El kit contiene como componente principal el ácido metilendifosfónico y excipientes como cloruro estañoso dihidratado y ácido ascórbico, en cantidad suficiente y necesaria para producir el Medronato – ^{99m}Tc . Se determinó que el ácido metilendifosfónico y ácido ascórbico no reaccionan con el ion molibdato (100 ppm de Mo), pero en presencia de cloruro estañoso al 10% la solución se torna amarilla [3].

La mayoría de ARD contienen cloruro estañoso dihidratado que actúa como agente reductor para reducir al Tc-99m (VII a V, IV, III o I); por lo cual, es necesario determinar la concentración límite de molibdeno que origina la coloración amarilla en cada ARD o kit que será marcado con Tc-99m.

La solución de Pertecnetato de Sodio Tc-99m contiene menos de 100 ppm molibdeno, por ello es importante conocer la concentración límite de Mo que puede estar presente en dicha solución y que interfiere en el aspecto final de los radiofármacos de Tc-99m; con la finalidad de garantizar que las imágenes gammagrafías no estén deterioradas debido a este contaminante, lo que puede conducir a imágenes erróneas.

La investigación se realizó en los laboratorios de la Planta de Producción de Radioisótopos del Centro Nuclear “RACSO” del Instituto Peruano de Energía Nuclear.

2. Materiales y Métodos

2.1 Diseño

Se seleccionó los ARD nacionales que presentan como forma farmacéutica un polvo liofilizado y que contienen como agente reductor el cloruro estañoso. Se revisó la fórmula cuali-cuantitativa de cada ARD para identificar al componente principal, excipientes y pH de formulación.

Los ARD seleccionados fueron: MDP, MIBI, DTPA, PPI, MAG3 y DMSA. Cada uno compuesto por 8 viales del mismo lote de producción. Cada vial fue reconstituido con un volumen igual de una solución de molibdeno de diferentes concentraciones, que simula la solución de Pertecnetato de Sodio Tc-99m; mediante la técnica de colorimetría

manual se observó la formación de la mayor intensidad del color a los 5 minutos. Para asegurar los resultados los ARD reconstituidos fueron observados por tres analistas, la formación de color se identificó como resultado positivo con una cruz “+” e incolora resultado negativo con un menos “-”.

2.2 Procedimiento experimental

Se preparó una solución patrón de molibdeno 100 ppm a partir de molibdato de sodio dihidratado y se disolvió con suero fisiológico, medio en que se encuentra la solución de pertecnetato de sodio Tc-99m. A partir de esta solución se preparó las soluciones patrones de 90, 80, 70, 60, 50, 20 y 10 ppm.

A un vial de ARD se le retiró el precinto de seguridad, se adicionó 1 mL de la solución de molibdeno de 100 ppm y se agitó. Se observa la intensidad máxima del color a los 5 minutos. Se continuó de la misma forma con los siguientes patrones 90, 80, 70, 60, 50, 20 y 10 ppm, utilizando los viales restantes del ARD analizado. Se procedió de la misma manera con los otros ARD; para el caso del MAG3 y DMSA por estar en un vial ámbar se trasvasó a un vial incoloro para observar la coloración.

3. Resultados

En la Tabla 1 se muestra la fórmula cuali-cuantitativa por vial de cada ARD, se observa que el componente principal y excipientes de cada ARD, uno de ellos el cloruro estañoso dihidratado que actúa como agente reductor y se encuentra en rango de 0,1 a 0,6 mg por vial. El pH de formulación es ligeramente ácido a excepción del DMSA que tiene un pH 2,2.

En la Tabla 2 se puede observar los resultados obtenidos con los ARD reconstituidos con las diferentes soluciones patrones de molibdeno, que simulan a la solución acuosa de Tc-99m.

Los ARD que no dieron coloración con ninguna solución patrón de molibdeno fueron el MAG3, MIBI, DTPA y PPI; en cambio el DMSA y MDP presentaron coloración a una concentración igual o mayor de 20 ppm y 70 ppm de molibdeno, respectivamente.

Tabla 1. Formula cuali-cuantitativa por vial de cada ARD.

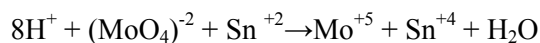
ARD	Cantidad / vial	pH formulación
MDP		
Ácido metilen difosfónico	6,0 mg	6,0
Ácido L(+) ascórbico	0,6 mg	
Cloruro estañoso dihidratado	0,6 mg	
MIBI		
Tetra fluoro borato tetrakis (2 metoxi isobutil isonitrilo) cobrel	1,0 mg	5,9
Citrato sódico dihidratado	2,6 mg	
Clorhidrato L-cisteína monohidratada	1,0 mg	
D-manitol	20,0 mg	
Cloruro estañoso dihidratado	0,3 mg	
DTPA		
Pentetato cálcico trisódico	20,0 mg	5,0
Cloruro estañoso dihidratado	1,0 mg	
PPI		
Pirofosfato de sodio. Decahidratado	40,0 mg	6,5
Ácido L(+) ascórbico	0,2 mg	
Cloruro estañoso dihidratado	1,0 mg	
MAG3		
S-Benzoil Mercapto acetilglicina	1,0 mg	5,5
Tartrato de sodio dihidratado	40,0 mg	
D-lactosa monohidratada	20,0 mg	
Cloruro estañoso dihidratado	0,1 mg	
DMSA		
Ácido meso-2,3 dimercapto succínico	1,0 mg	2,2
Mio-inositol	50,0 mg	
Ácido L(+) ascórbico	0,7 mg	
Cloruro estañoso dihidratado	0,2 mg	

Tabla 2. Formación de la coloración en los diferentes ARD.

Patrón Mo ppm	DMSA	MDP	MAG3	MIBI	DTPA	PPI
10	--	--	--	--	--	--
20	+	--	--	--	--	--
50	+	--	--	--	--	--
60	+	--	--	--	--	--
70	+	+	--	--	--	--
80	+	+	--	--	--	--
90	+	+	--	--	--	--
100	+	+	--	--	--	--
Coloración: positivo (+) e incoloro: negativo (--):						

4. Discusión

El molibdeno forma compuestos en los cuales presenta estados de oxidación, 0, 2+, 3+, 4+, 5+, 6+. El molibdeno (+ 6) es reducido a (+5) con estaño (+2) en medio ácido, observándose la coloración amarilla cuando se completa la reacción oxido-reducción [4]:



Los resultados evidencian que el DMSA presenta coloración a concentraciones mayores o igual a 20 ppm y menores de 100 ppm de molibdeno, en este rango de concentración los reactantes guardan la proporción estequiométrica que se ve favorecida por el medio ácido (pH 2,2). A la concentración de 10 ppm de molibdeno, la proporción estequiométrica se da pero no se observa la coloración debido a la sensibilidad de la técnica colorimétrica, que es hasta 20 ppm de molibdeno según lo observado.

El MDP reconstituido presenta coloración a concentraciones mayores o igual a 70 ppm y menores de 100 ppm de molibdeno, en medio ligeramente ácido (pH 6,0). La presencia del ácido difosfónico y ácido ascórbico que son fácilmente oxidables, aportan protones al medio que favorecen la reacción redox. A concentraciones menores de 70 ppm de molibdeno no se produce la coloración, probablemente porque no se guarda la proporción estequiométrica.

En el MAG3, DTPA, PPI y MIBI reconstituidos no presentan coloración debido a que el medio acuoso es ligeramente ácido (pH entre 5,9 a 6,5) y no recibe aporte de protones del componente principal y excipientes del ARD.

Para evitar la coloración en los ARD reconstituidos por adición de la solución de Pertecnetato de Sodio Tc-99m, la solución debe contener menos de 20 ppm de Mo y no 100 ppm Mo como se reporta en la literatura [1].

5. Conclusiones

La concentración límite de molibdeno que interfiere en el aspecto final de los radiofármacos de Tc-99m, es mayor o igual a 20 ppm para el DMSA y 70 ppm para el MDP. Para los cuatro restantes ARD,

concentraciones menores o iguales a 100 ppm de Mo, no interfiere en el aspecto final de los radiofármacos de Tc-99m.

6. Referencias

- [1] Asociación Latinoamericana de Biología y Medicina Nuclear (ALASBIMN) Ed. Manual de control de calidad de radiofármacos. Montevideo: Uruguay; 1986.
- [2] Robles Anita. Producción y control de calidad en la Planta de Producción de Radioisótopos del Centro Nuclear del Perú. Oscar Miroquesada de la Guerra (RACSO). 1997. p. 92-93. [Informe Interno].
- [3] Robles Anita. Informe de investigación de la coloración del MDP con trazas de molibdeno. Informe Técnico N° 01-10-ARÑ. 2010. [Informe Interno].
- [4] Alexeiev VN. Análisis cuantitativo. 2da. Edición. Moscú: Editorial MIR; 1978. p. 179-180.

Efecto del uso de un agente reductor en la estabilidad de la solución de Yoduro de sodio I-131 (Na^{131}I)

Eleazar Aliaga*, Bertha Ramos, José Caballero, María Benites, Manuel Otero, Roberto Koga
Planta de Producción de Radioisótopos, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470,
Lima, Perú

Resumen

El radiofármaco Yoduro de sodio I-131 (Na^{131}I) es manufacturado en la Planta de Producción de Radioisótopos del IPEN empleando el método de destilación por vía seca [1,2]. Se evaluó el efecto que produce el uso del agente reductor tiosulfato de sodio en la estabilidad postproducción del radiofármaco. El producto fue evaluado hasta los 30 días post producción para determinar si cumple con las especificaciones técnicas establecidas en la farmacopea americana [3], siguiendo la directiva de la Dirección General de Medicamentos, Insumos y Drogas (DIGEMID) [4]. Los lotes del producto de baja actividad elaborados sin la adición de reductor presentaron baja pureza radioquímica a los 10 días postproducción; mientras que los lotes producidos con tiosulfato de sodio al 0,1% presentaron una pureza radioquímica por encima de 99% hasta los 30 días postproducción. Los lotes de alta actividad elaborados sin la adición de reductor presentaron una pureza radioquímica por encima de 95% hasta los 21 días; mientras que en los lotes producidos con la adición de reductor la pureza radioquímica se mantiene por encima de 99% en todos los casos. La pureza radioquímica de los lotes de Na^{131}I mejoró con la adición de reductor, sobre todo en los lotes de baja actividad.

Abstract

The radiopharmaceutical sodium iodide I-131 (Na^{131}I) is manufactured at the Radioisotope Production Plant of IPEN by the dry distillation method [1,2]. The effect on the post production stability of the radiopharmaceutical by the use of the reducing agent sodium thiosulfate was evaluated. The radiopharmaceutical was evaluated until the 30 days post production to determine if it meets the USP specifications [3], according to the Dirección General de Medicamentos, Insumos y Drogas - DIGEMID directives [4]. The low activities batches manufactured without reducing agent showed low radiochemical purity at 10 days post production, while that batches manufactured with the addition of sodium thiosulfate 0,1% had a radiochemical purity over 99% until 30 days post production. Lots of high activity manufactured without the addition of reducing agent showed a radiochemical purity above 95% up to 21 days, while those manufactured with the addition of reducing agent the radiochemical purity remained above 99% in all cases. The radiochemical purity of the Na^{131}I batches improved with the addition of reducing agent, mostly on low activities batches.

1. Introducción

El I-131 es empleado para el tratamiento ablativo del cáncer tiroideo por más de 50 años. La solución de Na^{131}I es producida en la Planta de Producción de Radioisótopos del IPEN mediante el método de destilación por vía seca.

En el presente trabajo se da cuenta del efecto de la adición del agente reductor tiosulfato de sodio en la vida útil del Na^{131}I . Para tal efecto las soluciones de Na^{131}I fueron almacenadas a una temperatura controlada de 30 ± 2 °C por un lapso de 30 días.

Se evaluaron parámetros fisicoquímicos y nucleares como son la pureza radioquímica, pureza radionucleídica, aspecto, pH entre otros.

2. Experimental

2.1 Materiales

Papel Whatman N°1, metanol, bicarbonato de sodio, tiosulfato de sodio, cadena de espectrometría multicanal de germanio hiperpuro, cadena de espectrometría

* Correspondencia autor: ealiaga@ipen.gob.pe

monocanal de yoduro de sodio, calibrador de dosis Capintec, estufa Memmert.

2.2 Método

La vida útil del producto fue evaluado mediante un estudio de estabilidad a largo plazo donde se controló las concentraciones extremas del producto: 129,5 y 5550 MBq (3,5 y 150 mCi), envasados en envase de vidrio de borosilicato tipo I con tapón de clorobutilo y precinto de seguridad de aluminio y almacenados a una temperatura controlada de 30 ± 2 °C y con una humedad relativa ambiental, para verificar que cumplan con las especificaciones detalladas en la Farmacopea Americana. Se evaluaron dos tipos de soluciones de Yoduro de sodio I-131. Una solución fue preparada en bicarbonato de sodio al 5%; mientras que a la otra solución se le adicionó además tiosulfato de sodio al 0,1% como reductor. La identificación y pureza radionucleídica fueron evaluadas en una cadena de espectrometría multicanal de germanio hiperpuro, la valoración radionucleídica se realizó en un calibrador de dosis calibrado. El pH fue medido con tiras indicadoras y la presencia de telurio fue evaluada mediante la reacción de precipitación con sulfuro de sodio utilizando una solución estándar de telurio de 10 ppm. La pureza radioquímica se determinó mediante cromatografía ascendente en papel Whatman N° 1, empleando como solvente metanol al 85%.

Tabla 1. Parámetros nucleares y fisicoquímicos.

Parámetro	Especific	Sin Reductor		Con Reductor	
		Baja Actividad	Alta Actividad	Baja Actividad	Alta Actividad
VRN (%)	90 a 110%	102.55	101.62	99.77	100.46
PRN (%)	> 99.90	> 99.99	> 99.99	> 99.99	> 99.99
IRN (Mev)	0.3615 a 0.3665	0.3644	0.3645	0.3641	0.3642
pH	7.5 - 11.0	9.00	9.2	9.13	9.13
Telurio	<10	<10	<10	<10	<10

VRN, PRN, IRN: valoración, pureza e identificación radionucleídica, respectivamente.

3. Resultados y Discusión

Los parámetros evaluados son mostrados en las tablas 1 y 2. Los parámetros graficados en la Tabla 1 no muestran mayor variación a lo largo del tiempo evaluado (30 días) y se

mantienen dentro de las especificaciones. En la Tabla 2 se muestra los valores de la pureza radioquímica del producto manufacturado con y sin reductor.

En el caso de la solución sin reductor, se observa una disminución de la pureza radioquímica en el tiempo, siendo más notorio en la solución de baja actividad que decae por debajo de 95% a los 10 días post producción, llegando a 26% a los 30 días; mientras que en la solución de alta actividad, la pureza radioquímica se mantiene por encima de 95% hasta los 21 días y decae a 93% a los 30 días postproducción.

En el caso de la solución con adición de reductor la pureza radioquímica disminuye muy ligeramente en el tiempo, manteniéndose por encima de 99% (Figura 1).

Tabla 2. Pureza radioquímica (%) de Na¹³¹I, con y sin reductor.

Días post producción	Sin Reductor		Con Reductor	
	Baja Actividad	Alta Actividad	Baja Actividad	Alta Actividad
0	99.78	99.66	99.94	99.94
10	82.56	97.15	99.93	99.99
21	35.09	95.78	99.88	99.69
30	26.44	93.09	99.87	99.52

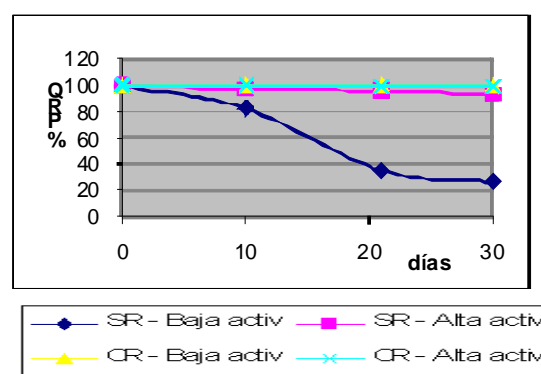


Figura 1. Pureza radioquímica.

4. Conclusiones

- La adición del reductor de tiosulfato de sodio al 0,1% aumenta la vida útil de la solución de Yoduro de sodio I-131 al mantener la pureza radioquímica por encima de 95% hasta los 30 días postproducción, tanto en las soluciones de baja y alta actividad, siendo más notorio en los de actividades bajas.

- Los demás parámetros evaluados se mantienen estables durante el período de estudio, tanto en la solución sin reductor como en la que se adiciona reductor.

5. Agradecimientos

Se agradece la colaboración del Ing. Jesús Miranda; Quím Jorge Herrera; Tco. Arturo Portilla y Tco. Luis Gónzales en la manufactura de los lotes.

6. Bibliografía

- [1] International Atomic Energy Agency. Radioisotopes production and quality control. Technical Reports Series No. 128. Vienna: IAEA; 1971. p. 237-286.
- [2] International Atomic Energy Agency. Manual for reactor produced radioisotopes. IAEA-TECDOC-1340. Vienna: IAEA; 2003. p. 95-101.
- [3] United States Pharmacopoeia (USP) <33>. 2010.
- [4] Dirección General de Medicamentos Insumos y Drogas. Directiva Sanitaria N° 031-MINSA/DIGEMID-V.01. 2009.
Disponible en:
<http://www.digemid.minsa.gob.pe/normatividad/rm80509.pdf>

VI. Seguridad Nuclear y Protección Radiológica

Cálculo de la incertidumbre del *kerma* en aire en la superficie de entrada de pacientes en radiología

Tony Benavente^{1,2,*}, Enrique Rojas¹

¹ Dirección de Servicios del Instituto Peruano de Energía Nuclear

² Facultad de Ciencias Físicas de la Universidad Nacional Mayor de San Marcos

Resumen

La implementación de los niveles de referencia ha permitido optimizar la protección de los pacientes en radiología diagnóstica. Para determinar los valores de los niveles de referencia se calculó el *kerma* en aire en la superficie de entrada a partir de las medidas de rendimiento de los tubos de rayos X y con dosímetros TLD ubicados en los pacientes. Para saber si los valores del *kerma* en aire en la superficie de entrada, obtenidos por los dos métodos, son consistentes y que sus diferencias no se deben a errores sistemáticos, es necesario conocer su incertidumbre. En este trabajo se presenta una metodología para la estimación del *kerma* en aire en la superficie de entrada y su incertidumbre. En el análisis se consideró la repetibilidad de las medidas, el posicionamiento de la cámara de ionización, la repetibilidad del mAs y del kV, la estabilidad y resolución del instrumento, la calidad de la radiación, la incidencia de la radiación, el tamaño de campo y la homogeneidad del campo, el factor de calibración del equipo, la medición de la temperatura y de la presión, el ajuste de la curva del rendimiento, el factor del retrodispersión y la distancia foco-paciente. Para radiografías de tórax en pacientes adultos se obtuvo una incertidumbre expandida ($k=2$) del 24%.

Abstract

The implementation of reference levels has improved the protection of patients in diagnostic radiology. To determine the values of the reference levels, air kerma in the entrance surface is calculated from the X-ray tubes yield measurements and from TLD dosimeters placed in the patients. To know if the values of air kerma at the entrance surface obtained by the two methods are consistent and that their differences are not due to systematic errors, it is necessary to know their uncertainty. This paper presents a methodology for estimating the air kerma at the entrance surface and the uncertainty. The analysis considered the repeatability of the measurements, the positioning of the ionization chamber, the repeatability of mAs and kV, the stability and resolution of the instrument, the quality of radiation, the incidence of radiation field, the size and homogeneity of the field, the equipment calibration factor, the measurement of temperature and pressure, the adjustment of the yield curve, the backscattering factor and the focus-patient distance. An expanded uncertainty ($k = 2$) of 24% was obtained for chest radiographs in adult patients.

1. Introducción

La dosis recibida por los pacientes de radiología diagnóstica es la contribución más grande a la dosis colectiva y el uso de los niveles de referencia ha demostrado ser una herramienta útil para la optimización de la protección del paciente. En los últimos años el Perú ha participado en un proyecto auspiciado por el Organismo Internacional de la Energía Atómica, para determinar los valores nacionales de los niveles de referencia para exámenes de tórax, columna y mamografía, realizados a pacientes en radiología.

Los valores de los niveles de referencia se establecen para un tipo de pacientes u órganos y para determinados parámetros técnicos. Se expresan en la magnitud *kerma* en aire en la superficie de entrada para exámenes de tórax y columna, así como en la magnitud dosis glandular para exámenes de mamografía [1].

En la práctica, el *kerma* en aire en la superficie de entrada y la dosis glandular pueden ser estimadas a partir de medidas de *kerma* en aire incidente, obtenidas por métodos ionométrico, de estado sólido y de simulación, a cierta distancia del tubo de

* Correspondencia autor: tbenavente@ipen.gob.pe

rayos X, modificados por coeficientes de conversión y factores de retrodispersión. [2,3].

En el presente trabajo se presenta una metodología para estimar el *kerma* en aire en la superficie de entrada del paciente y su incertidumbre, en los exámenes realizados a pacientes en radiología diagnóstica. Para medir el *kerma* en aire incidente se utilizaron cámaras de ionización y para realizar el control de calidad de los resultados se ubicaron dosímetros termoluminiscentes en la superficie de los pacientes.

En el análisis de la incertidumbre se consideró la repetibilidad de las medidas, el factor de calibración, el posicionamiento, la repetibilidad, la resolución y la estabilidad de los instrumentos, la calidad de la radiación, el ángulo de incidencia, el tamaño y la homogeneidad del campo de radiación, así como, la incertidumbre debido a la temperatura, presión, modelo de ajuste, factor del retrodispersión y distancia foco-paciente.

2. Método Experimental

En la dosimetría del paciente en radiología general se utilizó la magnitud *kerma* en aire en la superficie de entrada, K_e , obtenida a partir del rendimiento del tubo de rayos X corregido por la distancia y la retrodispersión. El rendimiento de un tubo de rayos X, Y , está dado por,

$$Y(d) = \frac{K(d)}{P_t} \quad (1)$$

donde, $K(d)$ es el *kerma* en aire medido a una distancia, d , del foco y P_t es la carga del tubo durante la exposición.

Los valores de rendimiento obtenidos para un rango de tensiones y carga aplicadas al tubo de rayos X, empleados en la exposición de los pacientes, fueron ajustados a la siguiente función potencial,

$$Y^*(d) = aU^b \quad (2)$$

donde, a y b son parámetros de ajuste obtenidos por mínimos cuadrados y U es la tensión aplicada.

Por lo tanto el *kerma* en aire en la superficie de entrada del paciente estimado a partir de

rendimientos interpolados esta dado por la siguiente expresión,

$$K_e = aU^b P_t \left(\frac{d}{d_{FTD} - t_p} \right)^2 B \quad (3)$$

donde, d_{FTD} y t_p es la distancia del foco del tubo al soporte del paciente y el espesor del paciente, respectivamente. B es el factor de retrodispersión.

Para la estimación de la incertidumbre del *kerma* en aire en la superficie de entrada se utilizaron datos de las mediciones realizadas en el desarrollo del proyecto. Se utilizaron equipos de rayos X de radiología general y cámaras de ionización Radcal-4095, para la generación y detección de los rayos X. Primero se estimó la incertidumbre de $Y(d)$ obtenido experimentalmente y luego se estimó la incertidumbre del K_e , utilizando los datos registrados de los pacientes. El procedimiento utilizado para la estimación de las incertidumbres se realizó de acuerdo con las recomendaciones de la ISO [4,5].

Empleando la relación (1) se obtuvo el rendimiento midiendo el *kerma* en aire a una cierta distancia del foco, para una carga y tensión aplicada al tubo de rayos X. Por ello, se consideraron las incertidumbres debido a: repetibilidad, calibración y estabilidad a largo plazo de los medidores de *kerma* y tensión; repetibilidad y resolución de la distancia foco detector; linealidad y estabilidad de la carga aplicada al tubo. Para el medidor de *kerma* también se consideró la calidad de la radiación y la corrección debido a los cambios en la temperatura y la presión, con respecto a las condiciones de referencia.

Los rendimientos medidos se ajustaron a la función indicada en la relación (2) para estimar posteriormente el rendimiento en un examen en particular. Utilizando la relación (3) se determinó el *kerma* en aire en la superficie de entrada en la superficie del paciente y para la estimación de su incertidumbre se consideró: la incertidumbres del rendimiento; la linealidad y estabilidad de la carga aplicada al tubo; la repetibilidad y resolución de la distancia foco - superficie del paciente; y el factor de retrodispersión.

3. Resultados

En la Tabla 1 se indican los resultados de las incertidumbres de cada una de las fuentes que contribuyen a la incertidumbre combinada del rendimiento.

En la Tabla 2 se indican los resultados de las incertidumbres de cada una de las fuentes que contribuyen a la incertidumbre del *kerma* en aire en la superficie de entrada. En la Figura 1 se muestra la incertidumbre combinada y de las respectivas contribuciones.

Tabla 1. Incertidumbre relativa combinada del rendimiento.

No.	Magnitud	Valor	<i>U</i>	<i>k</i>	Distribución	CS	<i>u_{rel}</i> (%)
1	<i>K</i> (μGy)	1000					3.7
	Repetibilidad	10	10	1	Normal	1	1.0
	Calibración	1.00	0.06	2	Normal	1	3.0
	Calidad del haz	1.00	0.03	1.73	Rectangular	1	1.7
	Estabilidad	1.00	0.01	1.73	Rectangular	1	0.6
	Presión	1.00	0.01	1.73	Rectangular	1	0.6
	Temperatura	1.00	0.02	1.73	Rectangular	0.07	0.1
2	<i>U</i> (kV)	70.0					9.5
	Repetibilidad	3	3	1	Normal	2	8.6
	Calibración	1.00	0.04	2	Normal	2	4.0
	Estabilidad	1.00	0.01	1.73	Rectangular	2	1.2
3	<i>d</i> (m)	1.000					1.0
	Repetibilidad	1.000	0.005	1	Normal	2	1.0
	Resolución	1.000	0.001	1.73	Rectangular	2	0.1
4	<i>P_{It}</i> (mAs)	42.4					3.7
	Repetibilidad	1.00	0.04	1.73	Rectangular	1	2.3
	Linealidad	1.00	0.05	1.73	Rectangular	1	2.9
	<i>Y</i> (μGy/mAs)	23.6			Incertidumbre combinada	<i>u_c</i> =	11

Tabla 2. Incertidumbre relativa combinada y expandida del *kerma* en aire en la superficie de entrada.

No.	Magnitud	Valor	<i>U</i>	<i>k</i>	Distribución	CS	<i>u_{rel}</i> (%)
1	<i>Y</i> (μGy/mAs)	23.6					11
2	<i>d_{FTD} - t_P</i> (m)	1.000					1.0
	Repetibilidad	1.000	0.005	1	Normal	2	1.0
	Resolución	1.000	0.001	1.73	Rectangular	2	0.1
3	<i>P_{It}</i> (mAs)	42.4					3.7
	Reproducibilidad	1.00	0.04	1.73	Rectangular	1	2.3
	Estabilidad	1.00	0.05	1.73	Rectangular	1	2.9
4	<i>B</i>	1.36	0.08	1.73	Rectangular	1	3.4
	<i>K_e</i> (μGy)	1000			Incertidumbre combinada	<i>u_c</i> =	12
Incertidumbre expandida (<i>k</i> = 2)						<i>U</i> =	24

4. Conclusión

En la Tabla 1 se muestran que la mayor contribución a la incertidumbre del *kerma* en aire se debe a las incertidumbres del factor de

calibración del instrumento y de la calidad del haz. Asimismo, la mayor contribución a la incertidumbre de la tensión de tubo incertidumbres se deben al factor de

calibración del medidor de kV y a la repetibilidad de las medidas.

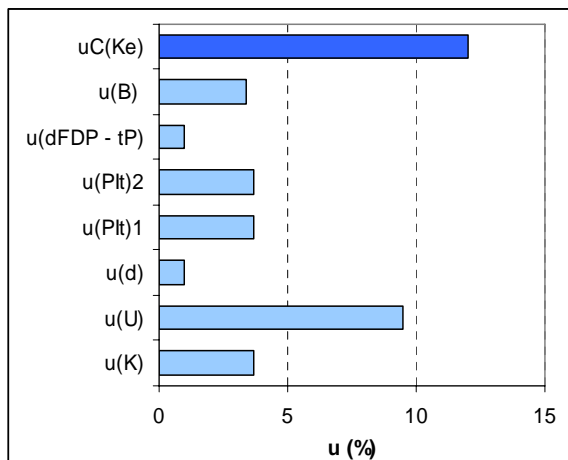


Figura 1. Contribución de las diferentes magnitudes a la incertidumbre combinada del *kerma* en aire en la superficie de entrada.

Los resultados de la Tabla 2 muestran que la incertidumbre del rendimiento es 11% y es la componente más importante de la incertidumbre combinada del *kerma* en aire en la superficie de entrada. Las contribuciones de las incertidumbres de la reproducibilidad y estabilidad de carga aplicada al tubo de rayos X y del factor de retrodispersión contribuyen por igual a la incertidumbre del *kerma* en aire en la superficie de entrada. Para radiografías de tórax en pacientes adultos se obtuvo una incertidumbre expandida ($k=2$) del 24%.

En la Figura 1 se muestran las contribuciones de los diferentes componentes de la incertidumbre y se pueden apreciar los factores que más contribuyen y sobre los que debe realizar un mayor control a fin de disminuir la incertidumbre combinada.

El Laboratorio Secundario de Calibraciones Dosimétricas del IPEN realizó el control de calidad de los valores *kerma* en aire en la superficie de entrada, obtenidos mediante el método expuesto en este trabajo. Este consistió en ubicar dosímetros termoluminiscentes (TLD) sobre la superficie del paciente para estimar *kerma* en aire en la superficie de entrada, durante la exposición.

En la comparación de los resultados se encontraron diferencias de hasta el 100%, debido al número de parámetros que intervienen en los dos métodos. El

conocimiento de la incertidumbre del *kerma* en aire en la superficie de entrada permite saber si los resultados obtenidos por los dos métodos son consistentes y que sus diferencias no se deben a errores sistemáticos.

5. Referencias

- [1] International Atomic Energy Agency. International basic safety standards for protection against ionizing radiation and for the safety of radiation sources. Safety Series No. 115. Vienna: IAEA; 1997.
- [2] International Atomic Energy Agency. Dosimetry in diagnostic radiology: An international code of practice. Technical Reports Series No. 457. Vienna: IAEA; 2007.
- [3] International Commission on Radiation Units and Measurements. Patient dosimetry for X rays used in medical imaging. ICRU Report 74. Bethesda, MD; 2005.
- [4] International Organization for Standardization. Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement. 1st edition. Geneva: ISO; 1995.
- [5] International Atomic Energy Agency. Measurement Uncertainty: A practical guide for secondary standards dosimetry laboratories. IAEA-TECDOC-1585. Vienna: IAEA; 2008.

Estabilidad de los estándares del Laboratorio Secundario de Calibraciones Dosimétricas (LSCD) del Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN)

Tony Benavente*, Enrique Rojas

División de Metrología y Dosimetría de Radiaciones del Instituto Peruano de Energía Nuclear
Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

Resumen

El Laboratorio Secundario de Calibraciones Dosimétricas del IPEN (LSCD/IPEN), mantiene los estándares para radioterapia, radiodiagnóstico y radioprotección. Estos consisten de cámaras de ionización trazables al BIPM (Oficina Internacional de Pesas y Medidas). Para asegurar su integridad y buen desempeño en el tiempo se realizan pruebas de estabilidad en periodos mensuales, utilizando fuentes de ^{90}Sr . Los resultados de las pruebas realizadas en el año 2010 son satisfactorios debido a que las variaciones de las respuestas de los estándares son inferiores a 0,2%. La tolerancia indicada por el fabricante de los estándares es 0,5%.

Standards stability of the Secondary Standard Dosimetry Laboratory (SSDL) of the Peruvian Institute of Nuclear Energy (IPEN)

Abstract

The Secondary Standard Dosimetry Laboratory (SSDL) of the IPEN (Peruvian Institute of Nuclear Energy) keeps standards for radiotherapy, radio diagnosis and radioprotection. These standards include ionization chambers traceable to the BIPM. To assure their integrity and good performance through time, stability tests are made monthly, using ^{90}Sr sources. The results of the tests made in 2010 are satisfactory because the variations of the standards response are below 0,2 %. The tolerance indicated by the standards manufacturer is 0,5 %.

1. Introducción

El LSCD/IPEN es un laboratorio de metrología y dosimetría de radiaciones ionizantes, encargado de establecer los estándares de medida, mantener su integridad, trazabilidad y disseminar sus unidades. También realiza las calibraciones dosimétricas a nivel nacional en radioterapia, radiodiagnóstico y radioprotección [1].

El estándar de radioterapia mide la magnitud dosis absorbida en agua, D_w y se emplea para calibrar los dosímetros clínicos utilizados en los centros de radioterapia para medir las dosis suministradas a los pacientes con neoplasias.

El estándar de radiodiagnóstico mide la magnitud kerma en aire, K_a , y se emplea para calibrar medidores de dosis, tales como cámaras de ionización y detectores de estado sólido, utilizados en dosimetría de pacientes y el control de calidad de equipos de rayos X convencionales y especiales.

El estándar de radioprotección mide la magnitud kerma en aire, K_a , y permite

calibrar instrumentos utilizados en vigilancia ocupacional personal y ambiental, en las diferentes prácticas con radiaciones ionizantes.

2. Pruebas de estabilidad

Las pruebas de estabilidad forman parte del aseguramiento de calidad implementado en el LSCD/IPEN y consisten fundamentalmente en irradiar periódicamente los estándares, manteniendo las mismas condiciones geométricas de irradiación.

Para realizar las pruebas de estabilidad se requiere de un electrómetro, una cámara de ionización, una fuente radiactiva, un porta-fuente y medidores de temperatura y presión. En la Figura 1 se observa el arreglo para realizar la prueba de estabilidad del estándar de radioprotección [2].

Los estándares del LSCD/IPEN son cámaras de ionización, calibradas periódicamente en el laboratorio del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) y trazables al

* Correspondencia autor: tbenavente@ipen.gob.pe

BIPM. Las incertidumbres expandidas (factor de cobertura $k = 2$), de sus factores de calibración son 1,9 %, 1,6 % y 5,0 % para las cámaras de radioterapia, radiodiagnóstico y radioprotección, respectivamente. Las incertidumbres expandidas de los factores de calibración de los electrómetros son menores a 0,2 %.



Figura 1. Arreglo para realizar la prueba de estabilidad del estándar de radioprotección.

Para realizar las lecturas de carga eléctrica, se colocan las cámaras de ionización en un porta fuente o en la cavidad de una fuente radiactiva de chequeo. En estas pruebas se utilizaron fuentes de radiación beta de ^{90}Sr con actividades entre 20,0 MBq y 33,3 MBq.

Posterior a la calibración de los estándares se realizan mediciones de carga eléctrica, a fin de establecer valores de referencia (Q_r). Estas mediciones son realizadas en condiciones recomendadas por el fabricante.

Para conocer la estabilidad de los estándares a mediano y largo plazo, se realizan mensualmente mediciones de carga eléctrica, bajo las mismas condiciones de referencia. Los valores medios de las mediciones de carga eléctrica (Q), son corregidos por los factores de decaimiento radiactivo de la fuente y de variación de densidad del aire de la cámara de ionización. El indicador de estabilidad (ε) es:

$$\varepsilon = \frac{(Q - Q_r)}{Q_r} \quad (1)$$

3. Resultados y Discusión

En el año 2010 se realizaron 44 pruebas de estabilidad a los estándares del LSCD/IPEN. En las Tablas 1 y 2 se indican los resultados

de los errores (ε) de las cargas eléctricas medidas en cada prueba y de sus incertidumbres expandidas (U).

Tabla 1. Errores relativos e incertidumbres expandidas de los estándares de radioterapia PTW 30001 y 23342.

Mes	$\varepsilon (\%) \pm U (\%)$	
	PTW 30001	PTW 23342
1	-0,10 \pm 0,04	-0,03 \pm 0,10
2	-0,13 \pm 0,04	0,03 \pm 0,08
3	-0,13 \pm 0,04	-0,09 \pm 0,10
4	-0,13 \pm 0,04	0,00 \pm 0,10
5	-0,04 \pm 0,05	0,15 \pm 0,06
6	-0,10 \pm 0,04	0,06 \pm 0,07
7	-0,05 \pm 0,04	0,06 \pm 0,09
8	-0,17 \pm 0,04	0,06 \pm 0,08
9	-0,17 \pm 0,04	0,09 \pm 0,08
10	-0,16 \pm 0,05	0,09 \pm 0,07
11	-0,17 \pm 0,04	0,09 \pm 0,07

Tabla 2. Errores relativos e incertidumbres expandidas de los estándares de radiodiagnóstico PTW 32002 y radioprotección PTW 77337.

Mes	$\varepsilon (\%) \pm U (\%)$	
	PTW 32002	PTW 77337.
1	0,00 \pm 0,18	-0,11 \pm 0,13
2	0,00 \pm 0,18	0,09 \pm 0,12
3	-0,08 \pm 0,07	0,08 \pm 0,13
4	0,08 \pm 0,07	0,09 \pm 0,13
5	0,08 \pm 0,07	0,09 \pm 0,12
6	0,00 \pm 0,07	0,15 \pm 0,13
7	0,08 \pm 0,07	0,06 \pm 0,12
8	0,08 \pm 0,07	0,06 \pm 0,13
9	0,08 \pm 0,07	0,15 \pm 0,13
10	0,08 \pm 0,07	0,11 \pm 0,12
11	0,08 \pm 0,07	0,11 \pm 0,12

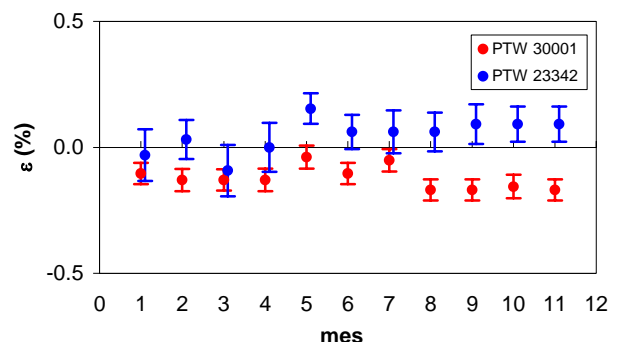


Figura 2. Distribución de los errores relativos de la carga eléctrica de los estándares de radioterapia PTW 30001 y PTW 23342.

En las Figura 2 y 3, se muestra la distribución de los errores de la carga eléctrica, para los estándares de radioterapia, radiodiagnóstico y radioprotección. En ambos casos se observa que los errores son menores que el 0,2 %.

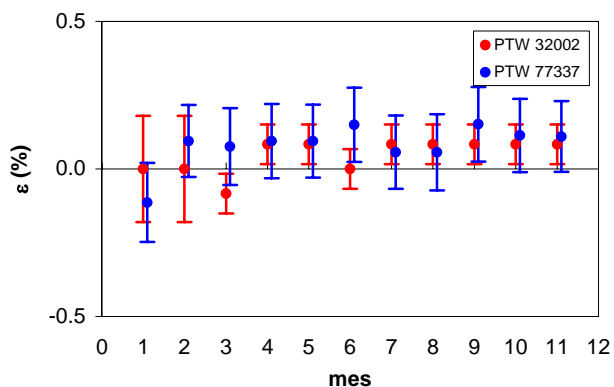


Figura 3. Distribución de los errores relativos de la carga eléctrica de los estándares de radioprotección PTW 32002 y de radiodiagnóstico PTW 77337.

4. Conclusiones

Los resultados de las pruebas de estabilidad realizadas durante el año 2010 son satisfactorios, debido a que las variaciones de las respuestas respecto al valor de referencia son inferiores al 0,2 %, garantizando de esta manera que los medidores de radiación calibrados con estos estándares, proporcionan medidas confiables y trazables al BIPM. Asimismo, se cumple con la tolerancia indicada por el fabricante de los estándares que indica debe ser menor al 0,5 % [3].

Por otro lado, el LSCD participa en el programa de intercomparación postal, en donde se utilizan estos estándares para obtener la magnitud requerida (Dosis absorbida en agua o kerma en aire) y luego irradiar dosímetros TLD que van a ser leídos en el OIEA, los resultados están por debajo del 5,0 %.

5. Bibliografía

- [1] International Atomic Energy Agency. Calibration of dosimeter used in radiotherapy. Technical Report Series 374. Vienna: IAEA; 1994.
- [2] International Atomic Energy Agency. World Health Organization. World network of secondary standard dosimetry laboratories. Viena; IAEA; 1999.
- [3] PTW Freiburg. Instruction Manual. v. D196, 131,0/7. 1998.

Salvaguardias nucleares aplicadas al reactor nuclear de investigación RP-10

Rolando Arrieta*, Alberto Salazar, Agustín Urcia, Roberto Giol, Fernando Ramos, Luis Zapata, Mariano Vela

Departamento de Operación de Reactores, Instituto Peruano de Energía Nuclear,
Avenida Canadá 1470, Lima 41, Perú

Resumen

En esta publicación se muestra la aplicación del sistema de salvaguardias nucleares, su evolución y estado actual en el reactor nuclear de investigación RP-10, basado en los materiales nucleares que dispone y teniendo en cuenta los objetivos de asegurar que su uso y las actividades nucleares que de ella se deriven sean desarrolladas con fines pacíficos de la energía nuclear, dentro del marco jurídico que tiene como base los diversos tratados internacionales orientados a garantizar la no proliferación de armas nucleares.

Abstract

This publication shows the application of nuclear safeguards system, its evolution and current status in the nuclear research reactor RP-10, based on available nuclear material and taking into account the objectives of ensuring that their use and nuclear activities that this results are developed for peaceful purposes of nuclear energy within the legal framework that is based on the various international treaties aimed at ensuring non-proliferation of nuclear weapons.

1. Introducción

El reactor nuclear RP-10 es una fuente de neutrones que permite desarrollar usos pacíficos de la energía nuclear, como la producción de radioisótopos para uso médico, industrial, investigación y desarrollo, así como para la capacitación y entrenamiento de recursos humanos [1]. Con estos propósitos en el Centro Nuclear RACSO se maneja material nuclear significativo que podría ser desviado para otros usos.

El Perú ha suscrito y ratificado tratados para contribuir a la no proliferación de armas nucleares y el uso exclusivo para fines pacíficos del material y las instalaciones nucleares [2,3]; por consiguiente, se impone la aplicación de un sistema de salvaguardias bajo la responsabilidad del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) mediante un acuerdo bilateral.

Las salvaguardias se utilizan para verificar el cumplimiento del tratado, mediante inspecciones dirigidas por los expertos del OIEA. El tratado fomenta la cooperación e igualdad de acceso a la tecnología nuclear a los Estados signatarios, al tiempo que las salvaguardias evitan la desviación de material fisiónable hacia usos bélicos.

El Instituto Peruano de Energía Nuclear

(IPEN) es el órgano encargado de promover las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear y las acciones de control en el país [4]; con esta finalidad, dentro de su estructura fiscalizadora cuenta con la Oficina Técnica de la Autoridad Nacional (OTAN) [5], entidad responsable de dar viabilidad al régimen de no proliferación nuclear a nivel nacional (Figura 1). A su vez el Departamento de Normas y Autorizaciones tiene a su cargo la preparación, revisión y aprobación de las normas sobre salvaguardias y protección física de los materiales nucleares; asimismo, el Departamento de Control de Instalaciones y Salvaguardias se encarga de las inspecciones rutinarias y especiales de salvaguardias del material nuclear así como la protección física de las instalaciones y los materiales nucleares.

En el reactor RP-10 se realizan actividades usando material fisible (^{235}U) sujeto a salvaguardias, lo que obliga a contar con un conjunto de medidas para garantizar que no se produzca un desvío del material nuclear para usos no declarados [6]. Estas medidas son obligatorias y requeridas para la licencia de operación a fin de asegurar que las

* Correspondencia autor: rarieta@ipen.gob.pe

actividades del reactor sean desarrolladas conforme a los fines autorizados y de acuerdo con los objetivos de las salvaguardias nacionales contempladas en el reglamento de salvaguardias [7,8].

En este trabajo se expone la aplicación del sistema de salvaguardias, su evolución y la situación actual en el reactor RP-10.

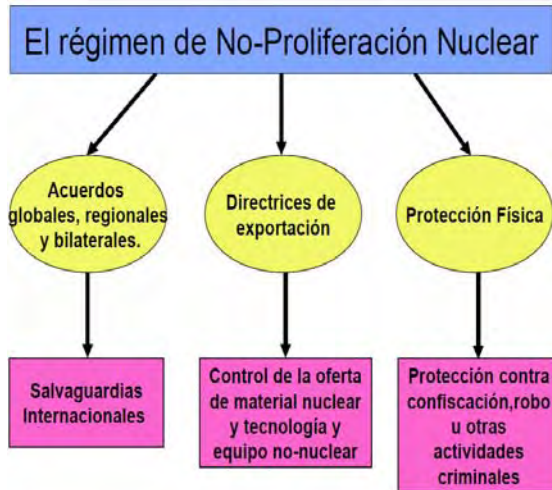


Figura 1. Soporte del régimen de no proliferación nuclear.

2. Desarrollo

Para la aplicación de las salvaguardias en el reactor RP-10 es necesario conocer su evolución en el contexto mundial para luego indicar cómo se ha ido aplicando a nuestra instalación [9].

La evolución de las medidas de salvaguardias tiene tres etapas:

2.1 Etapa 1: Salvaguardias clásicas

Es aplicada directamente por el OIEA, cuyas características principales son:

- Su propósito es impedir la proliferación de armas nucleares.
- Es supervisado por los inspectores del OIEA, en colaboración con especialistas de la OTAN.
- En Latinoamérica y el Caribe las medidas de salvaguardias se aplican en colaboración con la Organización para la Proscripción de las Armas Nucleares en América Latina (OPANAL) [3].

El OIEA promueve tres tipos de acuerdos:

- Tipo INFCIRC/66: Empleado para instalaciones o actividades específicas dentro

de un Estado. Estos acuerdos son suscritos también por Estados que no ratificaron el Tratado de no proliferación de armas nucleares (TNP) como la India, Pakistán, Israel entre otros, pero que sí tienen sometidos todos, o parte de sus instalaciones o actividades a las salvaguardias del OIEA.

- Tipo INFCIRC/153[10]: Acuerdo de alcance global incluye dentro de su ámbito de aplicación a todas las instalaciones y actividades de un Estado. Son suscritos por los Estados no poseedores de armas nucleares firmantes del TNP.

- Otros acuerdos, como los de ofrecimiento voluntario son firmados con los Estados poseedores de armas nucleares que son parte del TNP, para la aplicación de las salvaguardias a determinadas instalaciones o actividades de uso civil y el de los Estados que utilizan pequeñas cantidades de materiales nucleares para concertar con el OIEA un Protocolo de Pequeñas Cantidades, que permite dejar sin efecto algunas de las obligaciones derivadas del modelo INFCIRC/153.

2.2 Etapa 2: Protocolo adicional

El descubrimiento de algunos programas encubiertos para proliferación nuclear, adicionados a otros factores geopolíticos, hizo que la comunidad internacional considere conveniente reforzar el sistema de salvaguardias clásicas del OIEA, originando el INFCIRC/540 [11] como un modelo de acuerdo basado en un Protocolo Adicional a los acuerdos de salvaguardias completas de tipo INFCIRC/153. El Protocolo Adicional refuerza el sistema de salvaguardias clásicas mediante:

- Información adicional sobre instalaciones nucleares y sobre actividades relacionadas con el ciclo de combustible nuclear, incluyendo aquellas en las que no se utiliza material nuclear.
- Reforzando el derecho de acceso de los inspectores del OIEA a cualquier lugar dentro de los emplazamientos nucleares y aquellos lugares en los que se desarrollan actividades sujetas a declaración.

La nueva modalidad de acceso de los inspectores del OIEA, denominada “acceso complementario” para distinguirla de las inspecciones de salvaguardias estipuladas en los acuerdos suscritos, los habilita acceder a

cualquier lugar dentro de los emplazamientos nucleares con un preaviso de 24 horas, que queda reducido a 2 horas cuando se solicitan en el curso de una inspección de salvaguardias. El preaviso puede ser inferior si los inspectores del OIEA consideran que es necesario para el cumplimiento de la misión.

2.3 Etapa 3: Salvaguardias integradas

Es la combinación de todas las medidas de salvaguardias que dispone el OIEA para un Estado en particular con el fin de optimizar su aplicación.

Su aplicación permite ampliar la "meta de oportunidad" o plazo de tiempo mínimo, que se considera necesario para la fabricación de armas u otros dispositivos explosivos nucleares con los materiales declarados para uso pacífico, favorece una reducción significativa de la frecuencia de inspección de las instalaciones sometidas a control.

Para que el OIEA asuma la aplicación de salvaguardias integradas en un Estado es requisito imprescindible, la puesta en práctica de un Protocolo Adicional a los acuerdos de salvaguardias [12], además de una evaluación de la información declarada con arreglo a dicho Protocolo.

Sobre la base de la constatación de la ausencia de materiales y actividades no declaradas el OIEA puede redefinir los parámetros de aplicación de las medidas de salvaguardias para reducir la intensidad de inspección, de manera que pueda destinar el grueso de sus recursos hacia otros Estados en donde no se haya podido constatar tal circunstancia.

3. Resultados

La aplicación de las medidas de salvaguardias en el reactor RP-10 se ha realizado e implementado por el plantel de operación, en función de las exigencias de la OTAN y en base a los acuerdos suscritos con el OIEA [13].

3.1 Requerimientos OTAN

Según [11], para su cumplimiento se exigen:

- El material nuclear y las actividades relacionadas con su uso deben cumplir con el reglamento de salvaguardias.
- El movimiento de material nuclear, dentro de la instalación, debe estar registrado.

- Debe llevarse un registro con la cantidad de material nuclear presente en cada área de medición: Almacén de elementos combustibles frescos, núcleo y pileta auxiliar.

- Cada elemento combustible debe tener un registro donde se muestre la fecha de recepción, fechas de movimientos dentro del área de balance y dentro del punto de medición y el quemado.

- Las transferencias de materiales nucleares hacia o desde la instalación, debe ser notificado a la OTAN en un plazo no mayor a 5 días de producida la transferencia.

- Anualmente debe efectuarse un inventario físico del material nuclear, informándose a la OTAN sobre el resultado del mismo.

Todas estas medidas son complementarias con otras disposiciones dispuestas en [14].

3.2 Organización

En base a [10] se constituyó una organización sencilla, con las siguientes características:

- Sistema de contabilidad y control de elementos combustibles de la instalación nuclear: reactor nuclear RP-10.

- Responsable: Jefe del Reactor. Con el soporte de los supervisores y oficiales de radio protección (Figura 2).

- Tipo de material nuclear: Elementos combustibles enriquecidos al 20% en ^{235}U .

- Actividades físicas de control: Recuento e identificación.

- Área de Balance de Materiales (MBA) del RP-10 (Figura 3).

- Puntos clave de medición (KMP) para determinar el flujo de materiales nucleares realizar el inventario físico:

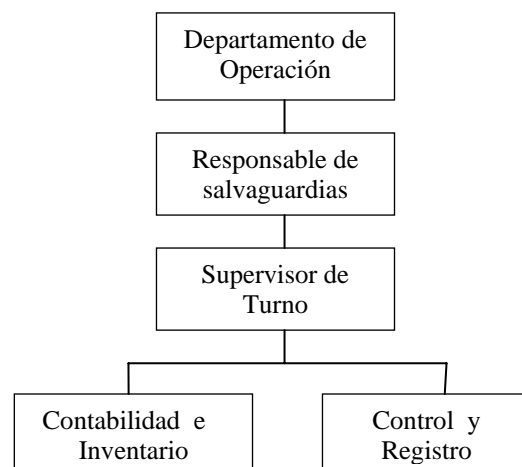


Figura 2. Organigrama de salvaguardias y protección física en el RP-10.

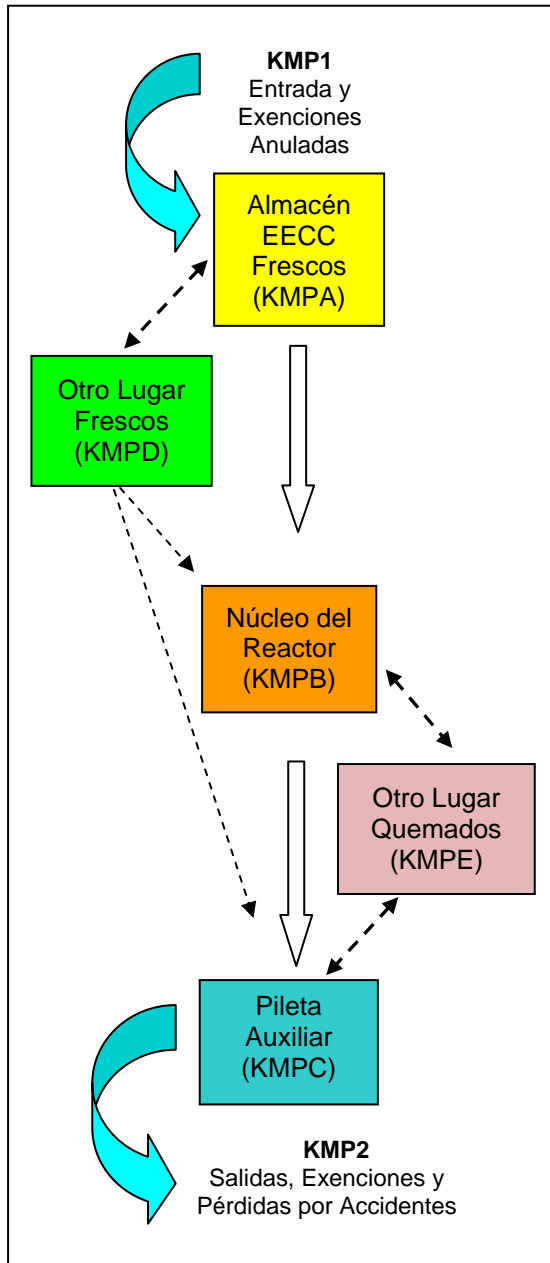


Figura 3. Área de balance de materiales en el reactor RP-10 y sus puntos clave de medición (KMPs).

Dónde:

- KMP1: Entrada al MBA.
- KMP2: Salida al MBA.
- KMPA: Almacén – combustibles frescos (Figura 4).
- KMPB: Núcleo del Reactor (Figura 5).
- KMPC: Pileta Auxiliar – combustibles gastados (Figura 6).
- KMPD: Otros lugares de tránsito – combustibles frescos.
- KMPE: Otros lugares de tránsito - combustibles gastados.

3.3 Medidas aplicadas

Las salvaguardias para el reactor RP-10 se desarrollan con la aplicación de medidas basadas en:

- **Contabilidad y control:** Llevadas a cabo por la Dirección de Reactores bajo fiscalización e inspección de la OTAN con el fin de controlar y registrar la cantidad de material nuclear presente dentro de las instalaciones del reactor RP-10 y su área de influencia y los cambios ocurridos en cada una de las áreas durante el año. Los elementos de la contabilidad incluyen: las áreas de balance de materiales, los registros de contabilidad, los inventarios anuales de material, la emisión de informes con la verificación de la contabilidad del material para la OTAN y el OIEA.

- **Contención y vigilancia:** Se usan los elementos estructurales preconcebidos en las instalaciones (almacén de elementos combustibles frescos, pileta auxiliar, núcleo del reactor), a las que se han añadido puertas blindadas codificadas que permiten el acceso solo si dos personas autorizadas lo requieren (puerta de dos llaves) y cámaras de vigilancia para asegurar la integridad física de las áreas que contienen material nuclear y la continuidad del conocimiento de su estado para evitar el acceso no detectado y la interferencia o manipulación no autorizada del material nuclear.

- **Inventario y registro:** recojo de información *in-situ* por los responsables (Figura 2) de salvaguardias, los mismos que son registrados en libros de acuerdo con procedimientos y dispositivos para asegurar una contabilidad detallada del material nuclear y luego poder remitir informes a la OTAN en los plazos establecidos (un año), los cuales están sujetos a verificación durante las inspecciones periódicas.

3.4 Código de procedimientos

Para sistematizar las medidas se implementó:

3.4.1 Sistemas de registros:

a) Registros contables

- Todos los cambios de inventario: Entradas, envíos, exenciones, etc.
- Resultados del inventario físico.
- Ajustes y correcciones.

b) Registros de operaciones

- Datos utilizados para determinar los cambios en las cantidades y composición de los materiales nucleares.
- Operaciones para preparar y efectuar el inventario físico.
- Medidas adoptadas para averiguar la causa y magnitud de cualquier pérdida accidental o cambio no considerado.

3.4.2 Sistema de informes:

a) Informes contables:

- Informes de cambios de inventarios (ICR) y notas concisas.
- Informe de balance de materiales.
- Informe de inventario físico, anexo al informe anterior.
- Informes especiales conforme al acuerdo y a los arreglos subsidiarios.

Para realizar el inventario físico de los materiales nucleares se considera lo siguiente:

- Frecuencia teórica: 1 año
- Identificación y recuento.
- Elaboración de una lista detallada por cada KMP antes del inventario.
- Idioma: Español.
- Tiempo de conservación de registros: 1 año.

PLANILLA DE UBICACIÓN EN ALMACEN DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES											
(KMP- A)											
REALIZO :											FECHA :
											15/09/08
1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
A											
B											
C											
D	A019	A008	A022	A021	A011	A010					
E			A023								
F											

ECN. :	7		
ECC. :	0		Vº Bº
		OF. RADPROT.	RESP. SALVAGUARDIAS

Figura 4. Lista detallada para el KMPA del Área de Balance de materiales del RP-10.

	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J
1	TN	NG	CI 01	NG 04	NB 07	CI 02	NB 08	NG 11		
2	NG 05	NB 01	NN 07	NN 11	NN 26	NN 29	NN 31	NB 02		
3		NB 03	NN 17	NC 02	NN 28	NC 06	NN 30	NB 04		CF 03
4	NG 07	CI 03	NN 24	NN 19	NN 05	NN 25	A 08	CI 05	NG 09	
5	NG 06	NB 09	NN 23	NN 22	CI 04	NN 18	A 09	NB 10	NG 14	
6	NG	NB 05	NN 06	NC 07	NN 20	NC 01	A 10	NB 06		
7	NG	NG 27	NN 32	NN 27	NC 08	A 19	NN 21	NG 12		
8	NG	NG 10	NG 08		NG 28		BCF	NG 23		
9	CI 06		NG						CI 07	
10		NG						CF 01		

Figura 5. Esquema representativo del núcleo del reactor: KMPB.

INVENTARIO: PLANILLA DE CANASTOS DE PILETA AUXILIAR (KMP-"C")									
(x) A009	(x) NN010	(x) A000*	(x) NC03	(x) AS001	(x) NN008	(x) NN015	(x) NC05	(x) NN001	(x) NN003
(x) NN002	(x) NN009	(x) NN002	(x) NN009	(x) NN001	(x) NN003	(x) NN002	(x) NN009	(x) NN001	(x) NN003
(x) NN004	(x) NN004	(x) NN004	(x) NN004	(x) NN004	(x) NN004	(x) NN004	(x) NN004	(x) NN004	(x) NN004
*SIMIL CANASTO N°01					REALIZO : Alberto Salazar				
CANASTO N°02					OF. RADPROT Fernando Ramos				
CANASTO ELEMENTOS FALLADOS					FECHA: 15/09/2008				
					Vº Bº RESP. SALVAGUARDIAS				
					CELDA CALIENTE				

Figura 6. Lista detallada para el KMPC: Pileta auxiliar del reactor RP-10.

3.5 Protocolo adicional

Con la firma y ratificación del protocolo adicional por parte del Estado peruano, y bajo fiscalización de la OTAN el reactor RP-10 amplió su sistema de salvaguardias clásicas mediante:

- Información adicional sobre otros aspectos como los relacionados con el ciclo del combustible nuclear, planta de producción de radioisótopos, planta de gestión de residuos radiactivos, celdas calientes, entre otros.
- Permitiendo el acceso de los inspectores OIEA a cualquier lugar dentro del Centro Nuclear.

3.6 *Salvaguardia integral*

La puesta en práctica del Protocolo Adicional junto con las verificaciones derivadas de los acuerdos de salvaguardias clásicas y de otros compromisos ha permitido al OIEA concluir la ausencia de materiales y actividades no declaradas en el Perú (junto a otros nueve países). Sobre la base de esta constatación, el OIEA ha redefinido los parámetros de aplicación de las medidas de salvaguardias y ha reducido su frecuencia de inspecciones al reactor RP-10 a partir del año 2006.

4. Conclusiones

- El sistema de salvaguardias del reactor RP-10 es sencilla, de fácil aplicación y cumple con los requisitos exigidos por la OTAN y no ha tenido observaciones del OIEA.
- La explotación segura del RP-10 está regulada y fiscalizada por la OTAN, teniendo como uno de sus ejes principales las salvaguardias, que junto con la seguridad nuclear, protección radiológica y la protección física garantizan la seguridad de la instalación nuclear.
- La aplicación de medidas de salvaguardias en el RP-10 han ido cambiando en función de la evolución del sistema OIEA e implementado bajo la supervisión y fiscalización de la OTAN.
- Actualmente, en el Perú aplican las salvaguardias integradas, por lo cual se ha redefinido los parámetros de aplicación de las medidas y reducido la intensidad de las inspecciones del OIEA, manteniéndose las inspecciones de la OTAN.

5. Referencias

- [1] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Informe de Seguridad del RP-10. Capítulo I Introducción y Descripción General. Dirección de Producción. Lima: IPEN. Junio 2008. [Informe interno].
- [2] Wikipedia. Tratado de No Proliferación Nuclear (TNP). Julio 1968. Disponible en:

- http://es.wikipedia.org/wiki/Tratado_de_No_Proliferaci%C3%B3n_Nuclear
- [3] OPANAL. Tratado para la Proscripción de las Armas Nucleares en la América Latina y el Caribe (Tratado de Tlatelolco). 1969. Disponible en:
<http://www.opanal.org/opanal/Tlatelolco/Tlatelolco-e.htm>
- [4] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Ley Orgánica del IPEN. Decreto Legislativo N° 158. Junio 1981.
- [5] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Reglamento de Organización y funciones de la Oficina Técnica de la Autoridad Nacional. 1977.
- [6] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Reglamento de autorizaciones, fiscalización, control, infracciones y sanciones de la Ley N° 28028 Ley de Regulación del Uso de Fuentes de Radiaciones Ionizantes. 2008. Disponible en:
http://www.ipen.gob.pe/site/publicaciones/ley28028/reglamento_ley28028.pdf
- [7] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Licencia de operación del reactor nuclear RP-10. Oficina Técnica de la Autoridad Nacional; julio 2009. [Informe interno].
- [8] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Reglamento de salvaguardias de materiales nucleares. Oficina Técnica de la Autoridad Nacional; 1983. [Informe interno].
- [9] International Atomic Energy Agency. The evolution of IAEA safeguards. International Nuclear Verification Series N° 2. Vienna: IAEA; 1998.
- [10] International Atomic Energy Agency. The Structure and content of agreements between the Agency and States Required in connection with the treaty on the non-proliferation of nuclear weapons. INFCIRC/153 (corrected). Vienna: IAEA; 1972.
- [11] International Atomic Energy Agency. Model protocol additional to the agreement(s) between State(s) and the International Atomic Energy Agency for the application of safeguards. INFCIRC/540. Vienna: IAEA; 1997.
- [12] International Atomic Energy Agency. Conferencia General. Resolución: GC (50)/RES/14. Vienna: IAEA; 2006.
- [13] International Atomic Energy Agency. Protocol Additional to the Agreement between the Republic of Peru and the International Atomic Energy Agency for the

Application of Safeguards in Connection with the Treaty for the Prohibition of Nuclear Weapons in Latin America and the Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons.

INFCIRC/273. IAEA Vienna; 1978.

[14] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Plan de protección física del reactor nuclear RP-10. Dirección de Producción. Lima: IPEN. Julio 2008. [Informe interno].

Reevaluación de un *bunker* de gammagrafía industrial a cielo abierto para licenciamiento

Gerardo Lázaro*

Oficina Técnica de la Autoridad Nacional, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470,
Lima 41, Perú

Resumen

Se evalúa un sistema de gammagrafía industrial fijo a cielo abierto, licenciado y en servicio de acuerdo con los nuevos requerimientos normativos y la disponibilidad de nuevas herramientas de cálculo. La radiación dispersa, principalmente la llamada efecto cielo que tiene consecuencias interesantes se ha evaluado con el programa MCNP5/VISED, previamente instalado en una PC con Linux-Fedora 8-64. Se transporta fotones de energías de 1.17 y 1.32 MeV correspondientes al Cobalto-60, utilizando el tally f5z para el cálculo de la exposición para distancias desde 10 a 700 m. Se modela dos tipos de bunker, uno cilíndrico para propósitos de validación teórico-experimental del modelo y otro cuadrangular, derivado del cilíndrico con laberinto en su acceso, similar al real en evaluación.

Abstract

It is evaluated a fixed system, open-cast industrial Gamma graphy. It is licensed and in process of evaluation. This evaluation becomes according to the new normative requirements and the availability of new tools of calculation. The stray radiation mainly the called skyshine effect has interesting consequences that could have been studied with program MCNP5. This Program MCNP5/VISED is installed in a PC with Linux-Fedora 8 as operating system. It is transported photons of 1.32 and 1.17 MeV of energy, corresponding to Cobalt 60. The tally f5z is used for the calculation of the exposition for distances from 10 to 700 m. It is designed a model with two types of bunker. One cylindrical, only for validation experimental theoretical MCNP calculations; and another squared one, derived from the cylindrical model, with labyrinth in its access similar to the real one in evaluation.

1. Introducción

Se representa un modelo de evaluación de un sistema para gammagrafía industrial fijo con Co-60 a cielo abierto. El modelo estima además la contribución por efecto cielo, que se desestimó en evaluaciones anteriores, y por ende no se conocía su contribución a la dosis equivalente al público. La evaluación a la exposición debido al efecto cielo se hizo hasta distancias de 700 m, área donde se encuentra viviendas colindantes y público en tránsito. También se presenta resultados de simulaciones de transporte de fotones de energías de 1.17 MeV (100%) y 1.32 MeV (100%) correspondientes al Cobalto-60 utilizando el código MCNP5/VISED[1] instalado en una PC-Dell/Optiplex 755 con Linux-Fedora 8-64.

La modelación se hace para dos tipos de bunker, uno cilíndrico y otro cuadrangular con laberinto en su acceso. El cilíndrico es para propósitos de validación teórico-experimental [2] del modelo y el cuadrangular,

derivado del cilíndrico, con laberinto en su acceso, es similar al bunker en evaluación. La evaluación del sistema se ajusta a la normativa nacional vigente [4,5,6,7].

Se aplica como criterio de diseño [4] en áreas no restringidas dosis equivalente menor a 0,5 microSv/h a 30 cm de la superficie del blindaje, en área controlada 7,5 microSv/h y en consola 0,5 micro/h para toda condición. Asimismo, se aplica la recomendación del artículo 617[5] como límite no debe exceder de 0,1 mSv/semana para áreas protegidas ocupadas por trabajadores expuestos y 0,02 mSv/semana para áreas donde se encuentre el público considerando la máxima carga de trabajo y el máximo factor de ocupación.

2. Desarrollo

Se utiliza el tally f5z para verificar el modelo y los resultados se validan con datos experimentales del KSU Nuclear Engineering

* Correspondencia autor: glazaro@ipen.gob.pe

Shielding Facility[2]. En la figura 1 se representa el modelo experimental ubicando la fuente en el eje central Z a una altura de 1,98 m. La contribución por dispersión de la radiación del aire se evalúa con f5z:p en círculos de 10 hasta 700 m alrededor de z con centro en la fuente. En el punto de interés se evalúa en volúmenes con radio de 50 cm. El modelo de ambas geometrías es mostrado en las Figuras 1,2 y 3. Se utiliza la composición de materiales mostrados en las tablas 1 y 2.

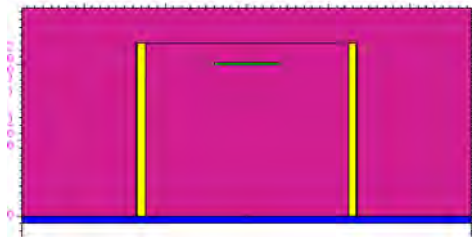


Figura 1. Bunker de irradiación /Modelo MCNP con cilindro y fuente con tapa superior de hierro.

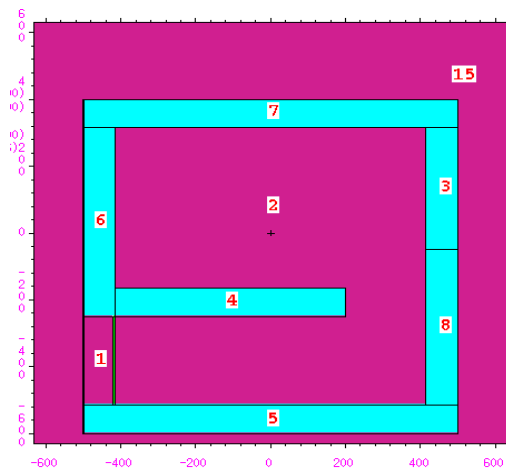


Figura 2. Bunker cuadrado con Laberinto.

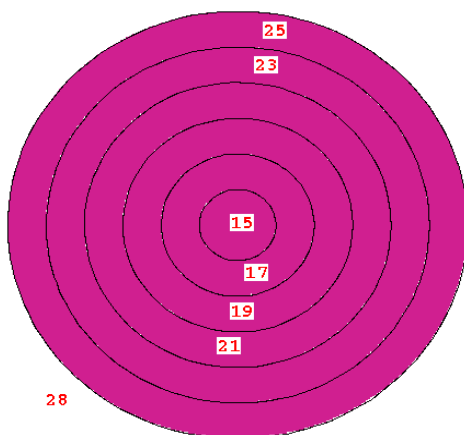


Figura 3. 1000 m de distancia del Bunker de irradiación / Modelo MCNP.

Tabla 1. Densidad y composición del concreto y terreno utilizados en MCNP5.

Densidad - g/cm ³		2,3	1,7
Elemento		Concreto(2)	Terreno(a)
	Zaid MCNP	Átomos /cm ³	Átomos/cm ³
Hidrógeno	1000	7.86E21	9.77E21
Carbono	6000	-	-
Nitrógeno	7000	-	-
Oxígeno	8000	4.38E22	3.48E22
Sodio	11000	1.05E21	-
Magnesio	12000	1.4E20	-
Aluminio	13000	2.39E21	4.88E21
Silicio	14000	1.58E22	1.16E22
Argón	18000	-	-
Potasio	19000	6.9E20	-
Calcio	20000	2.92E21	-
Hierro	26000	3.1E20	-

(a) American National Standard ANSI/ANS-6.6.11987 [3].

2. Resultados

Se observa que los cálculos obtenidos presentan una buena aproximación a los experimentales con errores relativos menores al 2%, lo que expresa la consistencia del modelo diseñado con MCNP y que puede ser utilizado para propósitos de evaluación con gran confianza en sus resultados.

Para la carga de trabajo que señala el usuario, 17.7 h/semana y una fuente de 17 Curies, los valores de 7 microR/h.Ci y 35 microR/h.Ci cumplen las condiciones 0.02mSv/semana y 0.1mSv/semana impuesta por la norma[5]. Con estos valores se definen las áreas libre, supervisada y controlada, tal como se muestra en la Figura 1. Se realiza los cálculos y se buscan los puntos donde se cumplan estas condiciones. Este cálculo es la fluencia en un anillo de 50 cm de radio y con la tarjeta factor multiplicador -fm5 se aplica la sección eficaz total de transferencia de energía, considerando la fracción de deposición de energía y se determina la energía-MeV/fotón. El valor del multiplicador C en la tarjeta fm5 es la dosis usando la aproximación *kerma*, de acuerdo con la siguiente expresión:

$$C(\text{rads/fotón}) = (Na * f / M) * (1,6e-8 \text{erg/MeV}) (1e-24 \text{cm}^2/\text{barn}) \quad [9]$$

Donde:

Na: # de Avogadro;

f: # de átomos por molécula;

M: masa molar del material en gramos.

El valor C para aire es $6,622e-10$ rads/fotón, se corrige con el factor 0,876 para transformarlo en exposición R/fotón en aire. Para el cobalto 60, con 2 fotones por desintegración, se tiene el factor C de $2,014E11$ para exposición en aire en microR/h/Ci. Este factor de multiplicación en la tarjeta fm5 se utiliza con los parámetros -5 y -6 que considera la sección eficaz total y la energía depositada por colisión (MeV/col).

Tabla 2. Densidad y Composición del aire [2] y acero utilizados en MCNP5.

Densidad – g/cm ³		1,22x 10 ⁻³	7,82
Elemento		Aire nivel del mar (2)	Acero al Carbon(2)
	Zaid	Fracción de peso	Fracción de peso
Hidrógeno	1000	-	-
Carbono	6000	0,000124	0,005
Nitrógeno	7000	0,755268	-
Oxígeno	8000	0,231781	-
Sodio	11000	-	-
Magnesio	12000	-	-
Aluminio	13000	-	-
Silicio	14000	-	-
Argón	18000	0,012827	-
Potasio	19000	-	-
Calcio	20000	-	-
Hierro	26000	-	0,995

Validado el modelo, por la buena aproximación de resultados teórico-experimentales mostrado en la Tabla 3, se extendió al caso cuadrangular (Figura 2) en evaluación, modificando la geometría a un bunker con laberinto teniendo una puerta de hierro para su acceso, tal como se muestra en la Figura 2. Las secciones eficaces utilizadas corresponden a la librería mcplib04 – ENDF/B-VI Release 8. Los resultados de exposición con aire seco son ligeramente superiores con respecto a tener aire con humedad. En la ciudad de Lima la humedad es relativamente alta y es variable. De modo

conservador la evaluación se realiza con la composición mostrada en la tabla 2.

En el bunker con laberinto sin techo, con una carga de trabajo de 17,7 horas a la semana se obtiene una dosis a nivel de público de 0,02 mSv/semana a partir de 120 metros de distancia del término fuente. La condición de 0,1 mSv/semana se consigue desde 44 metros. Para la actual situación del bunker se postula que debe tener un área controlada hasta los 44 metros, y de esta distancia a 120 metros debe ser considerada como área supervisada. Estas condiciones que son consecuencia de la aplicación del reglamento, no han sido parte del procedimiento de trabajo por parte del operador. Se desconocía la importancia del efecto cielo. Hubo una propuesta para colocar una tapa de hierro en la parte superior de la fuente, pero se observa que la dosis se reduce solo en un 50%, siendo insuficiente debido a que el área controlada es de 20 metros e incluye al bunker, y también porque el área próxima al bunker es zona de tránsito.

Tabla 3. Tasa de exposición del bunker cilíndrico calculado con MCNP y el experimental. (Tasa de Exposición mR/h Ci).

Distancia (m)	MCNP5		Experimental MicroR/h Ci
	MicroR/h Ci	+/- ♦	
10	121,7370	1,28	--
20	67,8220	0,62	--
30	45,1350	0,4	--
40	32,8360	0,32	--
50	25,2660	0,22	24,2400
60	19,5130	0,15	--
70	16,0620	0,13	--
80	13,1650	0,11	--
100	9,2360	0,08	9,6600
200	2,3910	0,02	2,4250
300	0,7780	0,01	0,7600
400	0,3023	0,01	0,3100
500	0,1165	0,003	0,1170
600	0,0471	0,002	0,0542
700	0,0192	0,001	0,0244

El personal que trabaja directamente con la fuente se retira a la oficina ubicada a más de 100 metros de distancia. La dosimetría personal de estos trabajadores arroja valores menores a los de registro y no era posible detectar los niveles de radiación por efecto cielo.

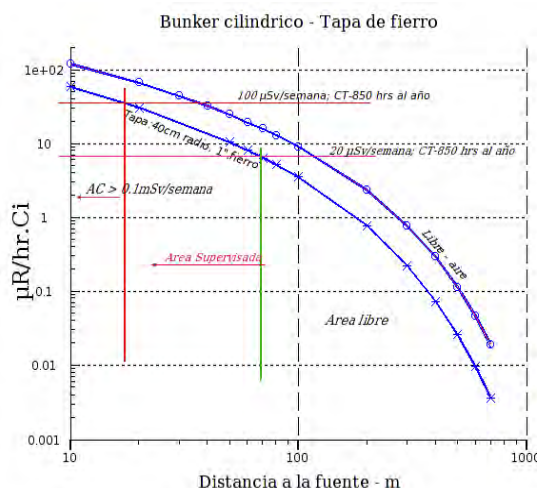


Figura 4. Resultados del modelo de intercomparación de cálculo de MCNP[3] con los datos experimentales[2].

Al considerar como techo del bunker una plancha de hierro de una pulgada de espesor, el área controlada se confina dentro de los límites físicos del bunker y el área supervisada hasta los 48 metros. Para facilitar el trabajo de transporte de las piezas a irradiar el techo tiene una ventana de 1 x 1 metro. Sin la ventana es posible definir como área supervisada hasta los 26 metros.

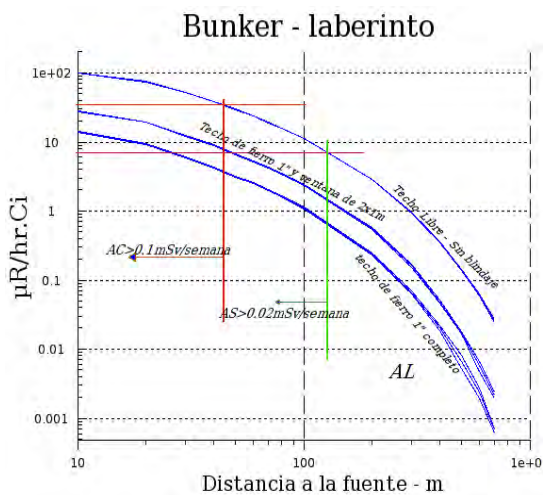


Figura 5. Resultados del modelo cuadrangular con laberinto para el acceso.

Si no es posible controlar el acceso del personal no ocupacionalmente expuesto a esta área supervisada, se debe colocar un techo de concreto de 24 cm de espesor con una ventana en el techo de 2 x 1 metros lejos de la fuente. Con esta configuración se consigue valores de dosis para el público a 10 metros de distancia; es decir, dentro de los límites fijos del bunker.

Otra recomendación de acuerdo con la norma es la incorporación de una luz luminosa que vaya al estado de encendido al momento de salir la fuente, que debe ser activada por un monitor de radiaciones y ubicada dentro del recinto.

Además, se debe instalar una alarma acústica que se active al abrir la puerta (hierro) de acceso al recinto.

4. Conclusiones

La instalación debe colocar un techo al recinto de irradiación, preferentemente de hierro y de 1 pulgada de espesor. El área controlada se confina dentro de los límites físicos del recinto y se define un área supervisada hasta una distancia de 48 metros.

Si hay dificultades en la vigilancia del acceso al área supervisada, por parte de trabajadores no expuestos ocupacionalmente, se debe optar por poner un techo de concreto de 24 cm de espesor y con la ventana de 2 x 1 metros lejos de la fuente.

5. Agradecimientos

Se agradece a Rubén Bruna y Julio Villanueva por el apoyo de mediciones en campo.

6. Bibliografía

[1] Los Alamos National Laboratory. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code. Version 5 – X5 Monte Carlo Team - Revised; 2005.

[2] Olsher RH, Hsiao-Hsu H, Harvey WF. Benchmarking the MCNP Monte Carlo code with a photon skyshine experiment. Nuclear Science and Engineering United States. 1993; 114(3):219-227.

[3] McConn RJ, Gesh CJ, Pagh RT, Rucker RA, Williams RG. Compendium of material composition data for radiation transport modeling. En: Pacific Northwest National Laboratory. PNNL-15870. 2006.

[4] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Requisitos de seguridad radiológica para irradiadores gamma panorámicos de categoría II y IV. Norma IR.012.98. Disponible en: http://www.ipen.gob.pe/site/regulacion/leyes_normatividad.htm

[5] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Requerimientos de seguridad radiológica en

radiografía industrial. Norma IR.001.2009.

Disponible en:

http://www.ipen.gob.pe/site/regulacion/leyes_normatividad.htm

[6] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Reglamento de autorizaciones, fiscalización, control, infracciones y sanciones de la Ley N° 28028 Ley de Regulación del Uso de Fuentes de Radiaciones Ionizantes. 2008. Disponible en:

http://www.ipen.gob.pe/site/publicaciones/ley28028/reglamento_ley28028.pdf

[7] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Reglamento de Seguridad Radiológica. D.S. No. 009-97-EM. Disponible en:

http://www.ipen.gob.pe/site/regulacion/leyes_normatividad.htm

[8] National Council on Radiation and Measurements. Structural shielding design for medical X-ray imaging facilities. NCRP Report No. 147. 2004.

[9] Los Alamos National Laboratory. MCNP A General Monte Carlo N-Particle Transport code Version 5, Volume II. Users Guide. Chapter 3. p. 3-99.

Repatriación de fuentes de radio-226

Mario Mallaupoma^{1,*}, Luis Zapata², Walter Castillo¹

¹ Dirección de Servicios, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

² Dirección de Instalaciones, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

Resumen

La gestión de los desechos radiactivos comprende una serie de etapas que van desde la segregación, en el lugar donde se generan, hasta su disposición final. Sin embargo, las opciones técnicas para los radioisótopos son diferentes debido a las características variadas que presentan. Uno de los mayores problemas lo representan las fuentes de radio-226 debido al período de semidesintegración que es de 1600 años, de allí que su disposición final sea un problema técnico, ambiental y económico. Por lo general, los países recolectan las fuentes de radio en desuso y las acondicionan en lugares seguros esperando encontrar una solución para su disposición final. En base a un convenio entre el Perú y los Estados Unidos de Norteamérica ha sido posible realizar un programa de repatriación de fuentes de radio-226. En el presente trabajo se detalla las actividades técnicas realizadas con relación a la repatriación de estas fuentes radiactivas hacia los Estados Unidos de Norteamérica.

Abstract

The management of radioactive wastes considers many stages. The first one is the segregation of them in the place where they are produced and the last stage is their final disposal. However, the technical options for radioisotopes are different due to the very different characteristics that they have. One of the biggest problems in the case of the disposal of radium-226 is its half-life equivalent to 1600 years. The disposal of this kind of radioisotope produces technical, environmental and economic problems. In general, countries where are being considered radium-226 as radioactive wastes has considered their conditioning in an adequate way and then their respective storage. The final disposal has not been defined. Based on an agreement between Peru and the United States of America it has been possible the repatriation of a number of sources of radium-226 which were stored in the Nuclear Research Center of RACSO. In the present work is described all the technical aspects in relation to the repatriation of this kind of radioactive wastes.

1. Introducción

Las fuentes de radio-226 fueron utilizadas intensamente desde su descubrimiento, debido al período de semidesintegración que presentan, se creía que era una fuente ideal para utilizarla durante muchos años; sin embargo, debido a que el radio-226 decae a radón-222, que es un gas y que ejerce una presión interna sobre la fuente encapsulada se pudo detectar que presentaban riesgos para su manipulación y operación[1], inclusive se produjeron algunas explosiones por el gas generado al interior y que hacía que se pudiera perder la hermeticidad requerida en este tipo de fuentes radiactivas. Teniendo en cuenta los aspectos de protección radiológica, este tipo de fuentes radiactivas fue dejándose de usar paulatinamente. En la actualidad, prácticamente todos los países del mundo la

han dejado de utilizar, sobre todo en las aplicaciones médicas como la braquiterapia, donde era de uso común. Cuando dejan de ser utilizadas o cumplen su vida útil, representan un serio problema para su gestión como desecho radiactivo, debido precisamente al período de semidesintegración que tienen. El radio-226 es un radioisótopo que, como fuente sellada, ha generado y siguen generando los mayores problemas para su disposición final.

Dentro de su programa de seguridad física, el gobierno de los Estados Unidos ha considerado por conveniente, a través de convenios realizados con diversos países del mundo, realizar la repatriación de fuentes radiactivas selladas, entre ellas el radio-226,

* Correspondencia autor: mmallaupoma@ipen.gob.pe

que hubieran sido fabricados o donados por alguna organización de los Estados Unidos de Norteamérica. En este informe se presenta la experiencia de la primera repatriación de fuentes de radio-226, realizada por nuestro país hacia los Estados Unidos de Norteamérica durante el año 2010.

2. Procedimiento

La metodología adoptada para el trabajo fue desarrollado en forma conjunta por personal del Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN) y del Laboratorio Nacional de Los Alamos (LANL). El procedimiento aplicado no solo cumple con las exigencias de seguridad radiológica establecidas por la normativa peruana, sino también las señaladas por el Departamento de Energía de los Estados Unidos de Norteamérica.

El plan de trabajo comprendió los siguientes aspectos:

- Revisión y acopio de la documentación disponible sobre las fuentes de radio-226, existentes en el almacén centralizado del Centro Nuclear RACSO.
- Identificación del número de fuentes de radio-226 a colocar en cada bulto.

Seleccionar el contenedor certificado, para transportar el material radiactivo, más adecuado (Figura 1).



Figura 1. Contenedores especiales certificados para transportar fuentes de radio-226.

- Desarrollo de un plan y control operacional para cada una de las etapas comprendidas para realizar el correspondiente acondicionamiento (Figura 2).
- Preparación de los bultos para su transporte considerando la reglamentación nacional e internacional [2]. Esta acción consideraba

contar con la autorización correspondiente, así como la presentación del etiquetado, rotulado y señalización para su transporte como material peligroso, clase 7 (Figura 3).

Para el almacenamiento provisional en el almacén centralizado del Centro Nuclear RACSO se colocó un candado de seguridad a cada uno de los bultos conteniendo fuentes de radio-226; asimismo, todas las operaciones fueron registradas rigurosamente, ciñéndose a un programa preestablecido de control radiológico, seguridad física y control de calidad [3].



Figura 2. Coordinando el plan de control operacional y equipos a utilizar.



Figura 3. Fuentes etiquetadas y rotuladas listas para su transporte internacional.

3. Resultados

La cantidad total de fuentes de radio-226 repatriadas fue de 181, acondicionados en tres bultos, conteniendo cada uno de ellos un número diferente de fuentes de radio-226. El

detalle del número de bultos y su contenido de fuentes de radio-226 se presenta en la Tabla 1.

Tabla 1. Número de fuentes de radio-226 en bultos.

<i>Cantidad de bultos</i>	<i>Número de fuentes</i>
1	42
2	39
3	100
Total	181

En la Tabla 2 se presenta la actividad contenida en cada uno de los bultos, así como el índice de transporte que presentaron luego de su correspondiente acondicionamiento.

Tabla 2. Actividad e índice de transporte.

<i>Número de bulto</i>	<i>Actividad GBq</i>	<i>Índice de Transporte</i>
1	5,1	0,4
2	9,6	0,3
3	19,3	1,3
Total	34,0	

En la Figura 1 se visualiza la distribución porcentual del total de fuentes de radio-226, en cada uno de los bultos.

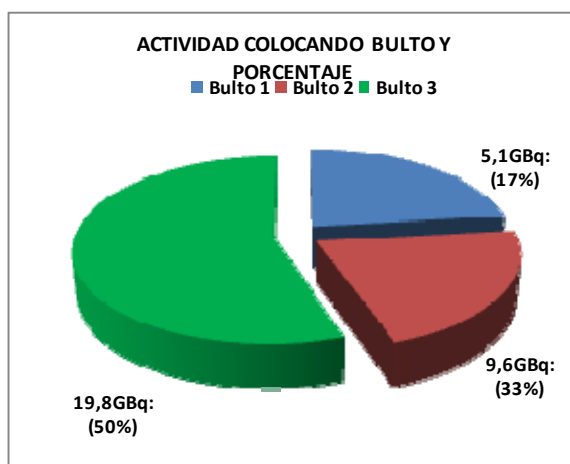


Figura 1. Distribución porcentual de actividad de radio-226 en los bultos acondicionados .

Los bultos conteniendo las fuentes de radio-226, con una actividad total de 34 GBq, fueron repatriados hacia los Estados Unidos de Norteamérica –vía aérea– luego de vencer algunas barreras asociadas con el transporte de material radiactivo, de las compañías transportadoras.

Debemos señalar que las recomendaciones dadas, para el retiro de todas las fuentes de radio-226 a nivel nacional, no fueron impartidas oportunamente, lo que evitó la no repatriación de todas las fuentes de procedencia norteamericana existentes en el país.

4. Conclusiones

El trabajo en equipo desarrollado por personal del IPEN y del Laboratorio Nacional de Los Alamos fue exitoso, considerando los aspectos de seguridad física, industrial y radiológica.

La repatriación de fuentes de radio-226 hacia los Estados Unidos de Norteamérica, constituye un hito desde el punto de vista de la protección radiológica y la gestión de desechos radiactivos.

Es necesario seguir manteniendo las buenas relaciones con el gobierno de los Estados Unidos de Norteamérica para un segundo programa de repatriación que incluya todas las fuentes de radio-226 en desuso, que se encuentran en nuestro país.

5. Bibliografía

- [1] Mallaupoma M, Guiop L, Cruz W. Acondicionamiento de fuentes selladas en desuso de ^{226}Ra . En: Instituto Peruano de Energía Nuclear. Informe Científico Tecnológico 2005. Lima: IPEN; 2006. p. 175-178.
- [2] Organismo Internacional de Energía Atómica. Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos. Colección de Normas de Seguridad del OIEA TS-R-1. Viena: OIEA; 2005.
- [3] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Reglamento de autorizaciones, fiscalización, control, infracciones y sanciones de la Ley N° 28028 Ley de Regulación del Uso de Fuentes de Radiaciones Ionizantes; 2008. Reglamento de Seguridad Radiológica. D.S. No. 009-97-EM. Disponible en: http://www.ipen.gob.pe/site/regulacion/leyes_normatividad.htm

Evaluación de instalaciones que usan fuentes de radiación ionizante, emplazadas en la ciudad de Chiclayo, respecto a la normativa de la Autoridad Regulatoria Peruana

Gerardo Lázaro*

Oficina Técnica de la Autoridad Nacional, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

Resumen

Se presentan los resultados de la evaluación de inspecciones a instalaciones que utilizan radiaciones ionizantes emplazadas en la ciudad de Chiclayo (Perú), realizadas el 2007 y el 2010 por la autoridad regulatoria peruana (Oficina Técnica de la Autoridad Nacional – IPEN/OTAN). Para el estudio se estableció el criterio de muestreo por el tipo de riesgo de la práctica, se inspecciona con prioridad las instalaciones de categoría A y B, y progresivamente las de menor riesgo (Categoría C), de acuerdo con los criterios y prácticas señalados en los reglamentos de seguridad radiológica D.S. 009-97 y la Ley 28028 “Regulación del uso de fuentes de radiación ionizante”. Se inspeccionaron 37 instalaciones; dentro de las cuales, los de mayor riesgo corresponden al acelerador lineal de 6 MeV (A1), el almacén de fuentes radioactivas (B5) y la práctica de radioterapia con fuentes de Ra-226 a baja tasa de dosis (C6). Para las prácticas de menor riesgo se propuso que la muestra tomada abarque un mayor universo de instalaciones.

Abstract

The results of the evaluation of the ionizing radiation facilities inspected located in the city of Chiclayo, Peru performed by the Peruvian Regulatory Authority (IPEN/OTAN) are shown in this work. For this purpose, the sampling criteria were established according the type of risk of the practice, taking special attention to those of higher risk (A and B categories) but including also progressively those of lower risk (C category). The evaluation was performed following the Peruvian radiation safety regulation (Supreme Decree 009-97 and the Regulation of the 28028 Law). 37 facilities were inspected. Among them, the 6 MeV linear accelerator (A1), the radioactive source storage (B5) and the low dose rate radiotherapy practice with Ra-226 sources (C6). A greater scope of evaluation was proposed for the low risk practices.

1. Introducción

Se inspeccionaron 37 instalaciones emplazadas en la ciudad de Chiclayo (Perú) que utilizan radiaciones ionizantes; de ellas, la de mayor riesgo corresponden al acelerador lineal de 6MeV (A1), el almacén de fuentes radioactivas (B5) y la práctica de radioterapia con fuentes de Ra-226 a baja tasa de dosis (C6). Para las prácticas de menor riesgo se consideró que el universo de la muestra sea la mayor cantidad de instalaciones durante el período de evaluación, realizado por la Oficina Técnica de la Autoridad Nacional (OTAN).

Durante los trabajos de inspección y evaluación se consideraron los alcances de la Ley 28028 y su Reglamento (Julio 2004) y su

actualización (Julio 2008), vigente [1] a la inspección del 2010.

La importancia en la aplicación de la normativa se demuestra al observar la mejora del estado actual (2010), con relación al año 2007, de las prácticas reglamentadas que hacen uso de las radiaciones ionizantes en la ciudad de Chiclayo.

2. Desarrollo

Se inspeccionaron 88 equipos generadores de radiación ionizante, distribuidos en: 23 servicios dentales periapicales, 2 dentales panorámicos, 32 equipos de rayos X (RX) de diagnóstico fijos, 13 RX rodantes, 3 densitómetros óseos, 6 RX mamografía, una

* Correspondencia autor: glazaro@ipen.gob.pe

práctica de medicina nuclear, 1 acelerador lineal de 6 MeV, 1 almacén de fuentes radioactivas, 1 servicio de braquiterapia, 6 tomógrafos y 10 fuentes radioactivas.

Uno de los indicadores que nos permite evaluar la evolución favorable de las prácticas que hacen uso de las fuentes de radiaciones ionizantes es el número de licencias de instalación, licencias individuales, certificados de control de calidad de los equipos, pruebas de hermeticidad de fuentes radioactivas, control operacional, procedimientos, dosimetría individual y niveles de radiación medidos.

Para el monitoreo de áreas se utilizó un monitor Thermo Scientific, contador proporcional, con una sonda FHZ632L para fotones desde 36 KeV, calibrado (marzo 2010) para RX NS60, NS40 y Cs-137 con un factor de calibración de 1.058 para un rango de 0,3 mR/h a 9R/h como tasa de exposición.

Cabe señalar, que si bien es recomendable el uso de una cámara de ionización para equipos generadores de RX, optamos por utilizar el monitor para tener medidas referenciales de verificación de blindajes, que nos sirvan de análisis comparativo entre los dos estadíos correspondientes a los años 2007 y 2010. Las cámaras de ionización no se utilizaron porque son voluminosas y muy sensibles a los cambios de humedad y temperatura; por esa razón, poco prácticas para trabajo en campo por el constante traslado de los equipos.

3. Resultados

Se utilizaron listas de chequeo (formatos por tipo de servicio que presta la instalación) y los datos fueron tratados en un archivo "Excel" con campos para *Inspección*: fecha, tipo, número de ambientes; *Actividad*: tipos de servicio que desarrolla la instalación; *Tipos de licencia* de instalación emitidas por la OTAN; *Trabajadores*: personal con licencia individual, dosimetría; y *Características* de la instalación: cantidad aproximada de disparos, tasa de exposición máxima (blindajes) y tasa de exposición que recibe el operador (posición que ocupa al momento de realizar el disparo).

De las 40 instalaciones visitadas, 37 fueron inspeccionadas, 2 ya no brindaban servicio y una no pudo ser inspeccionada. En las 37 instalaciones se encontraron 88 equipos y 10

fuentes radioactivas. El número de instalaciones que no tramitaron licencia de instalación en la OTAN fueron 19, que en conjunto cuentan con 33 equipos, 13 instalaciones contaban con la licencia de instalación vigente.

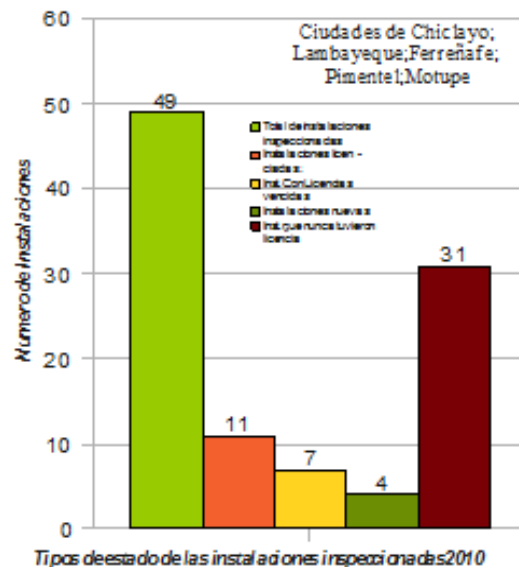


Figura 1. Distribución de las instalaciones inspeccionadas.

En el año 2007, de las 63 instalaciones registradas, se inspeccionaron a 46; de las cuales, 31 instalaciones tenían 81 ambientes. En ellas se identificó a 98 personas involucradas en el trabajo con radiaciones ionizantes y 11 instalaciones accedían al servicio de dosimetría para 46 personas que representan el 47%.

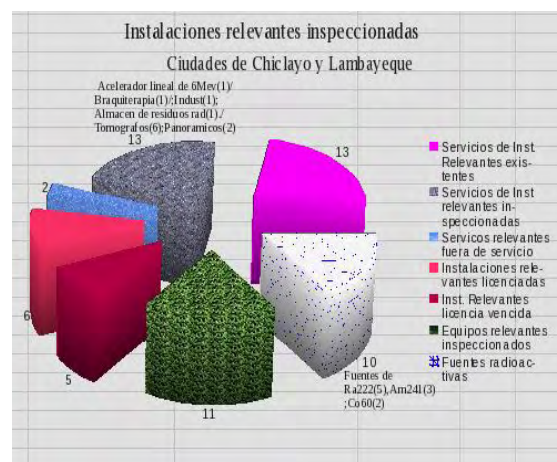


Figura 2. Estado de las instalaciones relevantes de la ciudad de Chiclayo.

Se demuestra que las instalaciones que cuentan con licencia o las instalaciones donde labora al menos un trabajador licenciado, las

tasas de exposición son menores para todos los casos. El impacto del cumplimiento de las licencias exigidas por reglamento se traduce en menores tasas de exposición para el trabajador.

Tabla 1. Tasa de exposición en la facilidad.

	2007	2010
Tasa de exposición promedio máxima medida en instalación por disparo ($\mu\text{Sv/h}$)	94	38
Tasa de exposición promedio máxima al operador por disparo ($\mu\text{Sv/h}$)	2,6	6,6

Tabla 2. Tasa de exposición por tipo.

	Tasa de exposición ($\mu\text{Sv/h}$)	
	2007	2010
TAC	6,2 / 31,8	3,6 / 99
RX fijo	144 / 226	3 / 19,6

Durante el año 2007 se registraron 4 instalaciones para tomografía axial computarizada (TAC); una instalación nueva, 3 sin licencia y uno licenciado. Durante el año 2010 se registran 6 TAC en 5 instalaciones, 3 licenciados, 2 con licencia vencida y 1 sin licencia.

Las instalaciones que brindan el servicio de radiodiagnóstico con equipos de RX fijo, muestran el progreso en el ejercicio de las buenas prácticas y el rediseño de las instalaciones. De 20 instalaciones con 24 RX fijos se pasa a 20 instalaciones con 32 RX fijos, con tasas promedio al operador de $3 \mu\text{Sv/h}$. A pesar que solo 3 tienen licencia IPEN/OTAN, comparativamente, se observa mejoras en la adopción de las recomendaciones para instalar los equipos generadores de radiaciones ionizantes en áreas controladas, ubicando las consolas fuera de ellas.

Comentarios sobre los costos elevados para la obtención de licencias y la centralización de los trámites administrativos en Lima fueron citados por los usuarios como alguna de las principales razones, ajenas al ámbito técnico, para no contar con la licencia correspondiente.

En el año 2007 para los servicios de riesgo de Categoría A y B se tenía solo el acelerador de 4 MeV. En el año 2010, además del acelerador (A) que se modificó a 6 MeV, se tiene un almacén de residuos (B), ambos servicios con licencia vigentes, el bunker del acelerador tuvo mejoras en el blindaje, principalmente en la zona del techo, a fin de blindar y evitar el efecto cielo.

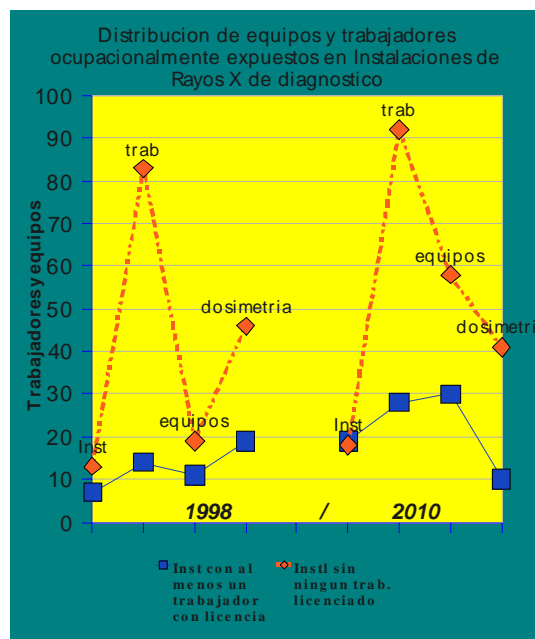


Figura 3. Distribución de equipos y trabajadores en instalaciones de RX de diagnóstico.

Tabla 3. Indicadores de desempeño.

	Instalaciones con licencia	
	2007 (4)	2010 (14)
Licencias individuales	8	19
Dosimetría individual	8	11
Tasa promedio al operador ($\mu\text{Sv/h}$)	1,25	7,6
Tasa promedio en la facilidad ($\mu\text{Sv/h}$)	3,4	340

También se observa un significativo aumento de instalaciones y personal con licencia. La tasa promedio registrada en el 2007 es inferior, debido a que de las 4 instalaciones licenciadas, 2 correspondían a dentales donde las tasas de exposición son muy inferiores; por el contrario, en el 2010 predominan las instalaciones de RX (7), 4 RX convencional y 3 TAC.

Tabla 4. Estado de las instalaciones con al menos un trabajador licenciado.

	Instalaciones con al menos un trabajador licenciado	
	2007 (10)	2010 (19)
Licencias individuales	15	28
Dosimetría individual	19	31
Tasa promedio al operador ($\mu\text{Sv/h}$)	-	3
Tasa promedio en la facilidad ($\mu\text{Sv/h}$)	-	114

4. Conclusiones

Del análisis de la información se observa que las condiciones de trabajo con radiaciones han mejorado sustancialmente con relación al año 2007. Se observa una mayor cultura por la seguridad radiológica, mejora de las condiciones de trabajo, cumplimiento de los procedimientos, diseño y mejora de las instalaciones, además de esfuerzos por conocer la naturaleza de las radiaciones ionizantes.

El marco normativo impulsado por el IPEN hace cumplir con mejorar las condiciones de trabajo radiológico del operador, público y medioambiente, permitiendo un mejor control de las fuentes generadoras de radiaciones ionizantes.

En todas las instalaciones que cuentan con licencia o instalaciones donde labora al

menos un trabajador licenciado, las tasas de exposición son menores para todos los casos respecto a los que no cuentan con licencia. Asimismo, el trabajador ocupacionalmente expuesto registra dosis efectiva anual significativamente inferior al límite que señala el reglamento.

5. Agradecimientos

Se agradece los comentarios del personal de inspecciones de la oficina en sus experiencias de inspector y puntos de vista.

6. Bibliografía

[1] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Reglamento de autorizaciones, fiscalización, control, infracciones y sanciones de la Ley N° 28028 Ley de Regulación del Uso de Fuentes de Radiaciones Ionizantes. 2008. Disponible en:

http://www.ipen.gob.pe/site/regulacion/leyes_normatividad.htm

[2] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Reglamento de Seguridad Radiológica. D.S. No. 009-97-EM. 1997. Disponible en:

http://www.ipen.gob.pe/site/regulacion/leyes_normatividad.htm

[3] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Requisitos de seguridad radiológica para la práctica de teleterapia. Norma IR.001.01 Disponible en:

http://www.ipen.gob.pe/site/regulacion/leyes_normatividad.htm

Radiological environmental monitoring program national level.

Results 2009

José Osores*, Susana Gonzáles, Jorge Martínez, Edith López, Raúl Jara, Aurelio Anaya

Division of Occupational and Environmental Radiation Protection,
Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470, San Borja, Lima, Perú

Resumen

Se presenta el informe anual correspondiente a los resultados de los programas de vigilancia radiológica ambiental desarrollados durante el año 2009, acompañados de los datos históricos que constituyen un marco de referencia. Este documento es continuación de los Programas de Vigilancia Radiológica Ambiental desarrollados por el Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN) iniciados desde 1990 y que se ponen a disposición de ciudadanos e instituciones, información sobre los niveles de radiactividad ambiental del país con un cierto nivel de detalle. En el presente documento se describen brevemente las principales características de los programas de vigilancia radiológica ambiental en el territorio peruano y los resultados de los mismos obtenidos en la campaña de vigilancia del año 2009. Así mismo se presenta la proyección temporal de los valores radiológicos más representativos en los últimos años.

Abstract

The annual report of the results of the environmental radiation monitoring program developed in 2009 is presented, including also historical data to provide a frame of reference. This document is a continuation of the Environmental Radiation Monitoring Program developed by the Peruvian Institute of Nuclear Energy (IPEN) since 1990 and shows information on environmental radioactivity levels in the country available for public and private organisms as well as for general public. This paper briefly describes the main features of the environmental radiation monitoring programs in the Peruvian territory their results obtained from the surveillance campaign of 2009. It also shows the temporal radiological projection values more representatives in the recent years.

1. Introduction

IPEN, has among its duties the assessment and monitoring of the environmental radiological impact of nuclear and radioactive facilities, as well as the monitoring of the radiological quality of the environment throughout the national territory according the national regulation. Another duty of IPEN, which is part of this document, is to give information to the general public about the work done within its competence [1,2,3].

The basic objectives of environmental monitoring are: the detection of the presence and the monitoring of radioactive elements and levels of radiation in the environment, determining the causes of possible increases, estimate the potential radiological hazard to the population and identify, where appropriate, the need to take precautions or provide any remediation measures.

To achieve this goal, the system of the national environmental radiation monitoring

in Peru, includes the Environmental Radiation Monitoring Program at the National Level, where surveillance is performed through random sampling programs nationwide [4].

For the development of surveillance programs, it is necessary to perform the collection and analysis of samples in the main pathways of transfer of radionuclides in the elements of ecosystems that can contribute to human exposure to radiation. These pathways can be classified as:

Transitional pathways: where the concentration of a radionuclide is proportional to the emission rate of the same so that, in principle, exists as a long emission concentration. Given the characteristics of discharges under normal operation of the facility, and with no other external causes (e.g., the accident at the Chernobyl nuclear

* Corresponding author: josores@ipen.gob.pe

power plant), the concentration values of artificial radionuclide activity in these pathways usually are below the minimum detectable activity (MDA), or close to it.

Integrative pathways: where the concentration of radionuclides increases with the following emission to the environment and can persist after emission ends. In this way increases can be seen due to the operation of nuclear facilities and radioactive substances, or as a consequence of altered levels of background radiation (nuclear explosions in the atmosphere of the nuclear accident at Chernobyl, etc.).

Accumulating pathways: They are based on the previous pathways, where the concentration of radionuclides increases with time, either by physical, chemical or biological processes. In the collected samples from these pathways, activity concentrations of isotopes can be found which were not detected in the previous tracks.

2. Methodology

Table 1 shows the routes that are considered within the three groups mentioned above and the samples collected in different programs that integrate the environmental radiation monitoring system.

Table 1. Exposure Pathways considered in the Environmental Radiation Monitoring Program.

Routes of exposure	Sample type
Transitional	Air: dust particles
	Surface water
	Drinking water
	Direct radiation
	Dose rate
Integrative	Surface soil
	Food
	Plant
Integrated and cumulative	Indicators organisms
	Food
	Fish, seafood

Figure 1 shows the location of Peru regarding the presence of nuclear plants in the world; it can be seen that in South America there are plants only in Argentina and Brazil and that the number of nuclear plants in the South is considerably small thus the risk of contamination due to nuclear accidents or radioactive fall-out is small.



Figure 1. Nuclear Power Plants in the World.

The collection of environmental samples in 2009 was developed with support from the National Service of Meteorology and Hydrology (SENAMHI) through a scientific cooperation agreement.

3. Results and Discussion

The results are presented in graphs and table sorted by route of exposure, types of samples and analysis. There are graphs of the isotopes that have not been detected in this campaign or the analysis that continue to perform due to a modification of the program. The general criteria applied to the presentation of the results are:

All analytical results have been selected for the gross beta activity index and artificial radionuclides of long half-life (Cs-137 and Sr-90). We calculated the average annual values of all data from all sampling stations monitored area around each station [5,6,7,8].

We have considered only the values that have exceeded the minimal detectable activity (MDA), so it should be noted that some average values may be overestimated. For the campaign of 2009, the main purpose of this document provides more detailed information, showing for the different samples: Total number of analysis performed, numbers of results have been above and below the corresponding MDA, average values, maximum and minimum activity concentration obtained in this campaign.

Transitional Pathways:

Air

The radiological surveillance of air is used to estimate the potential dose received by the population due to inhalation. Due to the rapid dynamics, and since it is the primary means of receiving the gaseous effluents emitted

into the atmosphere and transfer via transient radionuclides in the environment, sampling both radioactive aerosol particles of dust in air is continuously.

Gross beta activity index: The purpose of this measure is to detect quickly any changes in environmental radioactivity levels and where appropriate, more specific analysis. The measurement is performed on a monthly basis in each of the collected particulate filters. We get a proportion of values higher than the MDA close to 100% because this analysis accounts for the contribution of natural radiation [9,10,11]. During the 2009 campaign values have not changed significantly from previous years (Figures 2 and 3).

Gamma spectrometry: Is performed on a quarterly cumulative set of filters for each sampling station. The measure gamma spectrometry is performed to detect the presence of activation products and fission in the atmosphere. The detection of gamma emitting isotopes of artificial origin is sporadic when it occurs, the activity levels achieved are often found in close proximity to the MDA. In the 2009 campaign we have not been obtained values of artificial gamma emitters than MDA.

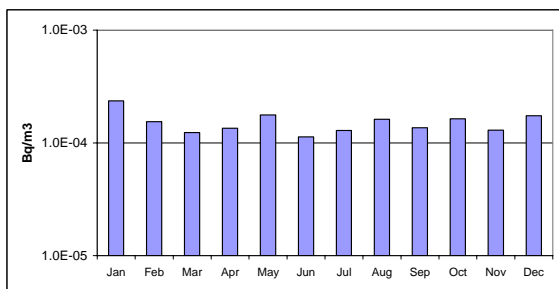


Figure 2. Dust Particles in Air. Gross Beta Activity Index (Bq/m3).

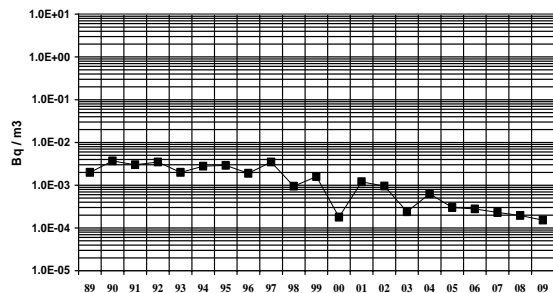


Figure 3. Dust Particles in Air. Temporal Evolution of Gross Beta Activity Index.

Surface Water

Surface water is a temporary way in which sampling is performed either continuously (continuous proportional sampling) and intermittently, according to a preset frequency.

Gross beta activity index: The detection rate for concentration values higher than MDA stands at 100%. As in air samples, the purpose of this measure is to detect any possible change in environmental radioactivity levels, and if detected, specific analysis. The results indicate a higher concentration of gross beta radioactivity in water in the province of Sechura, mainly because this water has a higher salinity waters with respect to other regions of the country. The gross beta activity concentrations detected are due mainly to the concentration of potassium-40 from water (Figure 4).

Gamma spectrometry: In this campaign all values of concentration of artificial radionuclides emitting gamma is less than the MDA, so it does not include graphical representation.

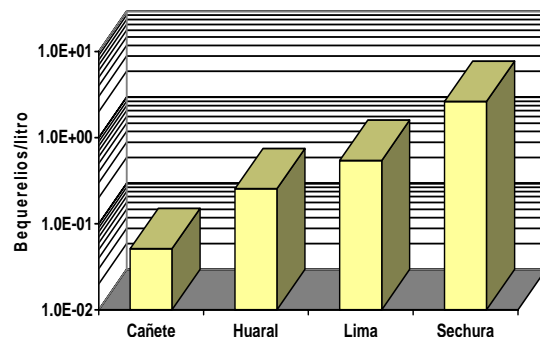


Figure 4. Surface Water. Gross Beta Activity Index (Bq/L).

Drinking Water

The collection of these samples is intended to evaluate the potential dose to be received in as a result of ingestion. None of the values obtained in the different tests carried out in the 2009 campaign exceeds the levels of MDA.

Gross beta activity index: As surface water data, there is a higher value on water samples from Sechura, due to the physical-chemical properties; however, these levels pose no risk

from consumption in the population (Figure 5).

Gamma spectrometry: The values of artificial radionuclide concentrations are consistently lower than the MDA, so it does not include graphical representation.

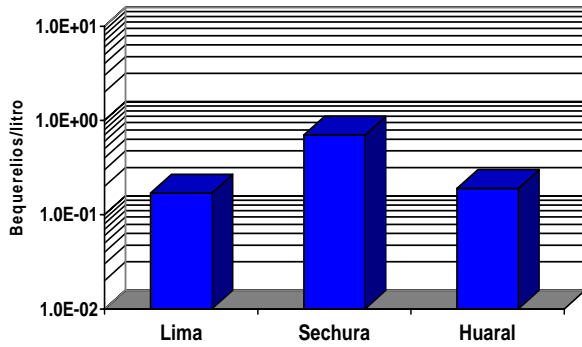


Figure 5. Drinking Water. Gross Beta Activity Index (Bq/L).

Direct Radiation

Environmental Gamma Radiation: In thermoluminescence dosimeters measured dose rates by environmental exposure. This dose is normally related to terrain features and natural isotope content, so the percentages of LID are greater than 100% in all cases. As can be seen in Figure 6, the values are generally close to average values due to natural sources (2.4 millisieverts per year).

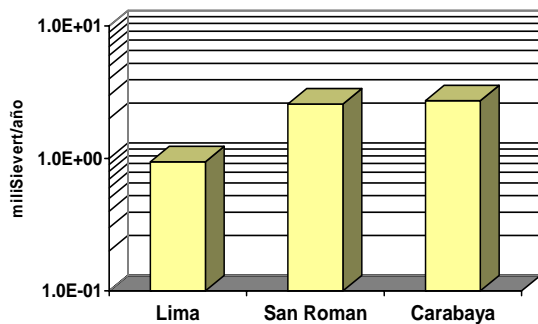


Figure 6. Direct Radiation. Environmental Dose Equivalent, H*10. (Source: IPEN-MDRA).

Integrative Pathways

Surface soil

The analysis of soil samples is intended to determine the concentrations of the isotopes present therein as a result of the accumulation of the deposition of radioactive material released in gaseous effluents from the

facility. The graphics settings have focused on the results for total deposition on the ground.

Gross beta activity index: As in the studies of dust particles in air, the purpose of this measure is to detect quickly any changes in environmental radioactivity levels and where appropriate, more specific analysis. The measurement is performed on an annual basis for each of the sampling stations. It gets a proportion of values higher than the MDA close to 100% because this analysis accounts for the contribution of natural radiation. In this campaign has been able to identify a higher average in the samples collected in the Puno region, especially in the Carabaya Province, where uranium deposits are found in our country and that differs with respect to other regions (Figures 7 and 8).

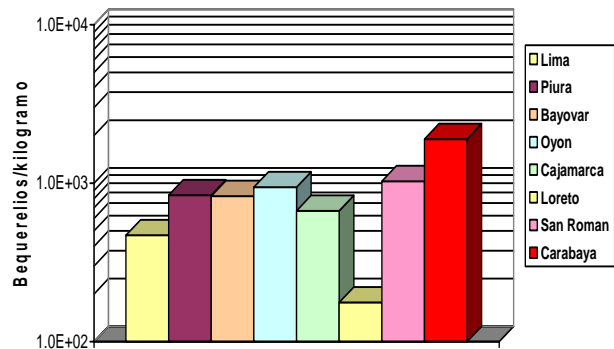


Figure 7. Surface Soil Gross Beta Activity Index (Bq/kg).

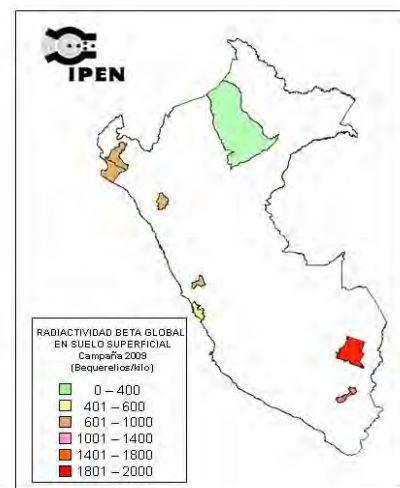


Figure 8. National Distribution of the Gross Beta Activity Index (Bq/kg)

Gamma spectrometry: The results obtained by gamma spectrometry for the determination of Cs-137 show very similar values among

the different provinces (Figure 9), so that the significant difference in rates of soil gross beta activity in Puno is due to the presence a higher content of natural radionuclides of uranium and thorium descendants.

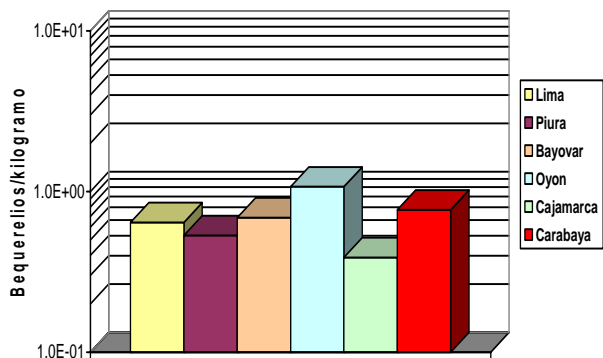


Figure 9. Surface Soil Concentration of Cs-137 (Bq/kg).

Food

During the 2009 campaign; samples of fish, agricultural products and milk were collected. The values of artificial radionuclide concentrations are consistently lower than the MDA, so it does not include graphical representations of the results.

Accumulating pathways

Surface Grass

Among the variations of the radiological environmental monitoring program, was included sampling of grass from the area of Macusani (Carabaya-Puno) due to their altitudinal location in which to raise radionuclides from the fall-out, however, in 2009 values concentration of artificial radionuclides are consistently lower than the MDA, so it does not include graphical representations of the results.

4. Conclusions

Piura Region is characterized by higher levels of gross beta radioactivity in the water (surface and drinking water) due to high salinity in this kind of samples. Not included in this study samples from the mining area of Bayovar as a site to be rich in phosphate rock, the average values of natural radioactivity in soil would increase and the goal of the radiological environmental monitoring program is the identification of artificial radionuclides.

Puno Region is characterized by gross beta radioactivity levels higher than in other regions, however, these levels are due to natural sources.

The average values of Cs-137 are similar to the results obtained in other regions. The levels of Cs-137 across the country are close to 1.00 Bq/kg, with a slight increase in the province of Oyon (1.41 Bq/kg).

By soil characteristics, the Loreto Region has the lowest levels of radioactivity in soil, while the Lima region has the lowest levels in almost all the determinations made.

During 2009 campaign, there was no evidence of radiological impact or health risk due to artificial radionuclides in the environment of Peru.

5. Bibliography

- [1] Gonzáles S, Osore JM, Jara R. Informe radiológico ambiental 1990-1993. Instituto Peruano de Energía Nuclear. Lima: IPEN; 1993. [Informe interno].
- [2] Gonzáles S, Osore JM, Martínez J, López E, Jara R, Anaya A. Informe del programa de vigilancia radiológica ambiental 1994-1998. Instituto Peruano de Energía Nuclear. Lima: IPEN; 1999. [Informe interno].
- [3] Gonzáles S, Osore JM, Martínez J, López E, Jara R, Anaya A. Programa de vigilancia radiológica ambiental en el Centro Nuclear RACSO 1998-2001. En: Instituto Peruano de Energía Nuclear. Informe Científico Tecnológico 1998-2001. Lima: IPEN; 2002. p. 346-347.
- [4] Osore J. Fifty years of studies on environmental radioactivity in Peru. En: Anales del 12°. Congreso Internacional de Protección Radiológica. Buenos Aires, Argentina. 2008 Oct 19-24.
- [5] International Atomic Energy Agency. Measurement of radionuclides in food and the environment. A Guidebook. Technical Report Series No. 295. Vienna: IAEA; 1989.
- [6] Osore J. Calibración del sistema de radiometría de bajo fondo LB-4110 para determinación de actividad beta total. En: Instituto Peruano de Energía Nuclear. Informe Científico Tecnológico 2008. Lima: IPEN; 2009. p. 281-283.
- [7] Osore J. Calibración del sistema de radiometría beta de centelleo plástico LAS-

3A con Sr-90 + Y-90. En: Instituto Peruano de Energía Nuclear. Informe Científico Tecnológico 2008. Lima: IPEN; 2009. p. 284-286.

[8] Osore JM, Gonzáles S, Martínez J, López E, Jara R. 2007. Radiactividad en productos lácteos de Perú. Radiobiología. 2007; 7:157-165.

[9] Osore J, Anaya A, Jara R. Monitoreo de concentraciones de I-131 en el aire en la zona de emplazamiento del Centro Nuclear RACSO durante 1990-2003 En: Instituto Peruano de Energía Nuclear. Informe Científico Tecnológico 2003. Lima: IPEN; 2004. p. 114-115.

[10] Osore J, Gonzáles S, López E, Martínez J, Anaya A, Jara R. Programa de vigilancia radiológica ambiental Centro Nuclear RACSO 2002-2003. En: Instituto Peruano de Energía Nuclear. Informe Científico Tecnológico 2003. Lima: IPEN; 2004. p. 116-117.

[11] Anaya A, Osore J, Gonzáles S, López E. 2004. Estación meteorológica de Huarangal. En: Instituto Peruano de Energía Nuclear. Informe Científico Tecnológico 2003. Lima: IPEN; 2004. p. 120.

VII. Instrumentación Científica

Desarrollo de un espectrómetro de partículas alfa de bajo costo

Oscar Baltuano*, Yuri Hernández, Pablo Mendoza, Eduardo Montoya

Dirección de Investigación y Desarrollo, Instituto Peruano de Energía Nuclear,
Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

Resumen

Se describe el diseño, fabricación y evaluación de un espectrómetro alfa de alta resolución y bajo costo que emplea como detector un diodo PIN con ventana desnuda y gran área. La electrónica analógica asociada está formada por módulos pequeños y posee prestaciones adecuadas para muestras con baja actividad. Se ha construido una cámara de vacío de pequeño volumen y el porta muestras correspondiente para mejorar la resolución del espectrómetro. El equipo ha sido utilizado para la determinación de la composición isotópica de muestras de uranio natural a muy bajas concentraciones, obteniéndose una resolución menor a 50 KeV para energías de 4,20 MeV (^{238}U) y 4,78 MeV (^{234}U). El diseño del espectrómetro permite conectarlo a cualquier módulo MCA comercial.

Development of a low cost alpha particle spectrometer

Abstract

The design, manufacturing and evaluation of a high resolution and low cost alpha particle spectrometer, is described. It uses a big size windowless PIN diode as a detector. The associated analogical electronics is comprised by small size modules and the instrument presents a very good performance for samples with low activity. A small vacuum chamber with its corresponding sample holder, have been built in order to improve the resolution of the spectrometer. The instrument has been used for the determination of the isotopic composition of natural uranium in low content geological samples and a resolution better than 50 keV, has been obtained for the energies of 4.20 MeV (^{238}U) and 4.78 MeV (^{234}U). The design of the instrument allows to connect it to any commercial multi-channel analyzer module.

1. Introducción

La medición precisa de la energía cinética de las partículas alfa, especialmente de aquellas emitidas por ciertos radioisótopos es de vital importancia en el campo de las mediciones nucleares y la instrumentación. La determinación de la composición isotópica de una muestra puede realizarse por diversas técnicas; sin embargo, el análisis mediante espectrometría alfa resulta ser, en muchos casos, más sensible y económico.

El elemento más importante de una cadena de espectrometría alfa es el detector. Usualmente se han utilizado detectores de silicio de barrera de superficie y detectores de silicio de iones implantados [1]. Detectores de este tipo se encuentran comercialmente disponibles en diferentes tamaños, pero son componentes bastante caros.

Por otro lado, en los últimos años se han realizado avances significativos en el desarrollo de dispositivos semiconductores de bajo costo para la detección de partículas

cargadas, como son los fotodiodos tipo PIN [1].

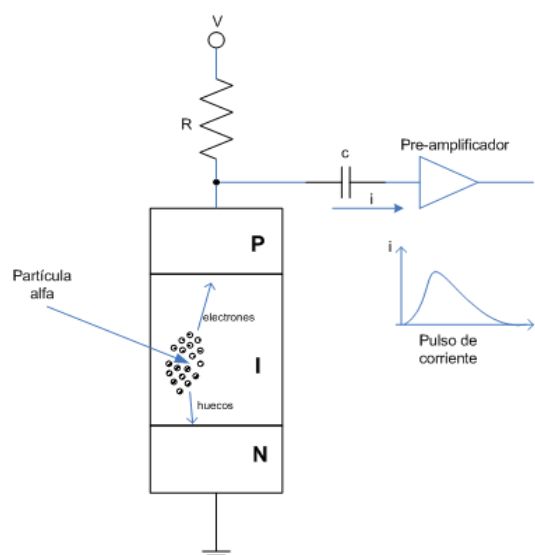


Figura 1. Representación esquemática de la operación de un diodo PIN.

* Correspondencia autor: obaltuano@ipen.gob.pe

Un dispositivo de este tipo posee una delgada capa de semiconductor extrínseco tipo p+ en la parte frontal y una delgada capa tipo n- en la parte posterior del sustrato. Entre ambas capas extrínsecas existe una capa de material intrínseco o capa-I (Figura 1). La región de depleción, que es la zona sensible del detector, se forma en la capa intrínseca del mismo y su espesor depende de la resistividad del sustrato y del voltaje de polarización inverso aplicado al diodo. En aquellos componentes cuyo sustrato posee una alta resistividad ($> 4\text{K}\Omega\text{-cm}$) la región de depleción se extiende desde la capa p+ hasta aproximadamente la mitad del espesor de la capa intrínseca cuando no se aplica voltaje de polarización. En estas condiciones, la aplicación de un voltaje de polarización inverso tan bajo como +5V puede extender la región de depleción a todo el espesor de la capa intrínseca [1].

2. Experimental

2.1 Sistema de detección

Para esta aplicación se ha utilizado como detector un fotodiodo PIN de silicio S3590-19 (Hamamatsu Photonics K.K.) el cual tiene un área sensible de 10 mm x 10 mm y un espesor máximo de la región de depleción de 0.3 mm. Este dispositivo posee una ventana sin recubrimiento (windowless) que permite el ingreso de las partículas alfa dentro del volumen sensible del mismo. Un voltaje de polarización inverso de +12V se aplica entre los terminales para incrementar el espesor de la región de depleción.

Este dispositivo se ha montado sobre la tapa de una cámara de vacío cilíndrica, que ha sido construida con doble finalidad: realizar las mediciones en un ambiente libre de aire y evitar que la luz incida directamente sobre el diodo PIN, debido a su alta sensibilidad a la radiación en el rango visible. La resolución de todo el sistema se ve fuertemente incrementada al extraer el aire circundante entre la fuente emisora alfa y el detector, evitando la dispersión y pérdida de energía de las partículas alfa al chocar contra las moléculas de aire.

Una bomba de vacío reduce la presión dentro de la cámara de medición hasta una presión absoluta de 10 mmHg. La cámara de vacío construida en aluminio posee dos aberturas,

una para la conexión de la manguera para extraer el aire interior y otra que permite montar un vacuómetro para la medición del nivel de vacío (Figura 2).

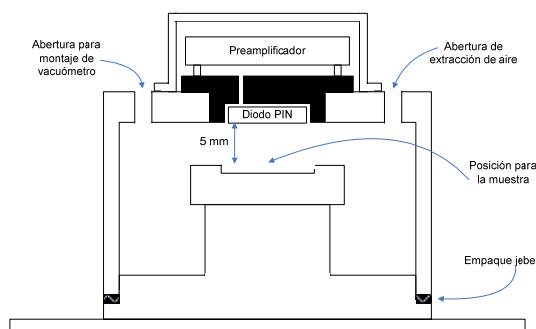


Figura 2. Cámara de vacío con montaje de diodo PIN y preamplificador.

El diodo PIN se encuentra montado sobre la tapa de la cámara de medición mediante un soporte de polietileno. Las uniones han sido selladas con silicona para evitar el ingreso de aire durante la operación. La construcción interior de la base de la cámara de medición incluye un soporte que permite colocar la muestra a medir a una distancia de 5 mm del detector. Diversos soportes pueden ser usados para aumentar o disminuir la distancia fuente-detector en caso fuera necesario.

2.2 Cadena de medición

La cadena de medición está formada por los módulos analógicos tradicionales de un sistema de espectrometría de energías, que incluye el preamplificador sensible a carga, el amplificador y conformador semi-gaussiano y el analizador multicanal (MCA) operando en modo PHA. Con la finalidad de obtener la mejor resolución posible, estos componentes fueron construidos con componentes de bajo ruido y montados de tal forma, que la contribución de ruido total se mantenga lo más baja posible.

El preamplificador sensible a carga está formado por un módulo híbrido de bajo costo Cremat CR-111 (<http://www.cremat.com>), que posee una ganancia de 0.15 V/pC y una carga máxima detectable por evento 1.3×10^8 electrones (21 pC) que garantiza la no saturación del preamplificador. Considerando que la energía media para producir un par electrón-hueco en el silicio es de 3.62 eV [2], tendremos que la carga producida por una

partícula alfa de 10 MeV que deposita toda su energía en el volumen sensible del detector es:

$$Q_D(10 \text{ MeV}) = 10e6 \times 1.6e-19 / 3.62 = 0.44 \text{ pC}$$

El módulo CR-111 se ha instalado sobre una tarjeta de evaluación Cremat CR-150, en la cual se encuentran montados los reguladores de voltaje para la operación del módulo CR-111, los componentes para la polarización del detector y el condensador para acoplamiento en AC entre el detector y el amplificador. Algunas resistencias con valores genéricos, que pueden ser puenteadas con diferentes valores han sido montadas por el fabricante en el circuito de polarización del detector. La elección de los valores adecuados es una solución de compromiso entre la corriente proporcionada por el detector y la contribución de ruido de las resistencias. En la Figura 3 se muestra la configuración utilizada para la polarización y acoplamiento entre el diodo PIN y el módulo preamplificador.

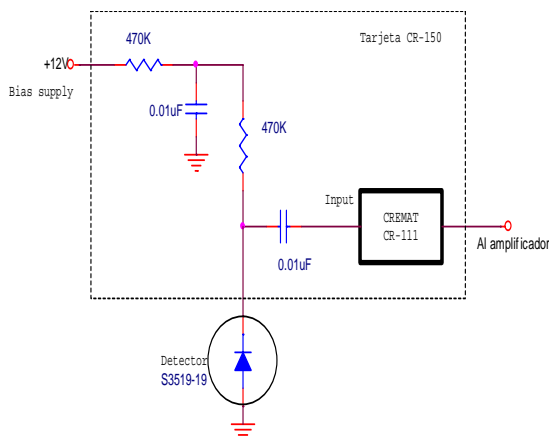


Figura 3. Configuración de voltaje de alimentación de diodo PIN y acople en AC con el preamplificador.

La tarjeta CR-111 permite el montaje de conectores BNC para las señales de entrada-salida y alta tensión, además de conectores tipo banana para los voltajes de alimentación. Estos conectores son voluminosos e incrementan innecesariamente el tamaño de la tarjeta. Con la finalidad de reducir al mínimo la contribución de ruido y problemas asociados con la alta impedancia de salida del diodo PIN, la tarjeta y el módulo preamplificador han sido montados en la parte superior de la tapa de la cámara de

vacío, muy cerca del diodo PIN. Para ello ha sido necesario cortar la tarjeta CR-111 eliminando la zona destinada a los conectores de señal y alimentación, realizando estas conexiones directamente sobre la tarjeta. Con estos ajustes, el tamaño de la misma ha sido reducido hasta 6.7 cm x 5.1 cm. Finalmente, una tapa de aluminio que incluye los conectores para la fuente de alimentación y la señal de salida ha sido instalada sobre el preamplificador para reducir las interferencias electromagnéticas (EMI).

La salida del preamplificador proporciona pulsos exponenciales que son entregados al amplificador constituido por un filtro pasa-bajo o conformador gaussiano incluido en un módulo híbrido Cremat CR-200-2us, el cual tiene una ganancia de 10 y una constante de conformación de 2us. Este módulo híbrido ha sido instalado sobre una tarjeta de evaluación Cremat CR-160 que contiene un cancelador de polos y ceros (P/Z), una etapa de ganancia gruesa y otra de ganancia fina además de los reguladores de voltaje para la polarización del módulo CR-200-2us. La tarjeta de evaluación y el conformador gaussiano son dispositivos de bajo costo y no incluyen las etapas de procesamiento analógico, usuales en equipos comerciales para reducir errores producidos por altas tasas de conteo: restaurador de línea de base (BLR) y rechazador de pulsos apilados (PUR).

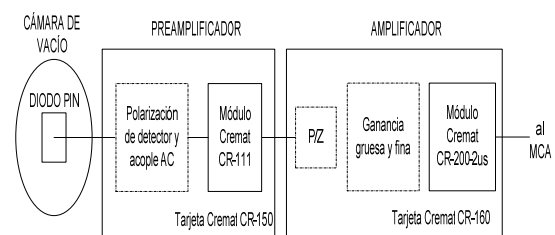


Figura 4. Cadena de medición.

El espectrómetro que ha sido desarrollado está destinado fundamentalmente para realizar el análisis de muestras alfa de baja o mediana actividad, por lo cual un circuito BLR y un circuito PUR no son necesarios y su utilización no acarrearía ninguna ventaja comparativa, sino incrementaría su costo significativamente. La Figura 4 muestra la cadena de medición utilizada asociada al detector.

La construcción modular del espectrómetro permite que la salida de pulsos gaussianos,

entregada por el amplificador pueda ser conectada a cualquier analizador multicanal (MCA) comercial, para realizar la medición del espectro de energías de la fuente alfa.

3. Resultados y Discusión

El funcionamiento del espectrómetro ha sido verificado mediante dos fuentes de radiación diferentes. En una primera etapa se utilizó como fuente de radiación alfa una muestra de uranio natural depositada en forma de una película muy delgada sobre un disco de acero inoxidable previamente pulido y para lo cual se ha utilizado una nueva técnica de electrodeposición química [3]. El uranio natural posee tres isótopos: ^{234}U , ^{235}U y ^{238}U , cada uno de ellos emite radiación alfa con energías características de 4.20, 4.40 y 4.78 MeV, respectivamente. El espectro obtenido con esta muestra se observa en la Figura 5. El tiempo de medición fue de 80,000 segundos y se utilizó un MCA marca Canberra modelo Mutiport II configurado con 1024 canales. La distancia fuente-detector ha sido mantenida en 5 mm y se ha generado una presión absoluta de 10 mmHg en la cámara de vacío. La resolución obtenida bajo estas condiciones es de 50 KeV medida a la FWHM del pico de 4.78 MeV de ^{234}U .

En una segunda etapa, se utilizó una muestra patrón estándar (MRC2001-053) de Am-241, bajo la mismas condiciones anteriores, pero con un tiempo de medición de 100,000 segundos, se obtuvo una resolución de 33 KeV en el pico principal de 5.485 MeV del Am-241.

La diferencia en la resolución medida en ambas pruebas se debe a las limitaciones en la adecuada preparación de la muestra de uranio natural, motivo por el cual se aprecia una degradación de la resolución en energía.

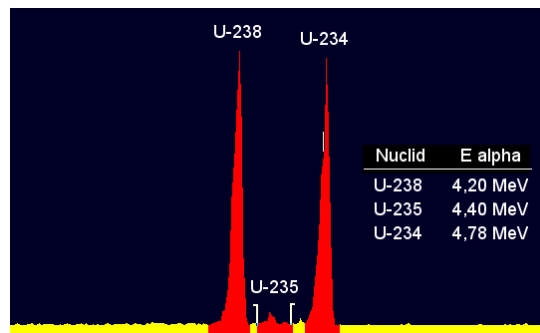


Figura 5. Espectro de energías alfa de una fuente de uranio natural obtenida con el espectrómetro alfa (tiempo de medición: 80,000 s).

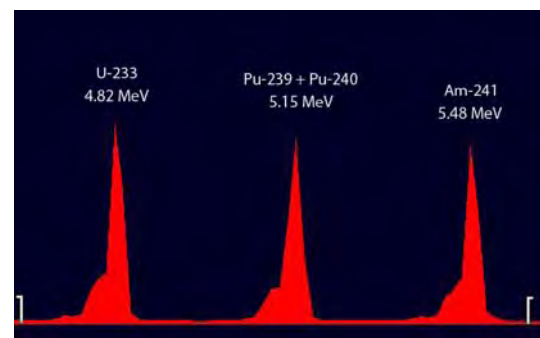


Figura 6. Espectro de energías alfa de la fuente patrón de Am-241 que además contiene cantidades significativas de ^{239}Pu , ^{240}Pu y ^{233}U (tiempo de medición: 100,000 s).

4. Referencias

- [1] Drndarevic V. A very low-cost alpha spectrometer. *Measurement Science and Technology*. 2008; 19 057001.
- [2] Knoll GF. *Radiation detection and measurement*. 2nd ed. New York: John Wiley & Sons; 1989.
- [3] Lee MH, Kim CJ, Boo BH. Electrodeposition of alpha-emitting nuclides from ammonium oxalate–ammonium sulfate electrolyte. *Bull. Korean Chem. Soc.* 2000; 21(2):175-179.

Desarrollo de un sistema integrado de sensores para la caracterización organoléptica del Pisco

Joan Calzado², Germán Comina², José Solís^{1,2,*}

¹División de Materiales, Dirección de Investigación y Desarrollo, Instituto Peruano de Energía Nuclear. Av. Canadá 1470, San Borja

²Facultad de Ciencias, Universidad Nacional de Ingeniería. Av. Túpac Amaru 210, Rímac

Resumen

Se ha construido un sistema integrado de sensores para la caracterización organoléptica de un licor destilado de la vid llamado pisco y analiza su fase líquida en una celda electroquímica, además se analiza su fase gaseosa en una pequeña cámara donde se encuentran los sensores de gas. Se ha diseñado una nariz electrónica con 4 sensores de gas de diferentes características (Figaro Inc.) y una lengua electrónica basada en una celda electroquímica de dos electrodos, el de acero inoxidable con Pt y Au, respectivamente. El sistema está compuesto principalmente por sensores de gas, actuadores, válvulas, bombas de líquido y gas que están gobernadas por un microcontrolador PIC18F4523 que también se encarga del envío de datos hacia el computador. El prototipo desarrollado es robusto, económico y portátil. Para el tratamiento de datos se ha desarrollado un programa en Matlab usando análisis por componentes principales. Se ha realizado pruebas con diferentes piscos, lográndose obtener la huella digital de los piscos analizados.

Abstract

It has built an integrated system of sensors for organoleptic characterization of liquor distilled from grapes called pisco and analyzes its liquid phase in an electrochemical cell, furthermore its gas phase is analyzed in a small chamber with gas sensors. We have designed an electronic nose with 4 gas sensors with different characteristics (Figaro Inc.) and an electronic tongue based on an electrochemical cell with two electrodes, stainless steel with Pt and Au, respectively. The system is composed mainly of gas sensors, actuators, valves, liquid and gas pumps that are governed by the PIC18F4523 microcontroller that also is responsible for sending data to the computer. The prototype developed is robust, economical and portable. For data processing has developed a program in Matlab using principal components analysis. It has been tested with different piscos, managing to obtain the fingerprint of the pisco analyzed.

1. Introducción

Durante los últimos años la calidad del pisco ha adquirido una gran importancia porque es el valor añadido del producto. La investigación del pisco y sus constituyentes es muy importante, especialmente para los enólogos. Generalmente el estudio de estos compuestos se lleva a cabo utilizando técnicas complejas como la cromatografía de gases y la espectrometría de masas. Se han identificado más de 54 compuestos volátiles en los piscos chilenos [1] usando cromatografía de gases multidimensional, pero no se ha encontrado trabajo similar para el caso del pisco peruano. Sin embargo, la caracterización organoléptica del pisco, como son color, olor y sabor, dependen esencialmente de los componentes presentes en su fabricación y es realizada por personas

conocidas como 'catadores'.

La Norma Técnica Peruana 211.001.2006 da los requisitos organolépticos del pisco. Esta caracterización se realiza por personas especialmente entrenadas que utilizan principalmente sus sentidos del olfato y gusto. La nariz y lengua humana tiene una gran cantidad de células olfativas y gustativas que están en el epitelio olfativo y diseminado por la lengua, respectivamente. Lo que uno toma o huele estimula a estas células que envían información a través de las neuronas al cerebro, donde se compara con patrones almacenados y se reconoce el sabor o aroma. En los últimos años se han desarrollado sistemas electrónicos que tratan de imitar los sentidos del ser humano, estos sistemas son

* Correspondencia autor: jsolis@ipen.gob.pe

mucho más elementales e imperfectos. El concepto de nariz electrónica como sistema inteligente no apareció realmente hasta 1982 [2] y el de lengua electrónica alrededor de 1990 [3]. Una definición generalmente aceptada de un sistema denominado nariz electrónica puede ser: "instrumento constituido por una agrupación de sensores químicos con sensibilidades parcialmente solapadas junto a un sistema de reconocimiento de patrones, capaz de analizar y reconocer aromas simples o complejos".

Los sensores químicos difícilmente son específicos para un analito, sino que su selectividad muestra un solapamiento parcial a diferentes especies. Esto hace que se puede extraer información importante de la muestra. Entonces la combinación de sensores no-específicos juntamente con un análisis de datos multivariado nos da una herramienta poderosa para determinar atributos antes que parámetros específicos. Los sistemas olfativos [4-7] y de gusto [8-10] artificiales se han utilizado para la caracterización del vino con muy buenos resultados. Como un degustador utiliza principalmente los sentidos del olfato y gusto, se ha fusionado ambos sistemas para mejorar la discriminación del sistema principalmente para alimentos [11]. La combinación de estos sistemas también se han usado satisfactoriamente para la caracterización del vino [12-14]. Para el caso del pisco, se han logrado discriminar tres tipos de pisco con una nariz electrónica [15].

Se ha desarrollado un sistema integrado de sensores para la caracterización organoléptica del pisco, que es la combinación de una nariz y lengua electrónica, y que podría lograr una mejor discriminación de los piscos. La función del prototipo desarrollado no es analizar cuantitativamente los aromas complejos (determinar en qué cantidades se encuentran los compuestos químicos que los integran y en qué cantidades se encuentran), sino obtener información cualitativa del conjunto; es decir, obtener, analizar y reconocer huellas de diferentes piscos.

2. Experimental

2.1 Prototipo desarrollado

En la Figura 1 se muestra el diagrama del prototipo que se ha desarrollado. Este consta

de una nariz y una lengua electrónica que ha sido desarrollado usando un microcontrolador PIC 16F877, sensores de gas y electrodos. El sistema manipula el líquido y el gas a analizar mediante pequeñas bombas. Se lleva el aroma a una cámara donde están los sensores de gas y el líquido a una cámara donde está la celda electro-química con electrodos de Au y Pt. El sistema se comunica con una computadora usando el puerto RS232. Además, se ha desarrollado un programa para el tratamiento de datos en Matlab. El corazón del prototipo es el microcontrolador, ya que se requiere controlar varios procesos. A continuación se describe las partes del prototipo.



Figura 1. Diagrama del prototipo desarrollado.

2.2 Nariz electrónica

Los sensores de gas de estado sólido están basados en óxidos semiconductores cuya resistencia cambia cuando la concentración de gases en el medio ambiente cambia [17]. Generalmente, el material sensible que se utiliza en los sensores de gas de la compañía Figaro (TGS) es el SnO_2 . Cuando el SnO_2 se mantiene a alta temperatura ($400\text{ }^\circ\text{C}$) en el aire, iones de oxígeno se adsorben (O^- , O^{2-}) en la superficie del material con una carga negativa. Los electrones del material que están en la superficie del cristal son atrapados por el oxígeno al ser adsorbido, produciéndose una capa superficial cargada positivamente. Entonces, se desarrolla una barrera Schottky, eV_s , en los contactos intergranulares y controla la conductancia de un material poroso. Esta barrera de potencial previene que los portadores se muevan libremente. La presencia de gases reductores disminuye la densidad superficial de oxígeno, y la altura de la barrera, eV_s , en el borde de grano se reduce. La reducción de la barrera disminuye la resistencia del sensor.

Para el prototipo se han utilizado 4 sensores de gas, con las siguientes especificaciones:

Sensores de gas marca Figaro Inc.:

TGS 813: Sensor de Gases Combustibles.

TGS 822: Sensor de Solventes Orgánicos.

TGS 825 Sensor de H₂S.

TGS 826 Sensor de amonía.

Estos 4 sensores poseen diferentes sensibilidades, de modo que al montarlo en una cámara de acero (ver Fig. 2) por donde el aroma ingresa tendremos que cada sensor nos dará diferente respuesta.



Figura 2. Cámara de la nariz electrónica diseñada y construida.

En la Figura 3 se muestra el diagrama de la nariz electrónica que se ha desarrollado. Se está utilizando una pequeña bomba de vacío marca Hargraves para hacer ingresar el aroma en la cámara donde están los sensores de gas.

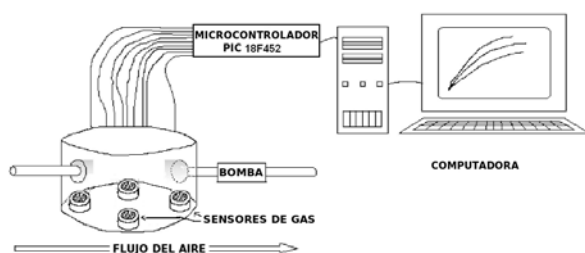


Figura 3. Diagrama de la componente nariz electrónica del prototipo desarrollado.

La variación de la resistencia eléctrica entre los pines de cada sensor provoca el cambio de voltaje en un circuito divisor. Estas variaciones de voltaje son medidos en cuatro puertos de conversión A/D del microcontrolador PIC18F4523 que posee 12 bits de resolución, una de las principales razones por la que se eligió esta serie, entre otros microcontroladores de la familia Microchip.

2.3 Lengua electrónica

Una lengua electrónica se basa en un arreglo de sensores no específicos para líquidos y herramientas de reconocimiento de patrones. La lengua electrónica que se ha desarrollado se basa en una celda voltamétrica modificada, donde se tiene un arreglo de electrodos de trabajo en diferentes metales (oro y platino), un contraelectrodo que es el mismo que el electrodo de referencia. A éste sistema, que está en contacto con un líquido se le aplica una diferencia de potencial y se mide la corriente que pasa a través de cada uno de los electrodos. La corriente que se mide es en función de la naturaleza del líquido que se analiza, y son diferentes debido a que los componentes electro-activos y especies cargadas en la solución interaccionan en la vecindad del electrodo [16]. Diferentes electrodos se pueden usar, dependiendo de la magnitud del potencial aplicado y el modo empleado (voltametría pulsada, cíclica, etc.), y la actividad catalítica del electrodo.

La voltametría es una técnica electroquímica que es diversa, robusta y sensitiva. Una celda para medidas voltamétricas de tres electrodos consta del electrodo de trabajo (WE), un electrodo de referencia (RE) y un electrodo auxiliar (AE). La corriente debido a una reacción electroquímica se mide entre los electrodos auxiliar y de trabajo, el voltaje se aplica entre los electrodos de referencia y de trabajo. El rango del potencial aplicado puede variar y depende del material del electrodo y de la composición de la solución.

En la práctica, dos reacciones ocurren en el electrodo de trabajo. Uno involucra la corriente farádica o redox, que puede ser debido a la transferencia electrónica por la oxidación o reducción de las especies electroactivas a través de la interfase electrodo/solución. Este proceso obedece a la ley de Faraday cuando la corriente es proporcional a la cantidad de reacción química producida. La otra reacción en el electrodo involucra un proceso no farádico. Una carga capacitiva es obtenida cuando las especies polares o cargadas son distribuidas en una doble capa en la superficie del electrodo. Dependiendo de la magnitud del potencial aplicado, especies cargadas de signo opuesto son atraídas al electrodo, mientras que las otras son repelidas. Entonces, las corrientes

de carga dependen de la magnitud del potencial aplicado, área del electrodo, composición de la solución y la absorción / desorción.

Para el prototipo desarrollado se utilizó el sistema de 2 electrodos, en este caso se hizo un puente entre el electrodo de referencia y el electrodo auxiliar. Las especificaciones técnicas de los electrodos utilizados son:

Electrodo auxiliar: Acero inoxidable.

Electrodos de trabajo: uno de platino y el otro de oro.

Los pares de electrodo de trabajo y auxiliar se han diseñado y desarrollado en el laboratorio. Se fabricó un cabezal sensor y la cámara para líquidos (Figura 4), dicho cabezal funciona como soporte para los electrodos de una celda electroquímica de dos electrodos. La base de soporte es de acero inoxidable y funciona como contra-electrodo, los electrodos de trabajo se fabricaron con alambre de oro (Premion®, 1mm de diámetro, con una pureza de 99.985%) y platino (World Precision Instruments Inc, 1mm de diámetro, Item PTP406). El aislante que soporta a los electrodos de trabajo en la estructura del contra-electrodo es acrílico dental (3M ESPE Valux Plus). Se utiliza una pequeña bomba marca Hargraves para succionar el líquido a analizar e ingresarlo en la cámara donde están los electrodos.



Figura 4. Electrodos diseñados para el prototipo de la lengua electrónica.

Luego, se ha diseñado y construido un potenciostato que proporciona los voltajes requeridos, mide la corriente entre el electrodo de trabajo y contraelectrodo, con ayuda del DAC MCP4922 y un conversor ADC de 10 bits del microcontrolador. El diagrama de la lengua electrónica que se ha desarrollado se muestra en la Figura 5.

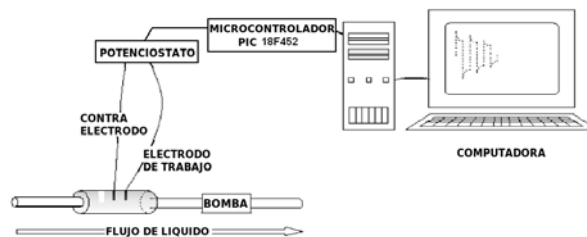


Figura 5. Diagrama de la componente lengua electrónica del prototipo que se ha desarrollado.

2.4 Programa de reconocimiento de patrones

Tres o más variables pueden tener relaciones que pueden ser de diversos tipos. Descriptivas cómo establecer perfiles, separación de grupos, segmentación, determinar influencias eficientes, entre varias variables, etc. En general se las clasifica en dos grandes grupos [19]:

- Métodos explicativos:** como regresión lineal, análisis discriminante, regresión logística, modelos de respuesta probit, logic, modelos loglineales, etc.
- Métodos descriptivos:** como análisis de conglomerados, análisis factorial, análisis de componentes principales, análisis de correspondencias simples y múltiples, etc.

Este tipo de análisis ha avanzado mucho y hoy ocupa el corazón del análisis estadístico avanzado. Desafortunadamente es exigente y poco amigable en comprensión matemática, aunque lo es gráficamente. La gran virtud de este tipo de análisis es que sintetiza las relaciones entre las variables estudiadas, que de otro modo, tendrían que establecerse con los análisis anteriores, largos y que conllevan a equivocaciones.

El análisis de los datos que se integra a una nariz electrónica tiene su origen en la química analítica [20], debido a que es necesario comprimir y extraer toda información relevante del voluminoso conjunto de datos obtenidos, ya que en muchas ocasiones la información esencial no depende de variables aisladas sino de la interrelación entre las mismas. La técnica de *análisis de componentes principales* (PCA; siglas en inglés) es un método estadístico clásico. Este algoritmo cae dentro de las técnicas denominadas reconocimiento de patrones o técnicas de inteligencia artificial y permite reducir, representar y extraer información relevante al mismo tiempo [21]. Es una forma

de identificar patrones en datos y expresarlos de tal manera que se resalten sus similitudes y diferencias. El PCA es un procedimiento matemático que transforma un gran número de variables, que posiblemente estén correlacionadas, en un número pequeño de variables no correlacionadas llamadas componentes principales. El algoritmo PCA suele ser clasificado como un método no supervisado de reconocimiento de patrones, ya que su uso más extendido con las narices electrónicas se limita a representar bidimensionalmente un conjunto de medidas para ver si se pueden formar agrupaciones ("clusters") espontáneas entre las diferentes medidas realizadas. El primer componente principal toma en cuenta la máxima varianza en los datos, y las siguientes componentes toman en cuenta la máxima varianza posible remanente. La varianza es un estimador de la divergencia de una variable respecto del valor medio de todos los datos.

La medición de j parámetros o "variables" de i muestras u "objetos", pueden representarse por la matriz: X_{ij} . Por tanto cada medición de una muestra, se expresa como un vector en el espacio j -dimensional. El PCA permite reducir las dimensiones de dicho espacio. Usando el PCA los datos del espacio j -dimensional, por lo general, se proyectan en el plano formado por la componente principal 1 (PC1, es la dirección en el espacio j -dimensional, donde está la mayor variancia de X) y la componente principal 2 (PC2, es la segunda dirección en importancia donde está la variancia de X), pero también es posible proyectar los puntos sobre el espacio formado por los tres primeros componentes principales.

El PCA usa el algoritmo NIPALS (Non-linear Interactive Projections by Alternating Least-Squares), inventado por Herman Wold en 1966. El primer paso es centrar cada objeto de la matriz respecto de la media \bar{x}_j como se observa en la ecuación:

$$x_{ij} = x_{ij} - \bar{x}_j \quad (1)$$

Luego se crea un modelo lineal, el cual consta por un término llamado de estructura, formado por el producto de dos matrices (TP^T), y el término de error residual, E , o la parte de la matriz que no pudo ajustarse al

término de estructura, como se observa en la ecuación:

$$X = TP^T + E \quad (2)$$

O en forma equivalente:

$$X = \sum_{w=1}^A t_w p_w^T + E \quad (3)$$

donde A , es el número de componentes principales del modelo, t_w es el vector de "score" para la componente w y p_w es el vector de "loading" para la componente w . El algoritmo NIPALS calcula sucesivamente cada t_w , p_w y cada E_w que es la matriz de error para cada componente principal w . Los gráficos que se utilizan en el presente trabajo son los gráficos de "score" con dos componentes principales PC1 y PC2.

El software de reconocimiento de patrones basado en el análisis multivariado se ha desarrollado usando funciones especiales en Matlab®.

2.5 Sistema integrado de sensores para la caracterización organoléptica del pisco

La integración de la nariz y lengua electrónica se ha logrado colocándolos en una caja. Tanto la electrónica como las cámaras de medición y las bombas de succión se encuentran en la caja y solamente salen dos tubos, uno para la succión del vapor del pisco y otro para la succión del pisco (Figura 6). En la lab top se tiene el programa de adquisición y procesamiento de datos, así como el programa de análisis de componentes principales de reconocimiento de patrones.



Figura 6. Fotografía del prototipo desarrollado conectado a una computadora portátil.

3. Resultados y Discusión

Para las medidas con la nariz electrónica se usaron 3 mL de pisco y para la lengua electrónica se usaron 15 mL. Para las pruebas con el prototipo desarrollado se escogieron los siguientes piscos:

- DU0: Destilado de Uva (Fina Estirpe)
- AR1: Pisco Aromático (Mosto Verde - Ocucaje)
- AR2: Pisco Aromático (Viejo Tonel-Moscatel)
- AR3: Pisco Aromático (Payet)
- PA1: Pisco Acholado (Quiñones)
- PA2: Pisco Acholado (Bianca)
- PA3: Pisco Acholado (Biondi)
- PP1: Pisco Puro (Bianca)
- PP2: Pisco Puro (Ocucaje)
- PP3: Pisco Puro (Payet)

Para verificar que los piscos empleados tienen diferencias en cuanto a su composición se utilizó un cromatógrafo de gases marca Varian, modelo 3800. Los parámetros del método son: temperatura del inyector: 250 °C (5 min), Temperatura del horno: 60 °C (0,25 min), 65 °C a 5°/min (0 min) y 200 °C a 36°/min (0 min), Temperatura del detector: 280°C (5 min), presión: 5 psi, flujo: 1.3 ml/min, Split ratio: 50. En la Figura 7 se muestra que se distingue claramente los tipos de pisco, el destilado de uva es un pisco adulterado y se observa que está muy alejado de los otros piscos.

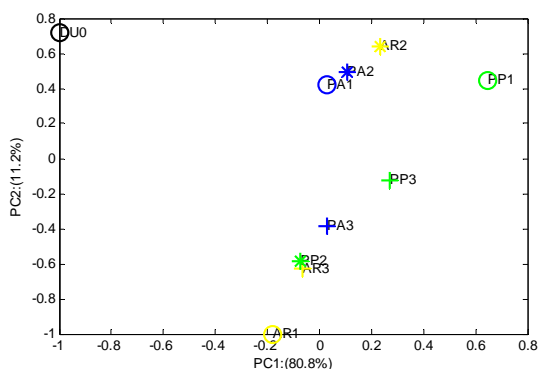


Figura 7. PCA normalizado de las muestras de pisco medidas por cromatografía de gases.

En la Figura 8 se observan la respuesta de los cuatro sensores de gas a dos tipos de pisco. Se puede ver que cada sensor tiene una respuesta característica. En la lengua electrónica cada electrodo también tiene respuesta característica para cada pisco (Figura 9). En la Figura 9 se muestra la voltametría de -0.8 a 0.8 V de los electrodos de platino y oro a dos piscos diferentes. Se puede observar que las voltametrías cíclicas son características de cada electrodo y del tipo de pisco.

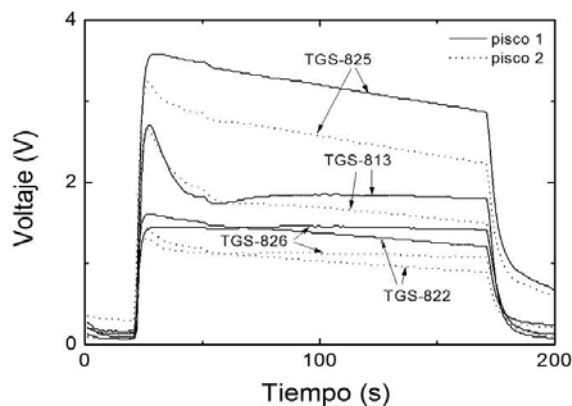


Figura 8. Respuesta de los cuatro sensores de gas a aromas de dos piscos.

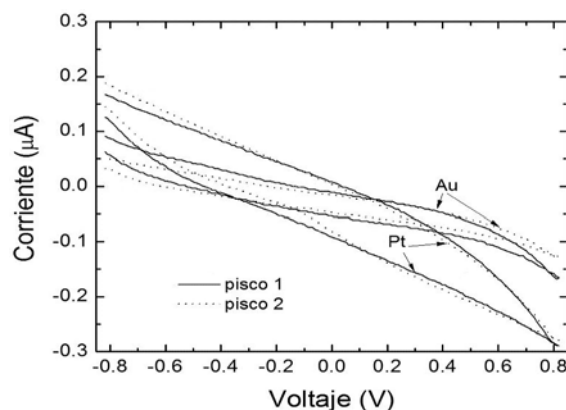


Figura 9. Voltametría cíclica de los electrodos de Au y Pt a diferentes muestras de pisco.

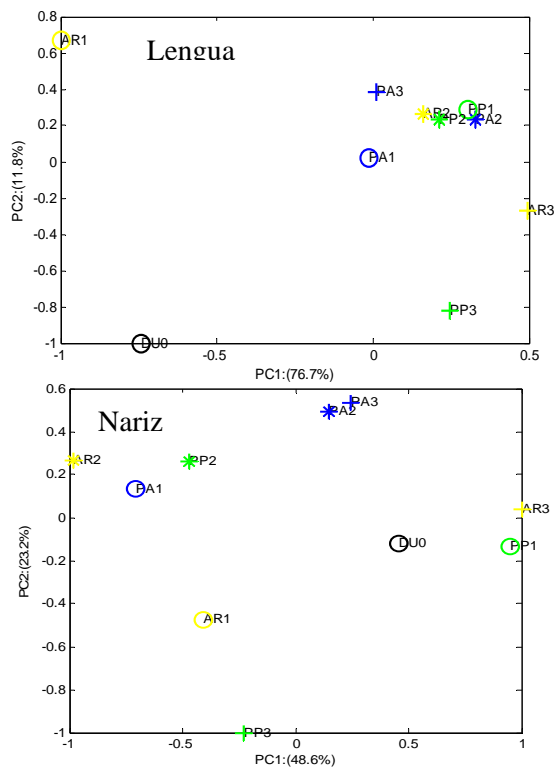


Figura 10. PCA normalizado de las muestras de pisco medidas con la nariz y lengua electrónica para diferentes piscos.

En la Figura 10 se muestra un PCA para cada componente del prototipo, se observa que la lengua discrimina muy bien los diferentes tipos de pisco, mientras que la nariz no lo hace muy bien. Sin embargo, si integramos ambas medidas tenemos un gráfica donde se distingue claramente cada tipo de pisco (Figura 11).

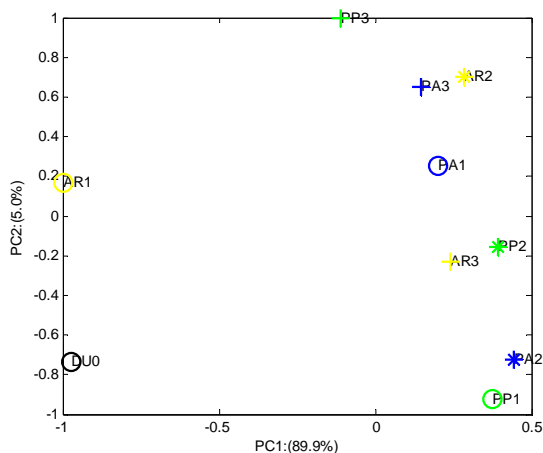


Figura 11. PCA normalizado de las muestras de pisco medidas con el sistema integrado de sensores.

4. Discusión

El prototipo desarrollado ha logrado distinguir los diferentes piscos analizados, y podría realizarse la caracterización organoléptica del pisco con una base de datos del o los piscos a analizar. Para ello, se tiene que extender las caracterizaciones a otros piscos y estudiar la reproducibilidad de los resultados. Este prototipo puede ser una herramienta para realizar el control de calidad de la producción del pisco, ya que no tiene limitación en cuanto al número de muestras a analizar. Para que el prototipo se pueda usar comercialmente se tiene que continuar su optimización, usar más sensores de gas y otros electrodos. Mejorar la resolución de los datos utilizando PICs de 12 bits, integrar los programas desarrollados y hacerlo más amigable. Poner a prueba el prototipo en la cadena de producción del pisco, utilizarlo en diferentes etapas del mismo y analizar si el equipo puede usarse en la producción del pisco. El prototipo desarrollado es de bajo costo y está al alcance de pequeños productores.

5. Conclusiones

El prototipo desarrollado consta de

componentes denominados nariz y lengua electrónica que son controlados por un microcontrolador. Se ha desarrollado los programas para realizar de una forma automática las medidas y el tratamiento de los datos usando análisis de componentes principales. Se han analizado diferentes piscos, lográndose discriminar los mismos.

6. Bibliografía

- [1] Herraiz M, Reglero G, Herraiz T, Loyola E. Analysis of wine distillates made from muscat grapes (Pisco) by multidimensional gas chromatography and mass spectrometry. *J. Agric. Food Chem.* 1990; 38(7):1540-54.
- [2] Gardner JW, Barlett PN. *Electronic noses: Principles and applications.* Oxford: Oxford University Press; 1999.
- [3] Hayashi K, Yamanaka M, Toko K, Yamafuji K. Multichannel taste sensor using lipid membranes. *Sensors and Actuators B.* 1990; 2:205-213.
- [4] Ferreira V, Lopez R, Cacho JF. Quantitative-determination of the odorants of young red wines from different grape varieties. *J. Sci. Food Agric.* 2000; 80:1659-1667.
- [5] Guadarrama A, Fernández JA, Iñiguez M, Souto J, De Saja JA. Discrimination of wine aroma using an array of conducting polymer sensors in conjunction with solid-phase micro-extraction (SPME) technique. *Sensors and Actuators B.* 2011; 77:401-408.
- [6] Penza M, Cassano G. Chemometric characterization of Italian wines by thin-film multisensors array and artificial neural networks. *Food Chem.* 2004; 86:283-296.
- [7] Lozano J, Santos JP, Aleixandre M, Sayago I, Gutierrez J, Horrillo MC. Identification of typical wine aromas by means of an electronic nose. *IEEE Sens. J.* 2006; 6:173-178.
- [8] Legin A, Rudnitskaya A, Vlasov Y, Di Natale E, Mazzone C, D'Amico A. Application of electronic tongue for quantitative analysis of mineral water and wine. *Electroanalysis.* 1999; 11:814.
- [9] Parra V, Hernando T, Rodriguez-Mendez ML, De Saja JA. Electro-chemical sensor array made from bis-phthalocyanine modified carbon paste electrodes for discrimination of red wines. *Electrochim. Acta.* 2004; 49:5177-5185.
- [10] Parra V, Arrieta AA, Fernandez-Escudero JA, Garcia H, Apetrei C,

Rodriguez-Mendez L, De Saja JA. E-tongue based on a hybrid array of voltammetric sensors based on phthalocyanines, perylene derivatives and conducting polymers: Discrimination capability towards red wines elaborated with different varieties of grapes. *Sensors and Actuators B*. 2006; 115:54–61.

[11] Winquist F, Wide P, Lundstrom I. The combination of an electronic tongue and an electronic nose for improved classification of fruit juices. In: *Tech. Dig. of EuroSensors XII Conference*, Southampton UK., Sept 13–16, 1998, IOP, Bristol, 1998.

[12] Buratti S, Ballabio D, Benedetti S, Cosio MS. Prediction of Italian red wine sensorial descriptors from electronic nose, electronic tongue and spectrophotometric measurements by means of Genetic Algorithm regression models. *Food Chemistry*. 2007; 100(1):211-218.

[13] Di Natale C, Paolesse R, Macagnano A, Mantini A, D'Amico A, Ubigli M, Legin A, Lvova L, Rudnitskaya A, Vlasov Y. Application of a combined artificial olfaction and taste system to the quantification of relevant compounds in red wine. *Sensors and Actuators B*. 2000; 69(3):342-347.

[14] Di Natale C, Paolesse R, Burgio M, Martinelli E, Pennazza G, D'Amico A. Application of metalloporphyrins-based gas and liquid sensor arrays to the analysis of red wine. *Analytica Chimica Acta*. 2004; 513(1): 49-56.

[15] Madou MJ, Morrison SR. *Chemical Sensing with Solid State Devices*. San Diego: Academic Press; 1989.

[16] Winquist F, Wide P, Lundstrom I. An electronic tongue based on voltammetry. *Analytica Chimica Acta*. 1997; 357(1-2):21-31.

[17] Madou MJ, Morrison R. *Chemical Sensing with Solid States Devices*. San Diego: Academic Press, Inc.; 1989.

[18] Luyo C, Fabregas I, Reyes L, Solís JL, Rodríguez J, Estrada W, Candal R. SnO₂ thin films prepared by spray-gel pyrolysis: Influence of sol properties on film morphologies. *Thin Solids Films*. 2007; 516: 25-33.

[19] Esbensen K, Guyot D, Westad F. *Multivariate Data Analysis - in Practice*. An introduction to multivariate data analysis and experimental design, CAMO ASA, Trondheim, 2000.

[20] Booksh KS. Applying Chemometrics in Process Analysis. In: Meyers RA, editor. *Encyclopedia of Analytical Chemistry*. Chichester: John Wiley & Sons Ltd.; 2000. p. 8145–8169.

[21] Jackson JE. Principal component and factor analysis: Part 1-Principal components. *J. Qual. Tech.* 1981; 3:1.

Desarrollo de un medidor, en haz de rayos X, para determinar el valor 'pico' del Kilo-Voltaje durante disparos en equipos de radiodiagnóstico médico. Informe preliminar

Miguel Mendoza^{1,*}, Edgard Valdivia¹, Eduardo Cunya², Ever Cifuentes²

¹ División de Instrumentación, Dirección de Servicios, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

² Grupo de Desarrollo Electrónico, Dirección de Investigación y Desarrollo, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

Resumen

Se presenta los avances del desarrollo de un prototipo medidor de pico del kilovoltaje de los equipos de radiodiagnóstico médico, que de manera similar a los equipos comerciales no solo mida el kVp, sino también mAs, s, mA., etc., pero sacrificando un poco su precisión y bajando significativamente el costo. El método empleado toma 2 señales desde fotodiodos PIN, proporcionales a la intensidad de los rayos X: detectadas bajo distinto espesor de filtro de Cu, y que se muestrean, digitalizan y guardan en memoria –muestra a muestra– para luego computar los respectivos cocientes de sendas muestras, a fin de servir de dominio a una tabla basada en una precisa relación de tales cocientes con el kV, relación que es: directa con la diferencia de espesores de Cu, ... e inversa con el logaritmo de los cocientes. Se usará el avanzado microcontrolador (en 'Kit USB') Xmega64 de ATMEL a fin de aprovechar un diseño desarrollado el año 2008 en esta línea.

Development of a kVp meter for operational control of radiodiagnostic X-ray equipment

Abstract

This development assumed half 2010 seeks to build a prototype of kVp meter, little lowering the normal precision, and strongly the price: for a X-ray operator market. 2 PIN photodiodes intensity signals detected behind 2 different thick Cu filters are sampled, digitalized, stored and processed by an ATMEL Xmega64 μ -controller.

1. Introducción

Estudios preliminares realizados en el IPEN el año 2008 [1] desarrollan elementos para lograr un medidor –en haz de rayos X– del 'pico' máximo a que sube el Kilo-Voltaje de 'disparo' en equipos de radiodiagnóstico, pero sin completar el método requerido; por ejemplo, aquel de uso común en los actuales medidores comerciales basados en igual principio (detección por fotodiodos PIN, proceso analógico de señal, su conversión a digital y, luego su proceso y presentación digital mediante microcontrolador AVR).

Las 'mediciones de kVp' entonces señaladas eran necesariamente de alcance limitado para este desarrollo. Mas el valor de lo actuado y acopiado resalta al notarse que la realización del método completo no requiere muchos más componentes que lo propuesto en [1], y notar también que una precisión suficiente

(3%) para los fines aquí propuestos, es abordable y permitiría patentar un prototipo factible de producirse y comercializarse en el exterior a menos de S/.1,500 (unos US\$ 500), contra los S/.15,000 (US\$ 5,000) que valen los equipos importados de precisión –para inspección– en el mercado internacional y S/. 24,000 (US\$ 9,000) en Lima.

2. Desarrollo

2.1 Principio electrónico y método de medición

El principio del prototipo es la detección de los rayos X con fotodiodos PIN, proceso análogo de señal, su conversión A-D, almacenaje, procesamiento y presentación digital de resultados: mayormente, mediante un microcontrolador AVR.

* Correspondencia autor: mmendoza@ipen.gob.pe

El método para obtener los valores kVp ocurridos durante los disparos prevé la medida diferencial *on-line* de intensidades [3,4] mediante 2 detecciones cuyas cargas darán 2 señales de corriente proporcionales a la intensidad X: una central α_1 vía 2 a 4 fotodiodos BPW34 ‘en paralelo’, tras ‘filtraje’ de cobre del orden de 1 mm de espesor o menos; y una detección anular α_2 periférica a la central: con 5 a 8 fotodiodos ‘en paralelo’, tras ‘filtro’ de cobre del orden de 1.5 mm de espesor (dentro de un diámetro igual o menor a 5 cm).

Para trabajos en rango alto de energías X –entre 65 y 125 kV se podrá sumar a los anteriores filtros 1 o 2 mm más de cobre, obturándoles manualmente otra placa de cobre– también altamente puro y de fácil obtención como el de los otros 2 filtrajes.

Las dos corrientes ‘intensidad’: α_1 y α_2 , luego de convertidas a voltios y amplificadas por sendos circuitos como el de la (Figura 1) ingresarán al AVR por sendas entradas analógicas de su ‘puerto Mux/ Adc’ para su muestreo, conversión análogo-digital y almacenamiento separados, y el posterior cómputo de su cociente, que luego será ‘alimentado’ como dominio o abscisa de una función polinómica de 5° orden [4], tabulada y ajustada a la ecuación (1) con alta correlación (error $\leq 3 / \text{mil}$) y calibrada con datos obtenidos en la práctica (de medidas patrón y del cómputo de dicha ecuación).

Newell y Henry [3] demuestran que [4]:

$$kVp = \frac{C_1 \cdot \Delta X}{C_2 \cdot \ln(S_1 / S_2)} \quad (1)$$

Donde ΔX es la diferencia de espesor de los filtros para las detecciones 1 y 2 (o corrientes α_i); S_1 y S_2 son las señales (de voltaje análogo) amplificadas a partir de las respectivas detecciones α_1 y α_2 . C_1 y C_2 son constantes que dependen de la composición y espesor de los filtros.

Las intensidades suman y promedian el aporte y energía para cada rayo X detectado pese a que el monto de cada energía contiene –en los mayores montos– el valor del kVp. Por ello, de una o ambas detecciones α_1 y α_2 , se implementará una detección de cargas: β_i , (más veloz) carga-por-carga de interacción

fotoeléctrica detectada: vía un adecuado pre-amplificador sensible a cargas integrado (PSC) como los CR11X (CREMAT).

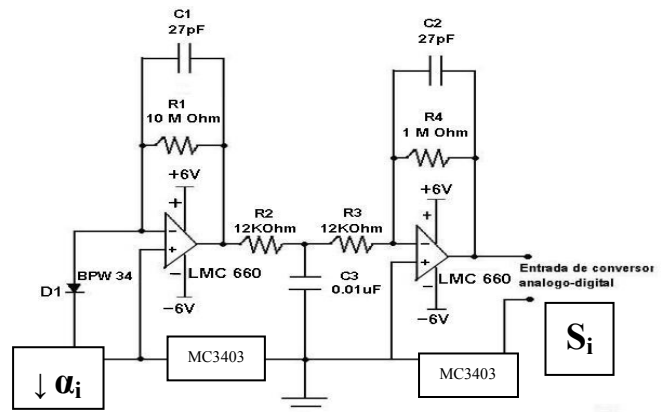


Figura 1. Circuito amplificador individual con las ganancias ya ajustadas.

Este dará pulsos analógicos de altura proporcional a cada carga de interacción fotoeléctrica detectada, cada energía –en KeVs o kVs– de fotón detectado en pulso de carga β_i , cual escalones de voltaje: ‘descargados en exponencial decreciente (‘polo’) a cuya secuencia llamaremos ‘señal física’ o Φ , la que en un desarrollo futuro será amplificada tras compensación de polo con cero: ajustable (señal Φ_A), para ir a un amplificador analógico parcial ‘biased’ que seleccione solo pulsos de altura superior a un nivel: regulable entre 50 y 90% (aprox.) del rango de altura de pulsos de trabajo (señal Φ_S). Las alturas de pulso en las secuencias Φ , al igual que el monto de las cargas β_i y las energías de todos los fotones de rayos X detectados: conllevan la conocida distribución estadística ‘continua’ del ‘frenado de corriente’ en el tubo de rayos X o de Bremsstrahlung [5], cuyo máximo valor es el kilovoltaje real presente. Así, al procesar estas señales con un sistema multicanal externo[5] o interno, se puede determinar con precisión el valor del kVp.

Así, la señal Φ_S , eventualmente ingresaría por otra entrada analógica de Mux/ Adc del AVR: para su retención de pico (mayor valor en cada pulso), su conversión analógico-digital del pico y suma de una cuenta en la posición ‘almacenaje’ en memoria del rango numérico en que cae cada retención numérica individual (acumulación de espectro de amplitudes). Se podría también –eventualmente– recurrir a un conversor tipo

Wilkinson especial o externo para acumular el espectro. Si se calibra en energía tal espectro bastan pocos canales de su parte más alta para que el controlador determine de ellos el kVp [5] con precisión, en un futuro desarrollo.

2.2 Diagrama de bloques del prototipo de medidor de kVp

En la Figura 2 se esquematiza en bloques, las partes que compondrán el prototipo cuyo desarrollo se describió en párrafo anterior.

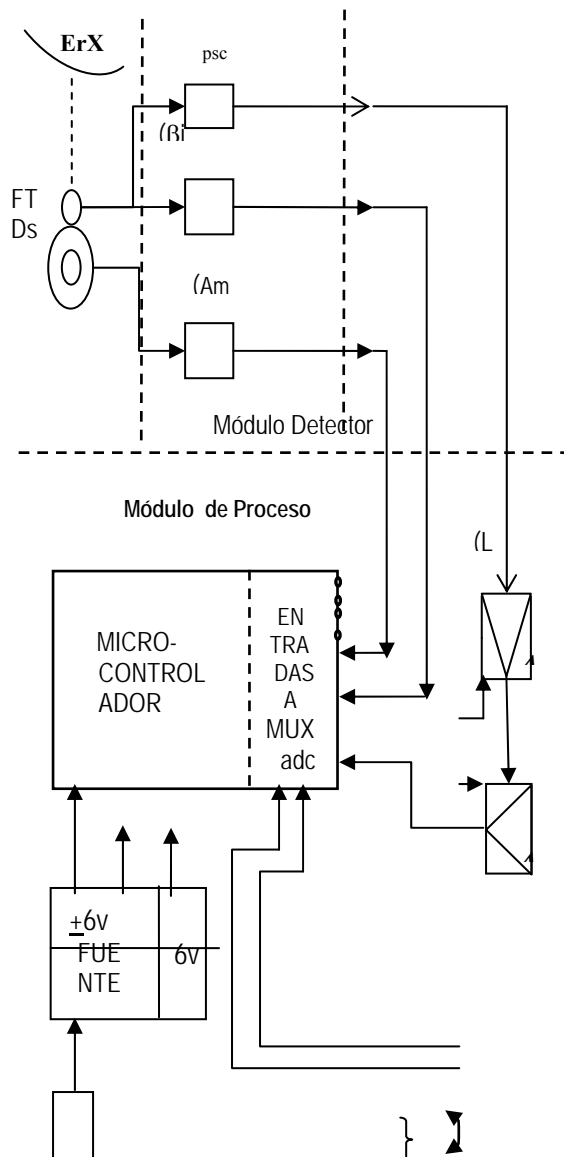


Figura 2. Diagrama bloques para el Prototipo en Desarrollo, en el que las abreviaturas se aclaran como sigue:

- ErX = Equipo emisor de rayos X
- FT Ds = Filtros y arreglos (2) de fotodiodos

2.3 Presentación y proceso digital

Las indicaciones operativas y los resultados se presentarán digitalmente mediante un visor (display) LCD de 2 líneas y 20 columnas.

Todos los valores numéricos resultantes del muestreo y conversión análogo-a-digital de S_1 y S_2 así como de los 'kV' obtenidos serán retenidos en secuencia –como 'formas de onda primarias'– en la memoria del microcontrolador AVR. Desde ella, usando sumas y restas, 'matrizado de Hamard' bajo algoritmo de Plackett-Bonman, rutinas fit-peak u otros, el microcontrolador podrá obtener secuencias 'alisadas' en 2 o 3 'formas de onda secundarias': de intensidad de rayos X y de kV's) desde donde, mediante una rutina adecuada, se pueda proporcionar los valores de intensidad, mAs, kVp, etc, que requiera el operador al medidor de kVp (manualmente) o desde una PC externa por interfase USB.

Tanto el espectro de la señal ϕ_S como las 'formas de onda' primarias y secundarias de S_1 , S_2 y kV adquiridos o acumulados durante un 'disparo', y 'alisados' podrán ser interrogados, copiados y procesados desde un computador externo (Notebook, PC de inspección-control patrón) mediante un programa para Windows en CD que será parte del prototipo medidor de kVp y que actuará a través de una interfase USB entre la Lap-Top y el prototipo, manejada por su correspondiente rutina interna.

El diseño físico del prototipo es circular para optimizar el aprovechamiento de los espacios y facilitar su estructura modular, montaje, desmontaje, servicio y desarrollo posterior. Los fotodiodos PIN de detección están en un módulo central extraíble y sobre circuito impreso circular de doble cara: del mismo lado (superior) que un integrado cuádruple como el MC 3403 o el LMC660 (que amplifica α_1 y α_2) con sus componentes externos asociados (Figura1), mientras en la cara inferior irán el PSC y sus respectivos componentes externos. Este módulo central se enchufa a una tarjeta de procesamiento mediante 3 conectores RCA que llevan hacia la misma: ϕ , S_1 y S_2 , para allí convertir ϕ en ϕ_A y ϕ_S e introducir esta última -así como S_1 y S_2 - a sendas entradas analógicas para CAD del μ controlador (o a un eventual conversor

externo 'Wilkinson' para Φ_S). Prima en la tarjeta de procesamiento el uso de componentes 'de montaje en superficie'. El módulo central también se enchufa al circuito 'de fuentes de alimentación' (adjunta a la tarjeta o módulo de procesamiento del prototipo) mediante 3 conectores tipo 'banana' que le proveen alimentación de +6v, -6v, y 0v.

El circuito de alimentación elabora y regula 3 salidas de voltaje de alimentación (+5v,+6v, -6v) desde 1 banco de baterías de 9 v de NiCd, Ni Mh o PB, con capacidad de carga máxima entre 2.5 y 5 A-h, que brindarán voltajes entre 6 y 10 voltios, una vez recargadas a partir de una entrada coaxial para cargador 220vac a 9vdc, 0.5 A.

2.4 Estándar de calidad del desarrollo

Aunque en el desarrollo básico de la ingeniería se han tenido en cuenta criterios para la máxima calidad del diseño, solo por experiencia el desarrollo del detalle, aún en curso, procura ajustarse a las Normas ISO 2000/2001 aplicables, implementando lo necesario a fin de eliminar o minimizar los vicios de origen en el diseño, que atenten contra la calidad del producto, fabricación o su funcionamiento. Al respecto, se tiene en cuenta la optimización de los siguientes aspectos del estándar de calidad:

Responsabilidad organizacional: En cuanto a definición, efectividad, respuesta y eficiencia de las políticas y autoridades con mando organizacional sobre los responsables del diseño, y los de la gestión de la calidad del diseño.

Procedimientos de control y verificación del diseño: En cuanto a su existencia y capacidad para asegurar que se cumplan los requerimientos específicos del producto.

Planificación y desarrollo del diseño: En cuanto a la existencia, elaboración de planes -y su actualización con el avance del diseño- que señalen responsabilidades en cada actividad del desarrollo, describiendo o haciendo referencia a las mismas, donde se incluyen la asignación de actividades, relaciones organizacionales y técnicas, etc.

Insumos para el diseño: En cuanto al establecimiento por escrito de los requisitos que son punto de partida para el diseño:

seleccionándolos, clasificándolos para resolver con las partes responsables, los incompletos, ambiguos o conflictivos.

Resultados del diseño: En cuanto a la documentación de los resultados, expresado en términos de requerimientos, cálculos y análisis, satisfaciendo todos los requerimientos de los insumos del diseño, estableciendo los criterios de aceptación, satisfaciendo las disposiciones reglamentarias aplicables -incluso posteriores al inicio-, identificando las características más críticas del diseño para la función y la seguridad.

Verificación del diseño: En cuanto a la planificación y establecimiento -por escrito- por parte de la organización de las actividades del personal calificado, asignado a la verificación del diseño y avances.

Cambios de diseño: En cuanto a establecer y mantener los procedimientos para la identificación, registro, revisión y aprobación adecuada de todos los cambios y modificaciones del diseño.

Control de documentos: En cuanto al establecimiento de procedimientos de control para la aprobación, distribución y archivo de todos los documentos y datos relacionados a los requisitos de norma de calidad, y para registro y archivo adecuado de los cambios y/o modificaciones de los documentos mismos, listas maestras de documentos, etc.

Compras: En cuanto al aseguramiento de la conformidad de las compras a los requisitos especificados, evaluación de subcontratistas y proveedores, descripción clara del producto adquirido en los documentos de compra y la verificación del producto.

2.5 Desarrollo actual y avances

Los trabajos de desarrollo se inician con el montaje del módulo detector y filtros circulares en circuito impreso igualmente circular que se aprecian en las Figuras 3 al 5, se aprecian abajo los filtros de Cu puro: con espesor menor en el círculo sobre el arreglo central de fotodiodos (focal, para los rayos X). En la Figura 3 los filtros de Cu puro, con espesor menor en el círculo sobre el arreglo central de fotodiodos (focal, para los rayos X).

3a



3b



Figura 3. Foto del módulo detector extraíble: En vista superior (donde recibe los rayos X).



Figura 4. Foto del módulo detector extraíble con su obturación manual de filtro adicional para el rango de altas energías (65-125 keV).

La densidad del Cu es solo 15% menor que el Pb, así el Cu es útil para separar los 2 grupos de detectores, como se puede apreciar en la Figuras 5.



Figura 5. Fotos internas del Módulo detector y sus fotodiodos PIN y colimadores concéntricos de Cu.

Para fines de ensayo se consiguió una fuente sellada de rayos X y Gamma de baja energía (16.4 keV @ 12% em, 43.6 keV@0.05%em, 99.85 keV @ 0.0007%/em), Figura 6 donde se observa en su montaje de seguridad portable, que obtura con botón manual externo su colimación (blindaje de iridio), dando total seguridad a los 24.5 mCi de ²³⁸Pu (30mCi al 19 Dic.1980).



Figura 6. Fuente radiactiva de rayos X 40-99 keV.



Figura 7. El módulo detector es extraíble y se conecta mediante 3 conectores (Fuentes) “tipo banana” y otros 3 conectores tipo RCA (Señales).



Figura 8. El Visor (Display) LCD de 20 x 2 se conecta a similar (y más simple) ‘Port C’ del Xmega 64, como se ve en el Atmega32.

El desarrollo del software del microcontrolador para el manejo del visor LCD resulta más simple en un lenguaje básico como el Bascom AVR, mientras que para la implementación del procesamiento de datos de medición y control se puede usar lenguajes de alto nivel como el “C” (para desarrollar las rutinas fuente).

3. Agradecimientos

Al MsC Mario Mallaupoma, Lics. Álvaro Aguirre y Walter Cruz de la Div. de Gestión de Residuos radiactivos. Al Ing. Enoc Mamani y Tco. José Maguiña de la Div. de Industria e Hidrología. Al Tco. Ángel Revilla de la Div. de Reactores Nucleares. A la Lic. Paula Olivera de la Div. de Técnicas Analíticas Nucleares y a todo el personal de la División de Instrumentación Nuclear del IPEN por sus aportes y facilidades de equipos y laboratorios.

4. Bibliografía

[1] Cunya E, Cifuentes E, Ruíz R, Valdivia E. Medidor digital de alto voltaje no invasivo para generadores de rayos-X de uso médico. Informe preliminar. En: Instituto Peruano de Energía Nuclear. Informe Científico Tecnológico 2008. Lima: IPEN; 2009. p. 228-230.

[2] Mendoza Miguel. Informe Técnico N° 01D-2010-MAMB. Junio 2010. [Informe interno].

[3] Newell RR, Henry GC. Measuring X-ray kilovoltage by absorption in two filters. *Radiology*. 1955; 64:88-93.

[4] Nali IC. Desenvolvimento de um protótipo para determinação da kVp em procedimentos de controle de qualidade em radiodiagnóstico médico e odontológico. [Tesis MsC]. Ribeirão Preto, SP, Brasil: Universidad de Sao Paulo. Departamento de Física Matemática; 2005.

[5] Silva M, Lammoglia P, *et al.* Determinação da tensão aplicada a tubos de raios X a través do espectro de Bremsstrahlung obtido com um fotodiodo PIN. *Revista Brasileira da Engenharia Biomédica*. 2000; 6(1):13-20.

Modernización del control de temperatura de una estufa.

Informe preliminar

Ever Cifuentes^{1,2,*}, Julio Santos³, Kety León¹

¹ Dirección de Investigación y Desarrollo. Instituto Peruano de Energía Nuclear, IPEN, Lima 41, Perú

² Facultad de Ingeniería Electrónica y Eléctrica. Universidad Nacional Mayor de San Marcos

³ Dirección de Servicios. Instituto Peruano de Energía Nuclear, IPEN, Lima 41, Perú

Resumen

Se presentan los resultados del diseño y modificación del sistema de control de temperatura para una estufa Havulinna, utilizando un microcontrolador ATMEGA8 [1], el cual fue programado con el software BASCOM para AVR [2]; para la visualización se utilizó un LCD de 16 x 2 caracteres y como sensor de temperatura un circuito integrado LM35. El rango de referencia obtenido es de 0 a 80 °C con una precisión de ± 0.2 grados. La parte de potencia esta compuesta por un opto-triac el cual dispara al triac de potencia.

Abstract

We present the results of the design and modification of the temperature control system for a stove Havulinna using an ATmega8 microcontroller, which was programmed with the BASCOM for AVR software, for the LCD display used a 16 x 2 characters and a sensor an integrated circuit temperature LM35. The reference range obtained is 0 to 80 °C with an accuracy of ± 0.2 degrees. The power part is composed of an opto-triac which triggers the power triac.

1. Introducción

El uso de estufas en un laboratorio es de mucha importancia, debido a que el equipo es usado para incubar muestras de cultivo de bacterias, que necesitan condiciones apropiadas de temperatura para su crecimiento satisfactorio.

El Laboratorio de Materiales del Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN) cuenta con una estufa marca Havulinna, con un control del tipo todo-nada cuyo sensor era un termostato y el visor se encontraba en mal estado; por esa razón, se decidió modernizarlo construyendo un nuevo control de temperatura dentro del rango de 0 a 80 grados centígrados, con una precisión de ± 0.2 grados y dotado de un visor para la referencia y temperatura del proceso.

Para el diseño se utilizó un microcontrolador ATMEGA8, el cual tiene 6 conversores analógico/digital (A/D) de 10 bits. Para el sensor de temperatura se optó por el LM35 el cual tiene una sensibilidad de 10mV/°C y además su rango de operación se ajusta a nuestro interés para la temperatura.

2. Desarrollo

2.1 Hardware

En la Figura 1 se muestra el esquema del amplificador de la señal del sensor LM35, calibrada para una ganancia de 5 a fin de tener una mayor sensibilidad; por lo tanto, para una temperatura máxima de 80 °C tendremos una señal de 4V.

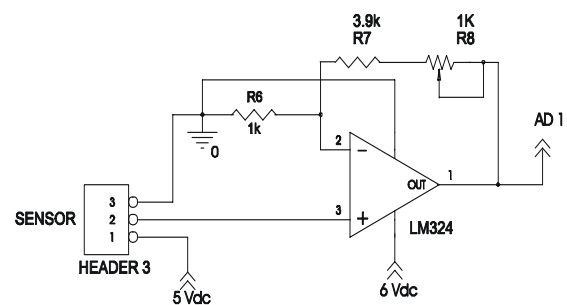


Figura 1. Diagrama del amplificador del LM35.

La salida del LM324 va al pin ADC-1 del microcontrolador y la señal de referencia va al pint AD2 del ATMEGA8. La señal de referencia va al pin ADC-2 del ATMEGA8.

* Correspondencia autor: ecifuentes@ipen.gob.pe

La potencia esta dado por el control de disparo del triac, el cual está aislado por un opto-triac con cruce por cero y es disparado por el pin PortB.0 del microcontrolador, el estado del este pin de salida es controlado por la rutina de control del microcontrolador (Figura 2).

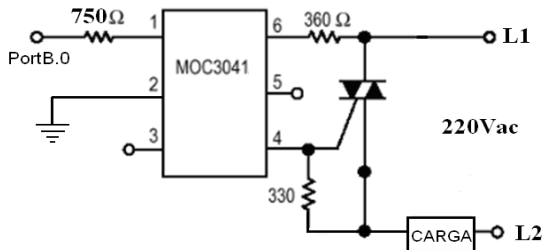


Figura 2. Diagrama de la parte de potencia.

También se consideró la instalación de una alarma a los 85 °C y cuya salida del microcontrolador (portB.1) va a un buzzer. En la Figura 3 se muestra el circuito implementado [3].



Figura 3. Circuito implementado.

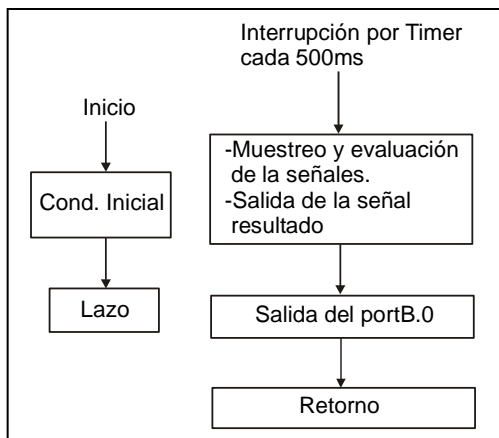


Figura 4. Lógica de desarrollo del software.

2.2 Desarrollo del software

En la Figura 4 se representa la lógica del desarrollo del software. La rutina de control es realizada cada 500 ms, la técnica de control está basado en el control por histéresis, cuyo valor es de ± 2 LSB (bit menos significativo) con la finalidad de cumplir con los requisitos de control de la estufa.

Para la parte de visualización se utiliza un LCD de 16x2 caracteres, donde se presenta los valores de la temperatura de la estufa y el de la referencia, tal como se muestra en la Figura 5.



Figura 5. Visualización del sistema de control de temperatura.

2. Resultados y Discusión

Se ha modernizado el equipo con un diseño de acuerdo con las especificaciones funcionales del laboratorio. También se realizaron pruebas a una temperatura de 38 °C, contrastándola con un sistema de medición de la marca Fluke (termocupla del tipo K, adaptador y multímetro 87), donde se obtuvo como resultado un error de + 0.2 grados. En la Figura 6 se muestra la estufa en funcionamiento con el nuevo control de temperatura.



Figura 6. La estufa en operación.

3. Conclusiones

- El tipo de control por histéresis mostró ser suficiente para las condiciones del proceso.
- El uso del microcontrolador permitió tener una mayor flexibilidad a la hora de realizar la etapa de control, así como la parte de la visualización.

4. Agradecimientos

Agradecemos a las Direcciones Generales de INDE y SERV del IPEN, por las facilidades otorgadas para la realización del presente trabajo.

5. Bibliografía

- [1] Atmel Corporation. [homepage de Internet]. Data Sheet del ATMEGA8. Disponible en:
http://www.atmel.com/dyn/resources/prod_documents/doc2486.pdf
- [2] MCS Electronics. Bascom AVR. [homepage de Internet]. Disponible en:
<http://www.mcselec.com>
- [3] Cifuentes E. Apuntes de ingeniería de control I. Universidad Nacional Mayor de San Marcos. 2009. [Informe Interno].

Diseño de un prototipo de prueba para instrumentación nuclear

Julio Santos*

Dirección de Servicios, División de Instrumentación Nuclear, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

Resumen

Se ha diseñado un prototipo, de bajo costo, que permite realizar pruebas del estado de funcionamiento de un detector Geiger Muller, medición de la fuente de alta tensión visible a través de un display. El prototipo puede ser utilizado también como un monitor de radiación de aproximación con un indicador de audio (sonalert) y una señal visual a través de un LED intermitente de acuerdo con la intensidad de la fuente radiactiva. Estas funciones son seleccionadas por intermedio de un conmutador rotativo y un conector BNC ubicado en la parte externa del chasis, con la finalidad que el usuario pueda realizar trabajos con facilidad. Para la visualización de las mediciones de alta tensión se utiliza un integrado convertidor análogo digital A/D, se trata de un integrado que al recibir en la entrada una tensión en mV a la salida lo convierte en señal digital que fácilmente se puede adaptar a un display LED para la lectura de los valores.

Abstract

This paper presents the design of a low-cost prototype to make working tests for Geiger Muller detectors, measurements of the high voltage supply viewable through a display. This prototype can also be used as an approximation radiation monitor with an audio indicator (sonalert) and a visual signal through an intermittent LED, according to the intensity of the radioactive source. These functions are selected by a rotative commutator and a BNC connector placed in the external side of the chassis, so the user can do his work easily. To view the high voltage measurements, an integrated analogue-to-digital converter is used. This is an integrated device which when receiving a tension (in mV) as an input, turns it into a digital signal as an output, which is more suitable to adapt to a LED viewable display, in order to read the value of the measurements.

1. Introducción

El objetivo del presente trabajo estuvo centrado en el desarrollo de un diseño para digitalizar las mediciones de la fuente de alta tensión con un solo equipo, sin necesidad de usar una punta de alta tensión y un voltímetro, que es empleado habitualmente para descartar la presencia o ausencia de una fuente de alta tensión en los monitores de radiación.

La función principal del prototipo es comprobar el funcionamiento del contador Geiger Muller (GM), que se realiza ajustando la fuente de alta tensión aplicándola al GM de acuerdo con las características técnicas y aproximación a una fuente radiactiva, para comprobar la operatividad del GM.

La necesidad de desarrollo del prototipo fue para facilitar el trabajo de mantenimiento de los equipos de radioprotección, con distintos tipos de detectores de radiación y variada instrumentación nuclear. El prototipo es

portátil y trabaja con línea 220VAC, también cuenta con una opción para usarla con una batería de 9 voltios.

2. Desarrollo

El prototipo está conformado por una fuente de baja tensión para alimentar al sistema de circuito, una fuente de alta tensión para polarizar al detector Geiger Muller, que al ionizarse con la presencia de una fuente radiactiva, el pulso ingresa al comparador de voltaje; este pulso está acoplado a través de R... que limita la señal hacia el amplificador y conforma un pulso para que ingrese al multivibrador monoestable, que deriva y suministra el pulso para que excite a los transistores y puedan amplificar la señal audible a través de un sonalert y un LED en forma intermitente de acuerdo con la intensidad de la fuente radiactiva presente.

* Correspondencia autor: jsantos@ipen.gob.pe

El prototipo puede usarse también como monitor de radiación de aproximación (alarma disuasiva), para identificar la presencia de una fuente radiactiva en forma intermitente, en función a su intensidad, para

este fin es necesario acoplar una sonda de Geiger Muller a través de conector externo BNC. La descripción del diagrama de bloques se muestra en la Figura 1.

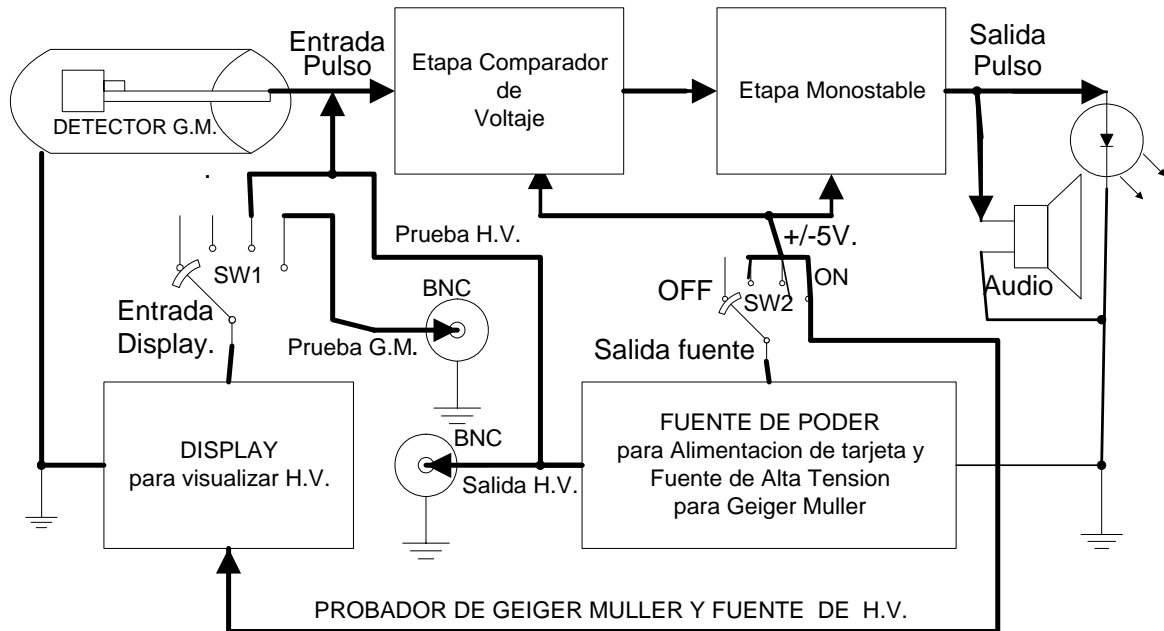


Figura 1. Diagrama de bloques del prototipo probador de G.M. y Fuente H.V.

2.1 Fuente de alimentación

La fuente de alimentación se realiza mediante un transformador con línea 220VAC/12-0-12 voltios 150 mA, utilizando reguladores de tensión +/- 5 voltios para alimentar al display, A/D y 9 voltios para el resto del circuito que conforma el sistema.

La fuente de alta tensión esta conformado por un oscilador que trabaja a una frecuencia de 5 KHz para excitar al transformador, que a su vez entrega una tensión secundario de 200 Vpp AC dependiendo de los valores del oscilador, esta tensión (200 Vpp) es multiplicado por diodos y condensadores que de acuerdo con la necesidad de trabajo para el GM.

La fuente de alta tensión es ajustable de 250 a 1200 voltios y puede prefijarse a diversas tensiones dependiendo de las características técnicas de polarización de voltaje del GM.

2.2 Comparador de voltaje

Está conformado por un amplificador inversor de alta ganancia con retroalimentación positiva para la operación

estable d.c. permitiendo que la señal enviada por el detector no se deforme, a medida que aumenta la dosis o frecuencia de eventos, a la salida del amplificador hay pulsos lógicos cuya amplitud no supera los 5 voltios y que es inyectado a un multivibrador monoestable.



Figura 2. Foto de prototipo concluido.

2.3 *El multivibrador monoestable*

Produce un ancho de pulso que es proporcional al número de eventos producidos en el detector, en esta etapa se incluye los transistores que amplifican la señal para la indicación sonora y un indicador visual intermitente LED, la intensidad de estos indicadores varía de acuerdo con la actividad y presencia de la fuente radiactiva.

3. Resultados

Se ha diseñado un sistema que permite probar la presencia de la fuente de alta tensión por intermedio de un display, también el estado de funcionamiento de un detector Geiger Muller en modo pulso audible y LED intermitente, que puede ser adaptado a un osciloscopio y utilizado como detector de radiación de aproximación (Figura 2).

4. Conclusiones

- Se ha diseñado un prototipo para probar los dispositivos de detección y el estado de funcionamiento de los detectores Geiger Muller, a bajo costo.
- Se ha optimizado el sistema electrónico del probador, haciéndolo de fácil uso y ayuda para los laboratorios de mantenimiento de equipos de radioprotección e instrumentación nuclear.

5. Bibliografía

- [1] Technical Associates Nuclear Instruments and Systems. Monitors Area. [serie en Internet]. 2010; Disponible en: <http://www.tech-associates.com/>
- [2] LND, Inc. Designer and Manufacturs of Nuclear Radiation Detectors. Geiger Muller Tubes. [serie en Internet].2010; Disponible en: <http://www.lndinc.com/about/>

VIII. Aspectos Generales

Evaluación radiológica asociada a las actividades de las industrias

NORM

Susana Gonzáles*

División de Protección Radiológica Ocupacional y Ambiental, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

Resumen

Las industrias NORM (Naturally Occurring Radioactive Materials) son aquellas que utilizan materias primas que contienen radionucleidos naturales y su proceso productivo podría potenciar la concentración de dichos radionucleidos en determinados componentes, elementos y áreas de la instalación, así como en los productos, subproductos y las sustancias de desecho generadas. Las industrias NORM no son instalaciones nucleares ni radiactivas, sin embargo, requieren que se realicen estudios encaminados a evaluar las dosis potenciales a los trabajadores y al público. En el presente informe propone algunos criterios metodológicos para realizar evaluaciones radiológicas en diferentes industrias NORM.

Radiological evaluation associated to the NORM industries

Abstract

The NORM (Naturally Occurring Radioactive Materials) industries are those which use raw materials containing natural radionuclides, and the involved production process could contribute to increase the concentration of such radionuclides in some components, elements and areas of the facilities, as well as in the products, subproducts and generated waste. NORM industries are neither nuclear nor radiological facilities but it is required to perform studies and surveys directed to evaluate the potential doses for workers and general public. This report shows some methodological criteria to perform radiological evaluations in NORM industries.

1. Introducción

Las Normas Básicas de Seguridad (NBS) para la protección contra la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación [1], especifican los requisitos para la protección de la salud frente a la exposición a la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación. Los radionucleidos de origen natural son ubicuos en el medioambiente, aunque sus concentraciones de actividad varían considerablemente [2].

Los radionucleidos de origen natural que se encuentran en cantidades significativas en la corteza terrestre son: K-40, U-235, U-238 y Th-232 (producto del decaimiento del U-236) y sus productos de desintegración.

El uranio y el torio se pueden extraer de minerales en concentraciones relativamente altas y las NBS recomiendan que corresponde aplicar los requisitos prescritos para las prácticas. Estas actividades incluyen entre otras, la minería, el procesamiento de

minerales, la combustión de combustibles fósiles o la producción de gas natural y petróleo.

Los trabajadores de este tipo de industrias deben ser considerados como miembros del público (no son considerados Trabajadores Ocupacionalmente Expuestos - TOEs).

Los principales objetivos de este reporte son:

- (a) Desarrollar las bases sobre la ocurrencia y características de las NORM en la industria;
- (b) Identificar metodologías que podrían ser usadas para evaluar la exposición debido a las NORM.

2. Industrias comprendidas como NORM

2.1 Minería y producción de energía por combustión de carbón

El carbón posee concentraciones de U-238 y de Th-232, al quemarse, sus cenizas se

* Correspondencia autor: sgonzales@ipen.gob.pe

enriquecen al menos en un orden de magnitud. El riesgo de la actividad depende de:

- Actividad del carbón.
- Propiedades físicas y radiológicas de las cenizas.
- Disposición o utilización de las cenizas.

La exposición de los mineros se debe a la inhalación del polvo y radón, mientras que la exposición de los trabajadores de centrales térmicas se debe a la inhalación de las cenizas.

2.2 Industrias de los fosfatos

Dependiendo del proceso de fabricación, la actividad varía en los productos y los residuos. La exposición ocupacional se produce como consecuencia de la inhalación en:

- Minería, procesado y transporte de la roca fosfatada.
- Transporte y uso de abonos.

La exposición del público procede de:

- La descarga de los efluentes líquidos y sólidos a las aguas superficiales.
- La descarga de los efluentes gaseosos a la atmósfera.
- El depósito del fosfo-yeso en superficie.
- El uso de subproductos como sustitutos del yeso natural en materiales de construcción.

2.3 Obtención de petróleo y gas

Las reservas naturales presentan concentraciones variables de radionucleídos naturales.

Las actividades de prospección y producción pueden causar impacto radiológico debido a las materiales NORM. Aunque durante la vida útil de un pozo de extracción los residuos NORM están ausentes, estos comienzan a aparecer a lo largo del tiempo.

Los residuos NORM, pueden depositarse, junto con otros sólidos, en los tubos de los pozos de extracción, también en los tanques de almacenamiento o los sistemas de tratamiento. Los radionucleidos que aparecen en esos depósitos pertenecen a las cadenas de desintegración del Th-232 (Ra-228 y Th-228) y del U-238 (Ra-226 y Pb-210). Los descendientes de esas cadenas poseen diferentes características físico- químicas que

las de sus padres, como su período de semidesintegración, energías que emiten, etc.

Por fenómenos asociados al proceso de extracción, se produce una saturación de los sulfatos y carbonatos disueltos, que a su vez causa la precipitación en forma de incrustaciones de sulfatos y carbonatos en las paredes internas de los tubos en los puntos de extracción, así como en válvulas, bombas, separadores, tanques de tratamiento de las aguas, tanques de tratamiento del gas y en los tanques de almacenamiento de petróleo. Esas incrustaciones pueden contener concentraciones de sulfatos y carbonatos de radio relativamente altas, que a largo plazo bloquean las líneas de extracción y transporte; por esa razón, se previene su formación utilizando aditivos químicos lo cual provoca que los isótopos de radio pasen a través del sistema de producción y se viertan con el agua producida.

Es necesario resaltar que, mientras es posible evaluar las emisiones de los depósitos de Ra-226 a partir de medidas externas, los depósitos de Pb-210 no pueden evaluarse de ese modo, ni contribuyen a la dosis mientras permanecen cerradas las partes donde se producen, ya que sus emisiones y las de sus hijos son principalmente alfa/beta (o gamma de baja energía). Sin embargo, si pueden contribuir a las dosis por incorporación al organismo durante las tareas de mantenimiento y descontaminación.

3. Metodología propuesta para la evaluación radiológica asociada a las actividades de una industria NORM

Objetivos:

- Evaluar el impacto radiológico que se produce en la zona de influencia de una industria NORM.
- Cuantificación de los términos fuentes, especificando el tipo y cantidad de radionucleidos liberados, las vías de descarga más relevantes y los lugares más afectados.

Término fuente:

- Caracterización radiológica de la materia que utiliza la industria (carbón, roca fosfórica, arena de zirconio, etc.), de los subproductos y productos de desecho que generan. Se incluye los efluentes líquidos y

efluentes gaseosos (filtros de depuración de gases).

- Conocer el proceso productivo de la industria para saber las condiciones en las que se transforma la materia prima.
- Conocer la forma de trabajo en cada una de las etapas identificadas como prioritarias.

Caracterización radiológica:

- Tasa de dosis equivalente ambiental en el entorno.
- Tasa de dosis equivalente en los diferentes lugares de las principales etapas del proceso, con estas medidas se define los puntos en los que puede encontrarse un aumento de radiactividad (Ra-226, Ra-228, etc.).
- Medidas alfa/beta *-in situ-* en las zonas identificadas (operaciones de mantenimiento y almacenamiento de equipos). Se evalúa las mediciones y selecciona las muestras para ser colectadas.
- Medidas de concentración de radionucleidos en las distintas muestras colectadas: materias primas, subproductos, equipos (trozos de tubo, válvulas) y residuos.
- Análisis en el laboratorio de espectrometría gamma: Ra-226 y Pb-210.
- Análisis en el laboratorio de espectrometría alfa: Po-210.
- Mediciones de Rn-222 (solo en interiores, almacenes, etc.).
- Se puede presentar dificultad para distinguir entre el fondo radiactivo natural y la radiactividad procedente de la propia operación de la instalación.

3.1 Dificultades para estudiar NORM

- Los radionucleidos implicados son naturales y su actividad es del mismo orden que la variabilidad del fondo natural. Este hecho dificulta evaluar la contribución de la industria sobre el fondo natural.
- No siempre se puede considerar en equilibrio secular las cadenas radiactivas naturales, porque el propio proceso industrial podría romperlo. Por eso, es necesario hacer una correcta caracterización radiológica del proceso y de las materias primas, los subproductos y los productos de desecho, así como conocer la cantidad y la forma físico química de los radionucleidos.

3.2 Recomendaciones internacionales para las industrias NORM

- El ICRP [3], consideró la exposición de los trabajadores debido al Rn-222, incluyendo en el sistema de protección, el almacenamiento y las operaciones con materiales que contuvieran cantidades significativas de radionucleidos naturales.
- En las Normas Básicas de Seguridad (NBS), una práctica será declarada exenta por la Autoridad Reguladora siempre y cuando satisfaga el siguiente criterio de dosis: $E < 10 \mu\text{Sv/año}$.
- La aplicación de exención a los radionucleidos naturales presente en grandes cantidades de materiales ($< 1 \text{ TM}$) con concentraciones menores a los niveles orientativos de exención requieren de un estudio más minucioso por parte de la autoridad reguladora.
- Para esto se asume que los nucleidos precursores de cadenas y subcadenas y sus descendientes se encuentran en equilibrio secular:

Por ejemplo:

- Pb-210: Bi-210, Po-210
- Ra-226: Rn-222, Po-218, Pb-214, Bi-214, Po-214, Pb-210, Bi-210, Po-210
- U-238: Th-234, Pa-234m

- También el ICRP recomienda [4], rangos de valores de dosis anuales totales para intervención en zonas con exposiciones crónicas, incluyendo aquellas que presentan valores elevados de radiación natural. El nivel genérico de acción se estableció en unos 10 mSv/año , también se ratificó los valores establecidos en la publicación ICRP-65 para Rn-222 y sugiere que las autoridades nacionales deberían establecer valores de exención y de intervención para los radionucleidos naturales presentes en los materiales de construcción.

- La Guía de Seguridad del OIEA [5], ha establecido valores debajo de los cuales no es necesario regular, independientemente de la cantidad de material o si se encuentra en estado natural o ha sido sometido a alguna forma de proceso:

- 1 Bq/g para los radionucleidos naturales serie del U-238.

- 1 Bq/g para los radionucleidos naturales serie del Th-232.
- 10 Bq/g para el K-40.

Estos valores son válidos para las cadenas naturales en equilibrio secular; es decir, las cadenas encabezadas por el U-238, U-235 o Th-232, debiéndose aplicar el valor indicado al precursor de la cadena correspondiente. Los valores también pueden usarse de forma individual para cada producto de desintegración de las cadenas o para los radionucleidos que encabezan los subconjuntos de las cadenas, como puede ser el que tiene al Ra-226 como precursor.

4. Resultados y Discusión

Estudios realizados en Europa y Estados Unidos de Norte América, muestran los problemas potenciales con las NORM en una variedad de industrias; sin embargo, existe información muy escasa de los países en desarrollo, incluido el Perú. Por varias razones, es importante iniciar la base del conocimiento en esta materia, entre ellas:

- a) La minería es una de las principales actividades económicas.
- b) Las normas ambientales y de protección radiológica son menos rigurosas o sus sanciones menos estrictas.
- c) La existencia de la minería artesanal.
- d) Limitación de recursos para la mitigación de pasivos ambientales.

Independientemente de las circunstancias socioeconómicas, las NORM contenido en materiales, residuos y desechos tiene desafíos tecnológicos particulares debido a:

- a) Sus grandes volúmenes.
- b) Períodos de semidesintegración de los radionúclidos involucrados.
- c) Su presencia en muchas áreas industriales y de la sociedad.
- d) La gran cantidad de pasivos ambientales.

Constituye un desafío económico más que tecnológico, cambiar los procesos para evitar materias primas que contengan NORM, generar mejores formas de residuos o reducir la exposición en el lugar de trabajo. El OIEA [2] ha concluido que la mayoría de escenarios de exposición pueden ser eliminados con medidas apropiadas de protección en el lugar de trabajo y las buenas prácticas industriales.

Por razones (geo)químicas, los problemas relacionados con las NORM están principalmente asociados con la exploración y procesamiento de materias primas, incluyendo el agua y en particular, las etapas tempranas del proceso de minerales y otros materiales geológicos, que tienen como objetivo llegar al producto puro, lo cual significa que la mayoría de los radionucleidos terminen como residuos, cenizas, desechos, lodos, entre otros. Como consecuencia, la industria del petróleo, gas, minería y quemado de carbón e industrias mineras fueron identificados como los mayores generadores de NORM.

Estos estudios deben basarse en los mismos criterios que las evaluaciones realizadas para las prácticas.

Con respecto a la regulación de las NORM, su control podría darse si la exposición a éstas ha sido alterada para lo cual es necesario realizar investigaciones en las principales fuentes de NORM en el Perú. En los países de la región se han iniciado estos estudios, sin embargo, la comunidad europea ha establecido normativa al respecto [6].

5. Conclusiones

Se ha elaborado una metodología para la evaluación radiológica asociada a las actividades de las industrias NORM en la industria; asimismo, se identifican las industrias mayormente involucradas.

Dadas las características de la normativa ambiental y de protección radiológica internacional, es importante que en el Perú se inicien los estudios correspondientes a las NORM.

6. Bibliografía

- [1] International Atomic Energy Agency. International basic safety standards for protection against ionizing radiation and for the safety of radiation sources. Safety Series N° 115. Vienna: IAEA; 1994.
- [2] International Atomic Energy Agency. Extent of environmental contamination of naturally occurring radioactive material (NORM) and technological options for mitigation. Technical Reports Series N° 419. Vienna: IAEA; 2003.
- [3] International Commission on Radiological Protection. 1990

Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 60. 1990.

[4] International Commission on Radiological Protection. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection: Protection of the Public in Situations of Prolonged Radiation Exposure. ICRP Publication 82. 1999.

[5] Organismo Internacional de Energía Atómica. Aplicación de los conceptos de

exclusión, exención y dispensa. Colección de Normas de Seguridad del OIEA. Guía de Seguridad N° RS-G-1.7. Vienna: OIEA, 2007.

[6] European Commission. Effluent and dose control from European Union NORM industries Assessment of current situation and proposal for a harmonised Community approach. Volume 1: Main Report. Radiation Protection 135. Luxembourg; 2003.

Capacitación para la prevención de accidentes con chatarra contaminada

Mario Mallaupoma^{1,*}, Edgard Medina², Carlos Pita²

¹Dirección de Servicios, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

²Dirección de Capacitación, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

Resumen

El consumo de chatarra metálica es una práctica común en la actividad industrial en el Perú. En los últimos años el incremento de la producción de acero también originó el aumento en la demanda de chatarra. Considerando que la chatarra utilizada proviene de diferentes lugares, tanto nacionales como del extranjero, se debe contar con un sistema de control para evitar la ocurrencia de accidentes, en caso que alguna de esas chatarras pudieran tener incorporados material radiactivo. El presente documento describe la experiencia desarrollada, a través de un programa de entrenamiento, implementado para las dos empresas siderúrgicas más importantes del país. La experiencia ganada nos permite hacer recomendaciones para implementar una estrategia nacional y establecer medidas de prevención para evitar incidentes y accidentes radiológicos.

Abstract

The consumption of scrap metal is a common activity into the industrial activity in Peru. In the last years the increasing in the production of steel has originated the demand of scrap metal, too. Taking in account that scrap metal come from both , national and abroad, it is necessary to have a control system to avoid the occurrence of accidents, in the case of if any scrap metal could have incorporated radioactive material. The present paper describes the experience developed with the training programme with two of the main enterprises in Peru. On the other hand, the experienced gained should permit to propose a national strategy to implement a monitoring system in all the scrap metal industries in order to avoid cases of incident or radiological accident.

1. Introducción

Uno de los problemas más serios que origina el uso de las fuentes radiactivas son los accidentes radiológicos ocurridos en diversos lugares del mundo, debido a la manipulación de chatarra contaminada. Al respecto se tiene reportado en la bibliografía una serie de casos en las diferentes regiones del mundo [1]. Los accidentes más serios se producen cuando no se establecen sistemas de control, con la finalidad de verificar si las chatarras que ingresan a una empresa siderúrgica no tengan presencia de material radiactivo [2].

Los materiales radiactivos pueden ser identificados en forma inmediata, por los monitores de radiación debido a que son muy sensibles y permiten adoptar las medidas de seguridad correspondiente; sin embargo, la mayoría de empresas que comercializan chatarra no tienen un sistema de control y de protección radiológica. Las organizaciones internacionales, como el Organismo Internacional de Energía Atómica, buscan

sensibilizar a los Estados Miembros para que puedan implementar un programa nacional y una estrategia que permita prevenir la ocurrencia de accidentes; sin embargo, ello no existe en una gran cantidad de países [3].

Un aspecto medular en este tema lo constituye la capacitación y entrenamiento, para que los grupos de interés puedan estar preparados cuando identifiquen la presencia de material radiactivo en las chatarras. Los mayores accidentes radiológicos con un impacto negativo, desde el punto de vista social, económico, ambiental y psicológico han ocurrido con materiales considerados como chatarras.

Algunas empresas del Perú cuentan con un sistema de monitoreo y control para verificar la ausencia o presencia de material radiactivo; sin embargo, no solo es suficiente la capacitación a las empresas, sino también debe orientarse a recicladores y en general a todos los grupos de interés. En el presente

* Correspondencia autor: mmallaupoma@ipen.gob.pe

trabajo se muestra la experiencia ganada en el programa de entrenamiento a personal de las diferentes áreas de procesos, en donde podría presentarse presencia inadvertida de material radiactivo.

2. Desarrollo

La estrategia adoptada por la Dirección de Capacitación consideró el ofrecimiento de servicios específicos de protección radiológica a las empresas Sider Perú Gerdau y de Aceros Arequipa. Asimismo, teniendo en cuenta las características del personal operador de las empresas se elaboró un programa de capacitación, incidiendo en la parte práctica; igualmente, al personal supervisor se brindó información especializada asociada con la ocurrencia de accidentes radiológicos, y teniendo en cuenta los sistemas de calidad aplicados por las empresas mencionadas, se procedió a evaluar en forma práctica a los participantes. Los cursos fueron desarrollados en turnos de mañana y tarde en la misma sede de las empresas, lo cual les permitió seguir contando con su personal operativo y no parar la producción.

En las sesiones de capacitación en aula se presentaron vistas de los diferentes tipos de fuentes radiactivas y sus blindajes para familiarizados con sus diversas formas y características. Estos conocimientos permiten al operador contar con un criterio para sospechar sobre la presencia de material radiactivo y avisar a su supervisor, para lo cual también deberían establecerse procedimientos de actuación para condiciones normales de trabajo y casos de emergencia.

Igualmente, se promovió actividades prácticas de reconocimiento, familiarización y uso de los monitores de radiación (Figuras 1 y 2) haciendo mediciones a materiales que fueron separados del conjunto de chatarra, debido a que presentaban presencia de material NORM (Natural Occurring Radioactive Material). Se pudo verificar la sensibilidad de los monitores y analizar acciones a realizar con material NORM o fuentes de baja actividad específica.



Figura 1. Ejercicio de mediciones a material separado de chatarra e identificando respuesta de monitor.

Adicionalmente, el programa promueve el trabajo en equipo y la discusión grupal, que permite sacar conclusiones técnicas, teniendo en cuenta los aspectos de una cultura de seguridad.



Figura 2. Medición de tubo metálico con presencia de material NORM.

3. Resultados

El programa de capacitación para las empresas siderúrgicas, en la identificación y manejo de chatarras con material radiactivo, se hizo a través de seis cursos integrales; de los cuales, dos correspondieron a la empresa Sider Perú Gerdau y cuatro a la empresa Aceros Arequipa. En total se capacitaron a 108 (39 operarios de la empresa Sider Perú Gerdau y 69 operarios de la empresa Aceros Arequipa).

En la Tabla 1 se muestra la distribución y número de participantes en cada uno de los cursos por empresa. El curso con mayor cantidad de participantes fue el cuarto, brindado a la empresa Aceros Arequipa.

Las actividades prácticas de caracterización de los tipos de blindaje, ejercicios de medición de las muestras metálicas consideradas como chatarra, estimación de la tasa de dosis, permitió clarificar los temores de los operarios sobre la presencia de las radiaciones.

Tabla 1. Número de cursos y operarios capacitados.

No. Curso	Nombre de Empresa	No. Capacitados
1	Gerdau - SiderPeru - Chimbote	21
2	Gerdau - SiderPeru - Chimbote	18
3	Aceros Arequipa	8
4	Aceros Arequipa	10
5	Aceros Arequipa	19
6	Aceros Arequipa	32

4. Conclusiones

El programa de capacitación implementado para las dos empresas siderúrgicas más importantes del país, ha resultado positivo para mejorar la cultura de seguridad ante la potencial presencia de material radiactivo en chatarras.

Se requiere el desarrollo de un programa masivo de capacitación para todos los grupos de interés relacionado el manejo industrial de la con la chatarra.

5. Referencias

- [1] International Atomic Energy Agency. Management for the prevention of accidents from disused sealed radioactive sources. IAEA-TECDOC-1205. Vienna:IAEA; 2001.
- [2] Mallaupoma M, Medina E. Seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares. Serie Publicaciones CSEN. Lima:IPEN; 2009.
- [3] International Atomic Energy Agency. Nature and magnitude of the problem of spent radioactive sources. IAEA-TECDOC-620. Vienna:IAEA; 1991.

Evaluación de columnas de absorción gas-líquido mediante la técnica de tomografía industrial

Gerardo Maghella*, Enoc Mamani, José Maguiña, Carlos Sebastián, Jorge Condori

División de Industria e Hidrología, Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470, Lima 41, Perú

Resumen

El presente informe muestra la aplicación de la técnica de tomografía con el fin de evaluar columnas de absorción gas-líquido. La información proporcionada forma parte del entrenamiento realizado en el Laboratorio de Instrumentación del Centro de Transferencia de las Radiaciones del Instituto de Pesquisas Energéticas Nucleares (IPEN) de Brasil. Se analizan los diversos sistemas de tomografía existentes a nivel industrial, incluyendo la aplicación de un algoritmo para la formación de las imágenes a partir de los datos obtenidos por los detectores.

Abstract

This report shows tomography technique application in order to evaluate gas-liquid absorption columns. Provided information is part of the training carried out at Radiations Transference Centre Instrumentation Laboratory from Instituto de Pesquisas Energeticas Nucleares (IPEN)-Brazil. Several tomography systems applied in industry are analyzed, including algorithm application to imaging procedures since data obtained by detectors.

1. Introducción

La medición de mezclas multifásicas de petróleo, agua y gas ha sido de un significativo interés en la industria del petróleo, especialmente relacionada con mediciones fiscales donde están involucradas grandes transacciones de capital.

Durante las últimas dos décadas la investigación ha provisto de desarrollo importante dentro de la medición de flujo multifase; sin embargo, uno de los principales retos es que su exactitud depende del régimen de flujo [1]. Por esa razón, el conocimiento del régimen de flujo, es decir, la distribución de los componentes en el flujo hidrocarbonado y sus comportamientos dentro del tanque de proceso será de un gran beneficio en relación con la mejora de la calidad de los flujómetros y en el diseño de nuevos sensores sofisticados relacionados con el flujo.

Para sobrellevar estos retos de medición, la imagen tomográfica es un método único que tiene la capacidad de revelar la complejidad de las estructuras internas de un objeto sin invadir físicamente el objeto en cuestión.

Esta posibilidad de monitorear procesos y objetos tiene el potencial de incrementar la producción industrial, tanto en cantidad y

calidad, con enfoque en limitar las emisiones ambientales.

2. Desarrollo

La tomografía es una técnica de diagnóstico no invasiva, tradicionalmente utilizada en medicina, que permite la obtención de imágenes que revelan detalles de distribución de la estructura interna de un objeto con alta precisión y exactitud sin ser influenciadas por la estructura externa de la sección estudiada. La tomografía también puede obtener la distribución, así como los perfiles de concentración, límites y tamaños de las fases de varios tipos de reactores, proveyendo de esta manera datos valiosos para el proyecto y optimización de equipos a gran escala. Las imágenes obtenidas por esta técnica pueden ser utilizadas para propósitos de control de una planta, para funciones de alarma o para monitorear el balance de masas total de un sistema. [2]

La velocidad de flujos multifase en tuberías son del orden de varios m/s y el patrón de flujo, el cual es la distribución instantánea del gas y el líquido en la sección transversal de la tubería, puede cambiar en apenas milisegundos. El tiempo de adquisición de datos por lo tanto debe ser corto a fin de evitar inconsistencias, y los sistemas de

* Correspondencia autor: gmaghella@ipen.gob.pe

perfilaje mecánicos no pueden ser usados. En aplicaciones de imagen en tiempo real, el tiempo de reconstrucción también necesita ser corto. Para la caracterización del régimen de flujo, la solución es optimizar el sistema para alta resolución temporal; es decir, para permitir imágenes a varios cuadros por segundo y así reducir la resolución espacial que es menos crítica, tal como se describió líneas arriba. Las imágenes por tomografía de procesos industriales y su dinámica implican generalmente una participación de tres requisitos conflictivos: la resolución de la medición del tiempo, el espacio y la materia, tal como se ilustra en la Figura 1 [3].

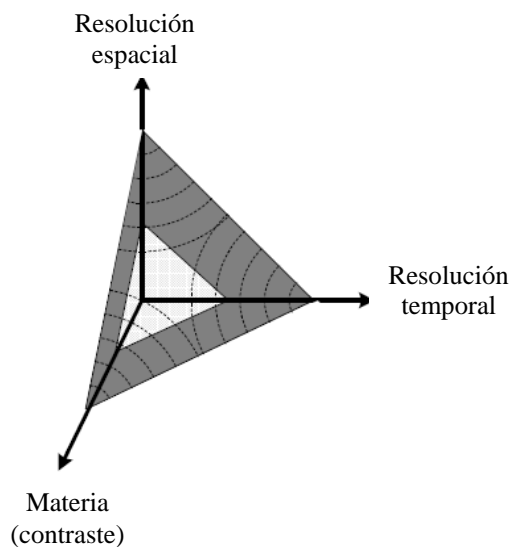


Figura 1. El triángulo representa los requisitos conflictivos de la medición de alta resolución simultánea en tiempo, espacio y materia (contraste). El costo está representado por el área del triángulo [IAEA, 2008].

Dependiendo de la unidad que se desea evaluar, las fuentes de radiación pueden ser de Cesio-137 o Cobalto-60, mientras que como detectores se emplean los de centelleo; para las unidades más simples, los más utilizados son los de Yoduro de Cesio (CsI); mientras que para unidades más complejas y de mayor envergadura, se emplean los de Yoduro de Sodio (NaI), que son más eficientes, aunque sí más higroscópicos.

La tomografía ha pasado por una serie de etapas de desarrollo, las cuales han sido llamadas de 1ra., 2da., 3ra. y 4ta. generación, tal como se muestra a continuación:

2.1 Tomografía 1ra. generación

En la primera generación el arreglo consiste en un sistema fuente-detector, el cual se

mueve en simultáneo de manera traslacional a lo ancho de la columna (Figura 2).

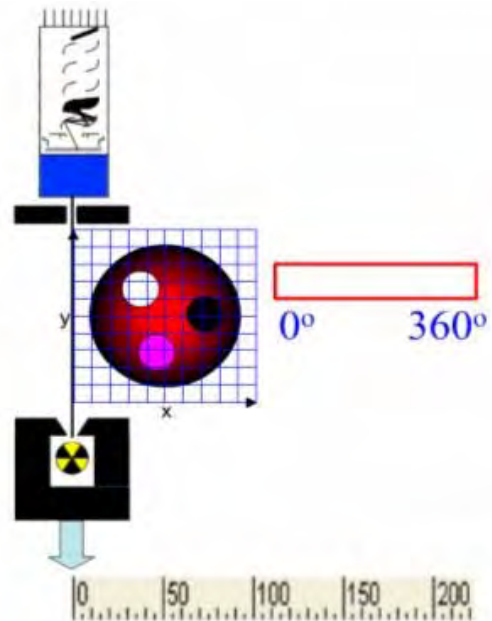


Figura 2. Tomografía 1ra. generación. (Fuente: Laboratorio de Instrumentación, CNEN- IPEN-Brasil).

2.2 Tomografía 2da. generación

En este caso, se requiere un arreglo de fuentes - detectores considerable, lo cual lo hace poco práctico y costoso (Figura 3).

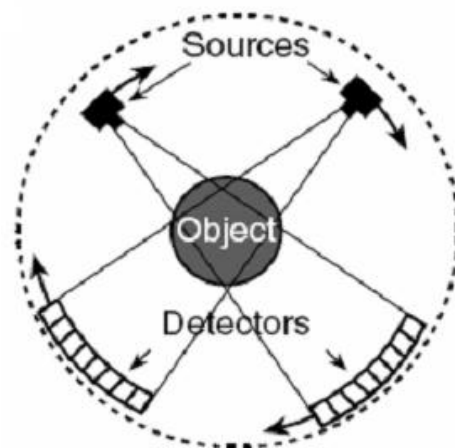


Figura 3. Tomografía 2da. generación (Fuente: Radioisotope Gauges for Industrial Process Measurements, Geir A Johansen e Peter Jackson, 2004, John Wiley & Sons) [1]

2.3 Tomografía 3ra. Generación

En este caso, el Sistema Fuente–Detector, involucra 01 fuente y 07 detectores, los cuales se mueven girando alrededor de la columna (Figura 4).

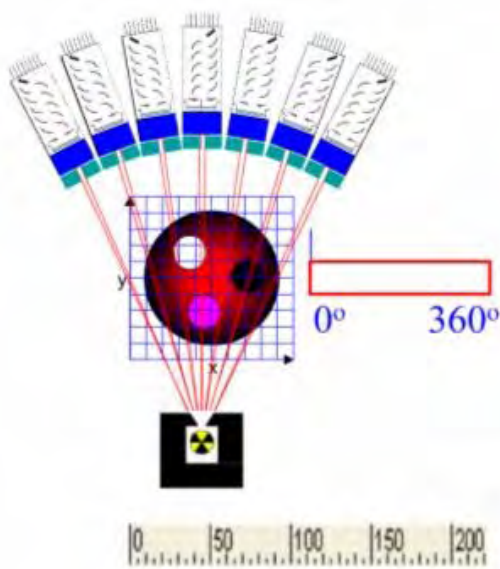


Figura 4. Tomografía 3ra. Generación (Fuente: Laboratorio de Instrumentación, CNEN- IPEN-Brasil).

2.4 Tomografía 4ta. generación

En este caso, el arreglo Fuente-Detector involucra un número de 06 fuentes con 32 detectores, los cuales se mueven a lo largo de la columna en el sector que se quiere evaluar (Figura 5).

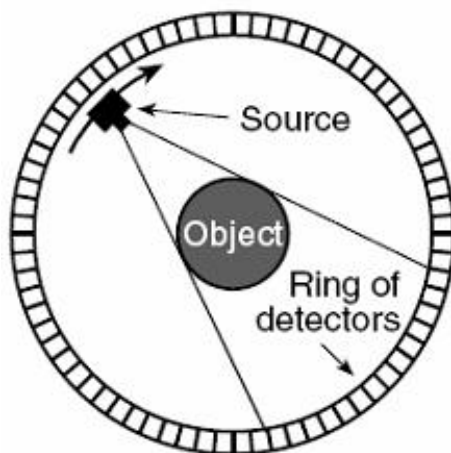


Figura 5. Tomografía 4ta. generación (Fuente: Radioisotope Gauges for Industrial Process Measurements, Geir A Johansen e Peter Jackson, 2004, John Wiley & Sons [1]).

Por diversos factores, ningún sistema comercial actualmente disponible es adecuado específicamente para Ensayos No

Destructivos (END) de equipos de proceso industriales, donde algunos factores entran en escena, tales como:

- Dificultades con portabilidad, peso, montaje y transporte;
- Ambientes hostiles, accesibilidad;
- Características del proceso;
- Arreglo físico diverso, componentes, material y ancho del equipo en análisis;

Por lo que un proyecto de tomografía viable para aplicaciones industriales debería tener las siguientes cualidades:

- Compacto, leve de fácil montaje y manutención.
- Robusto, redundante
- Flexible, pudiendo ser montado en equipos de diferentes tamaños.
- Sensible, pudiendo colectar datos a través de grandes espesores de paredes y ancho de proceso.
- Confiable, pudiendo trabajar en diferentes temperaturas, bajo vibración, ruido, etc.
- Automatización, eligiendo un sistema adecuado.

Adicionalmente, es preciso obtener un óptimo balance entre practicidad y calidad de imagen definida por las siguientes características:

- Precisión – certeza sobre los valores de la estructura física medida y reconstruida;
- Resolución – tamaño de la imagen generada o tamaño de menor detalle visual;
- Contraste – diferenciación de valores medidos;
- Nitidez – visualización de bordes;
- Velocidad – tiempo para realizar una tomografía;
- Tiempo de respuesta – tiempo para generar una tomografía;

Finalmente, se identifican también otros factores que influyen en la aplicabilidad del proyecto:

- Financiero – costo de la inversión y estimado de retorno
- Comercial – valor comercial aceptable por el mercado
- Técnico – nivel de detalle deseado en una investigación [4]

Un detalle importante a analizar es la formación de imágenes, la cual está

supeditada al enlazamiento de los datos obtenidos por los detectores en las posiciones asignadas así como la posición de la fuente. Se posee información primaria de las imágenes formadas para la implementación de un sistema 3G, para arreglos típicos de fuente-detector 9 x 9 (Figura 6).

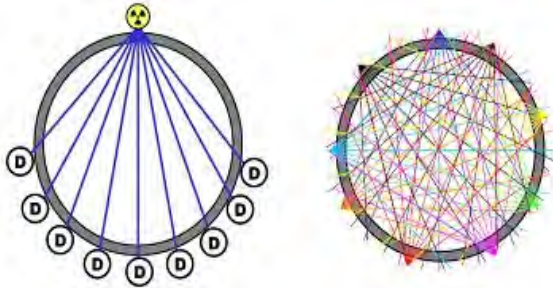


Figura 6. Esquema 9 x 9 típico de tomografía industrial empleado en la industria. (Fuente. TRU-CAT™ Scan, Tru-Tec Services) [4].

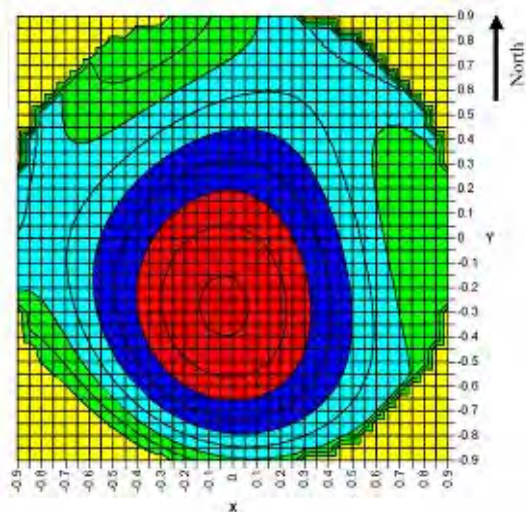


Figura 7. Tomografía típica de columnas empacadas. (Fuente: TRU-CAT Scan. Xu S, Kennedy G. Tru-Tec Services Inc. Computer-Aided Tomography of Industrial Packed Columns, AIChE 1999).

En las imágenes representadas en la Figura 7, la intensidad de los diversos colores muestran los perfiles de densidad relativa del relleno dentro de la columna.

A continuación se presenta una estructura en el que se monta un sistema de medición por transmisión fuente-detector con giro y movimiento vertical, a fin de que se evalúe una columna de absorción gas-líquido, tal como se muestra en las Figuras 8 y 9.



Figura 8. Sistema de tomografía. (Fuente: Laboratorio de Instrumentación, CNEN- IPEN-Brasil).



Figura 9. Sistema de Control de Columna de Intercambio Gas Líquido. (Fuente: Laboratorio de Instrumentación, CNEN- IPEN-Brasil).

3. Resultados y Discusión

El desarrollo de un sistema tipo 3G es importante para complementar los estudios realizados en columnas, mediante la técnica de perfilaje gamma, dado que la tomografía se realiza a posteriori en una zona específica luego del mencionado perfilaje. La información proporcionada por la tomografía debe ser evaluada de manera que los datos obtenidos puedan entrelazarse a fin de que se facilite, mediante un algoritmo dado, la formación de imágenes que representen de manera tridimensional las propiedades

hidrodinámicas de un proceso dentro de la unidad estudiada.

4. Conclusiones

- La tomografía es una técnica muy útil y complementaria al perfilaje gamma para la evaluación de columnas en procesos industriales.
- Es preciso manejar un software de modelado a fin de entrelazar información de los detectores para conformar la imagen espacial adecuada del proceso evaluado.
- A nivel laboratorio, para fines de investigación en el que se emplean fuentes de menor actividad, el uso de detectores de CsI es bastante útil; mientras que para el uso a nivel industrial, con sistemas más complejos en el que se precisan fuentes con alta actividad, se requiere el uso de detectores de centelleo de alta eficiencia de NaI.

5. Referencias

- [1]. Maad R. Design optimization of high speed gamma-ray tomography. [Thesis PhD], Norway: University of Bergen; 2009.
- [2]. Vásquez P. Análisis de sistemas multifásicos utilizando tomografía computarizada gamma monoenergética y polienergética. [Tesis Mestrado em Engenharia Química]. São Paulo, Brasil: Universidade de São Paulo.
- [3]. International Atomic Energy Agency. Industrial process gamma tomography. Final report of a coordinated research project 2003-2007. IAEA-TECDOC-1589. Vienna: IAEA; 2008. p. 8.
- [4]. Haraguchi M, Yong H, De Oliveira R. Tomografía industrial computadorizada. En: XXVIII Congreso Nacional de Ensaio Não Destrutivos e Inspeção. CONAEND & IEV 070. Santos, Brasil; 2009.

Implementación del sistema RAIS 3.1 Web para la Oficina Técnica de la Autoridad Nacional (OTAN) del IPEN

Gerardo Lázaro^{1,*}, Jessica Yamunaqué²

¹ Oficina Técnica de la Autoridad Nacional, Instituto Peruano de Energía Nuclear,
Jr. Justo Vigil 456, Lima 17, Perú

² Facultad de Ingeniería Industrial y de Sistemas/ Universidad de Piura- Campus Lima, Calle
Mártir José Olaya 162, Lima 18, Perú

Resumen

El Sistema de Información de la Autoridad Reguladora (RAIS), aplicativo desarrollado por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), en SQL Server 2008 R2 es utilizado por la Oficina Técnica de la Autoridad Nacional (OTAN) del IPEN. Con el propósito de implementar el aplicativo genérico del OIEA a los requerimientos del órgano regulador se ha modificado y añadido nuevas características al sistema, compatibilizándola con la normativa nacional, el Texto Único de Procedimientos Administrativos (TUPA) y el sistema de gestión de la OTAN; las modificaciones han permitido mejorar las funciones de las labores de fiscalización para el otorgamiento de autorizaciones bajo un concepto integrado.

Implementation of the RAIS 3.1 Web System for the Technical Office of the National Regulatory Authority of the Peruvian Institute (OTAN) of Nuclear Energy (IPEN)

Abstract

The Regulatory Authority Information System (RAIS) applicative developed by the International Atomic Energy Agency (IAEA) in SQL Server 2008 R2 is being used by the Technical Office of National Authority (OTAN) of the Peruvian Institute of Nuclear Energy (IPEN). In order to implement the IAEA generic application to the requirements of the regulatory body, it has been changed and added new features to the system to be compatible with national legislation, the Single Text on Administrative Procedures (TUPA) and the system management of the OTAN; the modifications have improved the performance of the functions for the tasks of inspection for the issuance of authorizations under an integrated concept.

1. Introducción

Todo órgano regulador para el cumplimiento eficiente de su misión de fiscalización del trabajo seguro con las radiaciones ionizantes, requiere de sistemas complementarios que ayuden a ese propósito. Con esa finalidad el OIEA, desde el año 2008, asiste a la OTAN con el software RAIS 3.1 Web (Regulatory Authority Information Service) cuya última versión obtenida el 2010 ha sido instalada en un servidor HP Pro Liant ML150G6, Intel E5502/64 bits con Windows y SQL Server 2008 R2 Standard. A partir de diciembre 2010 se viene implementando y cargando en el sistema la data histórica de la oficina OTAN. La información ingresada es extensa para cada usuario y tipo de práctica que realiza.

Debemos resaltar que en la primera fase de implementación se ha comenzado con cargar la información de las instalaciones, usuarios, fuentes, equipos, licencias, registro para cada tipo de práctica e inspecciones; sin embargo, hacía falta un mayor desarrollo a fin de ajustarla a las necesidades específicas para las licencias individuales, autorización de importación, autorización de transporte, facilidades al usuario, transparencia de la información en tiempo real y principalmente para el seguimiento del licenciamiento, desde el ingreso de una solicitud por mesa de partes hasta la emisión del registro y licencia de la instalación como tal o de manera individual.

Por defecto el RAIS incluye un sistema de

* Correspondencia autor: glazaro@ipen.gob.pe

información predeterminado, la cual conforma el estándar internacional que no responde a todas las necesidades del órgano regulador del IPEN. Por otra parte las actividades nucleares y la contabilidad de materiales nucleares no forman parte del sistema RAIS.

2. Desarrollo

El sistema RAIS está diseñado como aplicación para asistir en las funciones de fiscalización, licenciamiento de instalaciones, licencias individuales, inspección, documentación, gestión de autorizaciones y transporte, entre otras funciones que competen a un órgano regulador. Estos atributos hacen de él un programa interesante para ser utilizado en la gestión de información de la OTAN/IPEN; sin embargo, en una primera etapa muchas de las características han debido ser modificados para compatibilizarla con los requerimientos de las funciones, reglamentos vigentes[1,2], normas técnicas y el TUPA[3].

Debido a la premura en la carga de los datos, la adaptación del RAIS se realizó solo en las funciones de fiscalización y la normativa vigente.

Los cambios fueron realizados de acuerdo con las recomendaciones señaladas por el OIEA [4,5,6] y permiten cargar la data e información relevante para cada instalación, usuario de acuerdo con el tipo de práctica que realiza, equipos, fuentes selladas o abiertas, equipos asociados, licencias otorgadas e inspecciones realizadas, asociación de los equipos con las licencias, etc. Con esa finalidad se definieron e incorporaron en los módulos nuevas tablas y en algunos casos, en las tablas existentes se incorporaron nuevos campos como el desarrollo de la práctica de acuerdo con las licencias otorgadas; igualmente, se implementaron tablas de prácticas de acuerdo con el reglamento de la Ley 28028.

El sistema RAIS de la OTAN comprende los siguientes módulos:

- Información de la infraestructura, organización, normas y reglamentos legales del órgano regulador.
- Información de la facilidad o instalación que utiliza radiaciones ionizantes.
- Fuentes de radiación y equipos asociados.

- Autorizaciones (Licencias, registros o servicios) según lo señalado en el reglamento, autorizaciones de transporte e importación.
- Inspecciones y fiscalización.
- Infracciones.
- Eventos.
- Registro para personas ocupacionalmente expuestas.
- Servicios técnicos.

Se crearon tablas que contengan información de las prácticas incluidas en el reglamento de la Ley 28028, priorizando las que corresponden a la categoría A (Tabla 1).

Tabla 1. Prácticas de categoría A [1].

Práctica	C	VL*
Teleterapia (Cobalto terapia, aceleradores)	A1	3
Producción de radio isotopos	A2	3
Fabricación de fuentes radiactivas	A3	3
Gestión de desechos radioactivos	A4	3
Irradiación panorámica	A5	3
Irradiación con equipo auto blindado	A6	3
Radiografía industrial fija	A7	3
Radiografía industrial portátil	A8	3
Uso de haces de irradiación de un reactor	A9	3
Minería de uranio	A10	3
Laboratorio de calibración con fuente de alta intensidad.	A11	3

*VL: Vigencia de la licencia.

Durante el desarrollo, una de las dificultades encontradas fue que el número auto generado para cada ítem (facilidad, equipos, fuentes etc.) no guardaba relación con la información física existente; por esa razón, se cambió y adicionó campos donde fuera posible asignarlos, por ejemplo para que el número de registro guarde relación con el número de registro existente, el número de licencia, el tipo de licencia generado de acuerdo con la Ley 28028 y la específica otorgada, también se adicionó campos para especificar el lugar donde se desarrolla la practica aún cuando la razón social sea distinta, también se acondicionó para la emisión de múltiples licencias que pudiera tener el usuario con diferentes tipos de prácticas que desarrolla.

Se consideró el ámbito geográfico de los usuarios, con esa finalidad se llenaron

algunas tablas de provincias y distritos relacionándolas con los campos creados.

Figura 1. Esquema para licencias y autorizaciones (RAIS adaptado).

3. Resultados

La muestra de 65 instalaciones cargada al sistema con atributos como el que se muestra en la Figura 1, permiten probar los cambios al sistema. Las tablas incorporadas o modificadas y los datos de los nuevos campos incluidos permiten tener en tiempo real la información completa del usuario.

El proceso de evaluación para autorizaciones cuenta con la disponibilidad de información sobre las facilidades, equipos generadores de radiación, fuentes radiactivas, equipos asociados y las inspecciones.

4. Conclusiones

El sistema RAIS 3.1 Web implementado es confiable, versátil e interactivo con diferentes tipos de usuarios. Permite el acceso a la información de modo integrado y en tiempo real. Se mejoraron listas de verificación de las inspecciones y se accede en tiempo real a la data para todo personal autorizado.

El indicador de avance del proyecto es además, del número de archivos o información por usuario cargados, un indicador de desarrollo y/o implementación del sistema.

5. Agradecimientos

A los trabajadores de la OTAN por el intercambio de ideas y aportes para el desarrollo de este sistema.

6. Bibliografía

- [1]. Instituto Peruano de Energía Nuclear. Reglamento de autorizaciones, fiscalización, control, infracciones y sanciones de la Ley N° 28028 Ley de Regulación del Uso de Fuentes de Radiaciones Ionizantes; 2008. Disponible en: http://www.ipen.gob.pe/site/regulacion/leyes_normatividad.htm
- [2]. Instituto Peruano de Energía Nuclear. Reglamento de Seguridad Radiológica. D.S. No. 009-97-EM. Disponible en: http://www.ipen.gob.pe/site/regulacion/leyes_normatividad.htm
- [3]. Instituto Peruano de Energía Nuclear. Texto Único de Procedimientos Administrativos (TUPA) 2008. Disponible en: http://www.ipen.gob.pe/site/transparencia/tupa_index.htm
- [4]. International Atomic Energy Agency. Regulatory Authority Information System RAIS 3.1 Web Users Guide. [serie en Internet]. Disponible en: <http://ns-files.iaea.org/fileshare/rais/default.asp?fd=663>
- [5]. International Atomic Energy Agency. Regulatory Authority Information System RAIS 3.1 Web Administrator Guide, Part I. [serie en Internet]. Disponible en: <http://ns-files.iaea.org/fileshare/rais/default.asp?fd=663>
- [6]. International Atomic Energy Agency. Regulatory Authority Information System RAIS3.1 Web Administrator G. Part II. [serie en Internet]. Disponible en: <http://ns-files.iaea.org/fileshare/rais/default.asp?fd=663>

ANEXOS

A. Publicaciones en revistas internacionales indexadas	211
B. Publicaciones en revistas nacionales	211
C. Otras publicaciones especializadas	211
D. Presentación y disertación de trabajos en congresos, seminarios, simposios, talleres y publicación en actas	211
E. Tesis	211
F. Cursos y eventos organizados por el IPEN	211
F.1 Cursos desarrollados en el Centro Superior de Estudios Nucleares (CSEN)	211
F.2 Cursos y eventos descentralizados	217
F.3 Conferencias desarrolladas en el Centro Superior de Estudios Nucleares (CSEN)	220
G. Programas de entrenamiento, talleres, cursos y becas en el extranjero	224
H. Programas de entrenamiento y cursos organizados por el IPEN-OIEA en el Perú	231
I. Estancias y pasantías a investigadores extranjeros	232
J. Proyectos financiados por el Organismo Internacional de Energía Atómica a través del Acuerdo Regional para la Cooperación en América Latina (ARCAL)	232
J.1 Proyectos nacionales para el bienio 2009-2011	232
J.2 Proyectos regionales	232
J.3 Proyectos regionales ARCAL	233
K. Misiones de expertos	233
K.1 Expertos nacionales en misión	233
K.2 Expertos extranjeros en Perú	234
L. Proyectos de investigación concursados	235

A. Publicaciones en Revistas Internacionales Indexadas

Bedregal P, Mendoza P, Ubillus M, Montoya E. **K₀-INAA method accuracy using Zn as comparator.** Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment. 2010; 622(2):419-424.

Montoya E, Bedregal P, Mendoza P, Ubillus M, Torres B, Cohen IM. **The development of the k₀ method in Peru: Past, present and future perspectives.** Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A. Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment. 2010 October; 622(2):381-384.

Montoya M, Rojas J, Lobato I. **Neutron emission effects on fragment mass and kinetic energy distribution from fission of ²³⁹Pu induced by thermal neutrons.** 2010 AIP Conference Proceedings 1265:65-69.

López A, Acosta D, Martínez A, Santiago J. **Nanostructured low crystallized titanium dioxide thin films with good photocatalytic activity.** Powder Technology. 2010; 202(1-3):111-117.

Orozco P, Castro M, Martínez A, Herrera M, López A, Quispe J. **Precipitation of Fe-rich intermetallic phases in liquid Al-13.58Si-11.59Fe-1.19Mn alloy.** Intermetallics. 2010; 18(8):1617-1622.

González R, Martínez A, Falcony C, López A, Pech M, Hdz HM. **Study of the properties of undoped and fluorine doped zinc oxide nanoparticles.** Materials Letters. 2010; 64(13):1493-1495.

Rodríguez J, Jorge C, Zúñiga P, Palomino J, Zanabria P, Ponce S, Solís JL, Estrada W. **Solar water disinfection studies with supported TiO₂ and polymer-supported Ru(II) sensitizer in a compound parabolic collector.** Journal of Solar Energy Engineering, Transactions of the ASME. 2010; 132(1):0110011-0110015.

B. Publicaciones en Revistas Nacionales

Picasso G, Sun Kou M, Aguilar Y, López A, Arruebo M. **Sensores basados en óxido de Fe dopados con Ag para la detección de sulfuro de hidrógeno.** Revista de la Sociedad Química del Perú. 2010 Jul-Dec; 76(3):199-217.

Tamariz J, Agapito J, Horna G, Tapia E, *et al.* **Staphylococcus aureus resistente a meticilina adquirido en la comunidad aislados en tres hospitales de Lima-Perú.** Revista Medica Herediana. 2010 Ene; 21(1):4-10.

Calzado J, Comina G, Solís J. **Desarrollo de un sistema integrado de sensores para la caracterización organoléptica del pisco.** Revista de Investigación de Física. 2010; 13(2):101302501.

C. Otras Publicaciones Especializadas

Antonio Prado, Julio Santiago, Alcides López, Bertha Ramos, (Eds.). **Informe Científico Tecnológico 2009.** Instituto Peruano de Energía Nuclear. Lima: Perú, 2010. (ISSN 1684-1662).

D. Presentación y disertación de trabajos en congresos, seminarios, simposios, talleres y publicación en actas

Morales R. **Aplicaciones de PET-SCAN en oncología limitaciones y artefactos.** Sociedad Peruana de Oncología Quirúrgica. Marzo 2010.

Figueroa N, Carrasco E, Baltuano O. **Cálculo de dosis usando el código MCNP 4B en tratamiento de cáncer de vagina y recto con fuente de ¹⁹²Ir usado en braquiterapia de alta tasa de dosis.** V Congreso Latinoamericano de Física Médica. III Congreso Peruano de Física Médica. VI Congreso Peruano de Protección Radiológica. Cusco, Perú, 16-20 de mayo 2010. Libro de resúmenes.

Medina G, E. **Protección radiológica del paciente.** V Congreso Latinoamericano de Física Médica. III Congreso Peruano de Física Médica. VI Congreso Peruano de Protección Radiológica. Cusco, Perú, 16-20 de mayo 2010. Libro de resúmenes.

Lasheras J, Cristina Bello-Gálvez C, Anzano J, Cunya E. **Strategies for the quantitative elemental analysis by laser induced breakdown spectroscopy.** X Encuentro Latinoamericano de Óptica, Láseres y Aplicaciones. Lima, Perú, 20-24 setiembre 2010.

Morales R. **Eficacia de la gammagrafía ósea en neoplasias avanzadas.** XXII Congreso Peruano de Radiología. Lima, Perú, 21-24 octubre 2010.

Castro E. **Manejo de la radiación en tejidos.** III Congreso Internacional Tratamiento Multidisciplinario del Paciente Quemado. Lima, Perú, 12-14 noviembre 2010.

E. Tesis

Roberto Giol Sanders

Aplicación de la teoría de perturbación -formalismo diferencial- para el análisis de sensibilidades de variables termo-hidráulicas de un generador de vapor de la Central Nuclear Angra 1 del Brasil. Tesis M.Sc. en Ciencias con mención en Energía Nuclear. Universidad Nacional de Ingeniería. Sección de Posgrado y Segunda Especialización Profesional. 2010, Lima, Perú.

F. Cursos y eventos organizados por el IPEN

F.1 Cursos desarrollados en el Centro Superior de Estudios Nucleares (CSEN)

Programa de supervisión de la seguridad física de las instalaciones radiactivas relevantes (Battelle Institute Pacific Northwest National Laboratory)

Fecha: 1.01–28.02.2010

Docente: E. Medina F.

Curso de protección radiológica en radiología dental

Fecha: 9–10.01.2010

Docentes: G. Maghella, R. Visurraga

Curso de física nuclear básica para docentes

Fecha: 11–15.01.2010

Docentes: R. Arrieta, E. Montoya, P. Olivera, M. Vela, E. Medina F., E. Veramendi, J. Avila

- Curso de protección radiológica en radiología dental**
Fecha: 9,16.01.2010
Docentes: G. Maghella, R. Visurraga
- Curso de protección radiológica en radiodiagnóstico médico**
Fecha: 11–16.01.2010
Docentes: M. Ticllacuri, R. Visurraga
- Curso de actualización sobre protección radiológica en radiodiagnóstico médico**
Fecha: 16.01.2010
Docentes: M. Ticllacuri
- Curso de seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)**
Fecha: 18–21.01.2010
Docentes: G. Maghella, E. Medina F.
- Curso de radioquímica básica para docentes**
Fecha: 18–22.01.2010
Docentes: M. Vela, P. Olivera, A. López
- Programa taller PECT/CT**
Fecha: 19,21.01.2010
Docentes: D. Páez, E. Estrada, I. Vega
- Física de las radiaciones (Programa de RR.HH. Semillero)**
Fecha: 20–26.01.2010
Docentes: M. Vela, M. Mallaupoma
- Curso de actualización sobre seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)**
Fecha: 23.01.2010
Docente: G. Maghella
- Curso de actualización sobre seguridad radiológica en radiografía y gammagrafía industrial**
Fecha: 23.01.2010
Docente: M. Ticllacuri
- Curso nacional para primeros respondedores en emergencias radiológicas (IPEN-OIEA)**
Fecha: 25–29.01.2010
Docentes: J. Basset, P. Jerez, E. Medina F.
- Curso de seguridad radiológica en medicina nuclear**
Fecha: 25-29.01.2010
Docentes: J. Condori, L. Defilippi, R. Visurraga
- Curso de instrumentación nuclear**
Fecha: 27.01–5.02.2010
Docentes: P. Olivera, E. Medina F., O. Baltuano
- Curso de seguridad radiológica en radiografía y gammagrafía industrial**
Fecha: 1–6.02.2010
Docente: M. Ticllacuri
- Curso PET/CT ciclotrón**
Fecha: 2–6.02.2010
Docente: M. Marengo
- Curso de protección radiológica en radiología dental**
Fecha: 6.02.2010
Docente: G. Maghella
- Curso de actualización sobre protección radiológica en radiodiagnóstico médico**
Fecha: 6.02.2010
Docente: L. Defilippi
- Curso de actualización sobre protección radiológica en radiología dental**
Fecha: 6.02.2010
Docente: G. Maghella
- Curso de protección radiológica en radiología dental**
Fecha: 6,13.02.2010
Docente: G. Maghella
- Curso de protección radiológica (Programa de RR.HH. Semillero)**
Fecha: 8–18.02.2010
Docentes: P. Olivera, L. Zapata, M. Munive, E. Rojas, M. Espinoza, L. Defilippi, M. Vela
- Curso de radiobiología básica para docentes**
Fecha: 8–12.02.2010
Docentes: M. Espinoza, E. Medina F., R. Giol, C. del Valle
- Curso de protección radiológica en radiodiagnóstico médico**
Fecha: 8–13.02.2010
Docente: L. Defilippi
- Curso de fluorescencia de rayos X**
Fecha: 15–19.02.2010
Docente: P. Olivera
- Curso de seguridad radiológica en el uso de fuentes radiactivas**
Fecha: 15–19.02.2010
Docente: G. Lázaro
- Curso de actualización sobre seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)**
Fecha: 20.02.2010
Docente: G. Maghella
- Curso de seguridad radiológica en radioterapia**
Fecha: 22.02–5.03.2010
Docente: B. García
- Curso de seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)**
Fecha: 22–25.02.2010
Docentes: G. Maghella, E. Medina F.
- Curso de hidrología isotópica (Programa de RR.HH. Semillero)**
Fecha: 22–25.02.2010
Docentes: J. Valencia, R. Rojas
- Curso de preservación de alimentos por irradiación gamma**
Fecha: 22–26.02.2010
Docente: J. Vargas
- Curso técnicas analíticas nucleares (Programa de RR.HH. Semillero)**
Fecha: 26.02–5.03.2010
Docentes: E. Montoya, P. Olivera
- Curso de actualización sobre seguridad radiológica en radioterapia**
Fecha: 27.02.2010
Docente: B. García
- Curso de seguridad radiológica en el uso de equipos de rayos X no médicos (Fluorescencia de rayos X)**
Fecha: 1–3.03.2010
Docentes: M. Ticllacuri, E. Medina F.
- Curso de ensayos no destructivos (Básico)**
Fecha: 1–5.03.2010
Docente: R. Visurraga
- Curso de actualización sobre seguridad radiológica en el uso de fuentes radiactivas en investigación**
Fecha: 4.03.2010
Docente: J. Condori

Curso de actualización sobre protección radiológica en radiodiagnóstico médico

Fecha: 6.03.2010
 Docente: M. Ticllacuri

Curso de actualización sobre protección radiológica en radiología dental

Fecha: 6.03.2010
 Docente: G. Maghella

Curso de protección radiológica en radiología dental

Fecha: 6-7.03.2010
 Docentes: G. Maghella, R. Visurraga

Curso de protección radiológica en radiología dental

Fecha: 6,13.03.2010
 Docente: G. Maghella

Curso de protección radiológica en radiodiagnóstico médico

Fecha: 8-13.03.2010
 Docentes: L. Defilippi, G. Maghella

Curso de aplicaciones nucleares (Básico)

Fecha: 8-13.03.2010
 Docente: G. Maghella

Tecnología de reactores nucleares (Programa de RR.HH. Semillero)

Fecha: 8-15.03.2010
 Docentes: J. Castro, A. Gallardo, F. Ramos

Curso de actualización sobre seguridad radiológica en medicina nuclear

Fecha: 13.03.2010
 Docente: G. Lázaro

Aplicaciones de las radiaciones ionizantes, radioquímica y producción de radioisótopos (Programa de RR.HH. Semillero)

Fecha: 15-17.03.2010
 Docentes: C. Sebastián, P. Olivera

Curso de oficiales de protección radiológica en radiografía industrial

Fecha: 15-20.03.2010
 Docentes: M. Ticllacuri, R. Visurraga, S. Regalado

Curso de actualización sobre seguridad radiológica en el mantenimiento de equipos de rayos X no médicos (FRX)

Fecha: 20.03.2010
 Docente: G. Lázaro

Curso de seguridad radiológica en medicina nuclear

Fecha: 22-26.03.2010
 Docentes: L. Defilippi, R. Visurraga

Curso de seguridad radiológica en radiografía y gammagrafía industrial

Fecha: 22-26.03.2010
 Docentes: G. Lázaro, R. Visurraga, M. Munive

Curso de actualización sobre seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)

Fecha: 27.03.2010
 Docente: G. Maghella

Curso inspección de soldadura módulo 1: Metalurgia de la soldadura

Fecha: 22-31.03.2010
 Docente: V. Falconí

Curso de hidrología isotópica

Fecha: 5-8.04.2010
 Docente: G. Maghella

Curso de líquidos penetrantes nivel II

Fecha: 5-9.04.2010
 Docente: R. Visurraga

Curso de actualización sobre protección radiológica en radiología dental

Fecha: 10.04.2010
 Docentes: G. Maghella

Curso de protección radiológica en radiología dental

Fecha: 10-11.04.2010
 Docentes: G. Maghella, R. Visurraga

Curso Relap5 PER/4/023

Fecha: 12-30.04.2010
 Docente: C. Gálvez

Curso de protección radiológica en radiología dental

Fecha: 13-15.04.2010
 Docente: L. Defilippi

Curso de actualización sobre protección radiológica en radiodiagnóstico médico

Fecha: 16.04.2010
 Docente: R. Visurraga

Curso de protección radiológica en radiología dental

Fecha: 10,17.04.2010
 Docentes: G. Maghella, R. Visurraga

Curso de protección radiológica en radiodiagnóstico médico

Fecha: 12-17.04.2010
 Docentes: L. Defilippi, R. Visurraga

Curso de actualización sobre seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)

Fecha: 17.04.2010
 Docente: G. Lázaro

Curso de seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)

Fecha: 19-22.04.2010
 Docentes: G. Maghella, E. Medina F.

Curso de actualización sobre protección radiológica en radiodiagnóstico médico

Fecha: 24.04.2010
 Docente: L. Defilippi

Curso de actualización sobre seguridad radiológica en radiografía y gammagrafía industrial

Fecha: 24.04.2010
 Docente: M. Ticllacuri

Curso de inspección de soldadura módulo 2: Procesos de soldadura y simbolización

Fecha: 19-28.04.2010
 Docente: A. Tenorio

Curso de seguridad radiológica en el uso de equipos de rayos X (No médicos)

Fecha: 26-28.04.2010
 Docentes: M. Ticllacuri, E. Medina F.

Curso de seguridad radiológica en el uso de fuentes radiactivas

Fecha: 3-6.05.2010
 Docente: M. Mallaupoma

Curso de seguridad radiológica en el uso de rayos X no médicos

Fecha: 3-7.05.2010
 Docente: M. Mallaupoma

Curso de partículas magnéticas nivel I

Fecha: 3-10.05.2010
 Docente: H. Villacorta

Curso de seguridad radiológica en radioterapia

Fecha: 3-15.05.2010

Docente: B. García

Curso de protección radiológica en radiología dental

Fecha: 8.05.2010

Docente: G. Maghella

Curso de actualización sobre protección radiológica en radiodiagnóstico médico

Fecha: 8.05.2010

Docente: L. Defilippi

Curso de actualización sobre protección radiológica en radiología dental

Fecha: 8.05.2010

Docente: G. Maghella

Curso de protección radiológica en radiología dental

Fecha: 8,15.05.2010

Docente: G. Maghella

Curso sobre identificación de mercaderías estratégicas o de doble uso: Tecnologías nuclear y misilística. (Cooperación Argentina-Perú)

Fecha: 10-11.05.2010

Docentes: N. Romero, S. Fernández, S. Bonet, P. Servidia, E. Zlatanoff, E. Buis

Curso de protección radiológica en radiodiagnóstico médico

Fecha: 10-15.05.2010

Docentes: L. Defilippi, G. Maghella

Curso de nuevas tecnologías PET/CT ciclotrón

Fecha: 13-15.05.2010

Docente: J. Marti

Curso de actualización sobre seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)

Fecha: 15.05.2010

Docente: G. Maghella

Curso de inspección de soldadura módulo 3: Defectología, ensayos no destructivos

Fecha: 17-26.05.2010

Docente: R. Visurraga

Curso de seguridad radiológica en radiografía y gammagrafía industrial

Fecha: 24-29.05.2010

Docente: M. Ticllacuri

Curso seguridad radiológica en el uso de fuentes radiactivas en investigación y análisis

Fecha: 25-26.05.2010

Docente: M. Vela, M. Espinoza, M. Mallupoma

Curso de seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)

Fecha: 31.05-03.06.2010

Docentes: G. Maghella, E. Medina F.

Curso de geoquímica del uranio

Fecha: 1-4.06.2010

Docente: J. Valencia

Curso de actualización sobre protección radiológica en radiología dental

Fecha: 5.06.2010

Docente: G. Maghella

Curso de actualización sobre protección radiológica en radiodiagnóstico médico

Fecha: 5.06.2010

Docente: L. Defilippi

Curso de protección radiológica en radiología dental

Fecha: 5-6.06.2010

Docentes: G. Maghella, R. Visurraga

Curso de protección radiológica en radiología dental

Fecha: 5,12.06.2010

Docente: G. Maghella

Curso de protección radiológica en radiodiagnóstico médico

Fecha: 7-12.06.2010

Docentes: L. Defilippi, G. Maghella

Curso de actualización sobre seguridad radiológica en medicina nuclear

Fecha: 12.06.2010

Docente: G. Lázaro

Curso de seguridad radiológica en el uso de fuentes radiactivas

Fecha: 14-16.06.2010

Docente: G. Lázaro

Curso de seguridad radiológica en medicina nuclear

Fecha: 14-18.06.2010

Docentes: L. Defilippi, E. Medina F.

Curso de actualización sobre seguridad radiológica en el uso e medidores nucleares (Densímetros)

Fecha: 19.06.2010

Docente: G. Maghella

Curso de seguridad radiológica en el uso de equipos de rayos X no médico

Fecha: 21-23.06.2010

Docente: G. Lázaro

Curso de inspección de soldadura módulo 4: Ensayos destructivos, calificación de soldadores

Fecha: 14-24.06.2010

Docente: F. Calderón

Curso de seguridad radiológica en radiografía y gammagrafía industrial

Fecha: 21-24.06.2010

Docente: M. Ticllacuri

Curso de radiografía industrial nivel I

Fecha: 31.05-4.06.2010

Docente: R. Visurraga

Curso sobre regulación económica para el sector hidrocarburos

Fecha: 21-30.06.2010

Docente: Expertos OLADE (Videoconferencia)

Curso de actualización sobre seguridad radiológica en medicina nuclear

Fecha: 3.07.2010

Docente: L. Defilippi

Curso de actualización sobre protección radiológica en radiología dental

Fecha: 3.07.2010

Docente: G. Maghella

Curso de protección radiológica en radiología dental

Fecha: 3-4.07.2010

Docentes: G. Maghella, R. Visurraga

Curso de protección radiológica en radiología dental

Fecha: 3,10.07.2010

Docente: G. Maghella

Curso de radiografía industrial nivel II

Fecha: 5-26.07.2010

Docente: R. Visurraga

Curso de protección radiológica en radiodiagnóstico médico

Fecha: 5-10.07.2010

Docentes: L. Defilippi, G. Maghella

Curso de transporte seguro de materiales radiactivos y la reglamentación IATA

Fecha: 6-8.07.2010

Docente: M. Mallaupoma

Curso de actualización sobre protección radiológica en radiodiagnóstico médico

Fecha: 10.07.2010

Docente: L. Defilippi

Curso de inspección de soldadura módulo 5: Códigos, normas, especificaciones, inspección uniones soldadas, estudios de casos

Fecha: 12-26.07.2010

Docente: F. Calderón

Curso de actualización sobre seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)

Fecha: 17.07.2010

Docente: G. Maghella

Curso de actualización sobre seguridad radiológica en radiografía y gammagrafía industrial

Fecha: 17.07.2010

Docente: M. Ticllacuri

Curso de seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)

Fecha: 19-22.07.2010

Docentes: G. Maghella, R. Visurraga

Curso para oficiales de protección radiológica en radiografía industrial

Fecha: 19-24.07.2010

Docentes: M. Ticllacuri, R. Visurraga

Curso sobre el uso del modelo Message (Básico)

Fecha: 20-24.07.2010

Docentes: J. Ávila, O. Anaya, V. Altamirano

Curso de actualización en seguridad radiológica durante el mantenimiento de medidores nucleares (Densímetros)

Fecha: 23.07.2010

Docente: J. Condori

Curso de seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetro)

Fecha: 2-5.08.2010

Docentes: G. Lázaro, R. Visurraga

Curso de actualización sobre seguridad radiológica en medicina nuclear

Fecha: 5.08.2010

Docente: G. Lázaro

Curso de actualización sobre seguridad radiológica en medicina nuclear

Fecha: 6-08.2010

Docente: L. L. Defilippi

Curso de seguridad radiológica en medicina nuclear

Fecha: 2-7.08.2010

Docentes: G. Lázaro, R. Visurraga

Curso de actualización sobre protección radiológica en radiología dental

Fecha: 7.08.2010

Docente: G. Maghella

Tercera visita de supervisión a las instalaciones radiactivas relevantes. Battelle Institute Pacific**Northwest National Laboratory**

Fecha: 7.08.2010

Docente: E. Medina F.

Curso de protección radiológica en radiología dental

Fecha: 7-8.08.2010

Docente: G. Maghella, R. Visurraga

Curso de protección radiológica en radiología dental

Fecha: 7,14.08.2010

Docentes: G. Maghella, R. Visurraga

Curso de protección radiológica en radiodiagnóstico médico

Fecha: 9-14.08.2010

Docentes: L. Defilippi, R. Visurraga

Curso de ultrasonido nivel I

Fecha: 9-20.08.2010

Docente: H. Villacorta

Curso de actualización sobre protección radiológica en radiodiagnóstico médico

Fecha: 14.08.2010

Docente: M. Ticllacuri

Curso de seguridad radiológica en el uso de fuentes radiactivas

Fecha: 16-20.08.2010

Docentes: G. Lázaro, E. Medina F.

Curso de actualización sobre seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)

Fecha: 21.08.2010

Docente: G. Maghella

Curso de seguridad radiológica en el uso de equipos de rayos X no médico

Fecha: 23-25.08.2010

Docente: J. Condori

Curso de ultrasonido nivel I

Fecha: 16-27.08.2010

Docente: F. Calderón

Curso de interpretación de radiografías

Fecha: 23-27.08.2010

Docente: R. Visurraga

Curso de actualización en seguridad radiológica en el mantenimiento de equipos de la planta de producción de radioisótopos

Fecha: 24.08.2010

Docente: J. Condori

Curso de protección radiológica en radiología intervencionista

Fecha: 31.08-3.09.2010

Docente: M. Rodríguez

Curso de actualización sobre protección radiológica en radiología dental

Fecha: 4.09.2010

Docente: G. Maghella

Curso de protección radiológica en radiología dental

Fecha: 4-5.09.2010

Docentes: G. Maghella, R. Visurraga

Curso de protección radiológica en radiología dental

Fecha: 4,11.09.2010

Docentes: G. Maghella, R. Visurraga

Curso regional sobre mantenimiento con control de calidad de cámaras gamma SPECT Siemens modelo E-Cam

Fecha: 6-10.09.2010

Docente: J. Osorio

- Curso de manejo e interpretación de códigos y normas**
Fecha: 6–13.09.2010
Docente: F. Calderón
- Curso de seguridad radiológica en el uso de aceleradores de electrones para inspección no intrusiva para la SUNAT**
Fecha: 10–11.09.2010
Docente: M. Mallaupoma
- Curso de actualización sobre protección radiológica en radiodiagnóstico médico**
Fecha: 11.09.2010
Docente: M. Ticllacuri
- Curso nacional de implementación de un sistema de gestión de calidad en medicina nuclear**
Fecha: 16–17.09.2010
Docentes: G. Mendoza, D. Aguilar, R. Santivañez, J. Chávez, R. Morales
- Curso de protección radiológica en radiodiagnóstico médico**
Fecha: 13–18.09.2010
Docentes: L. Defilippi, R. Visurraga
- Curso de seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)**
Fecha: 20–23.09.2010
Docentes: G. Maghella, E. Medina F.
- Curso de seguridad radiológica en medicina nuclear**
Fecha: 23–24.09.2010
Docentes: J. Condori, L. Defilippi
- Curso de control de calidad de rayos X de radiodiagnóstico médico y dental para X-Ray Service**
Fecha: 25.09.2010
Docente: L. Defilippi
- Curso de actualización sobre radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)**
Fecha: 25.09.2010
Docente: G. Maghella
- Curso de ultrasonido nivel II**
Fecha: 13–27.09.2010
Docentes: H. Villacorta, F. Calderón
- Curso de seguridad radiológica en el uso de fuentes radiactivas abiertas**
Fecha: 27–30.09.2010
Docentes: J. Condori, R. Visurraga
- Curso de preservación de alimentos por irradiación gamma**
Fecha: 27.09–1.10.2010
Docente: J. Vargas
- Curso de actualización sobre seguridad radiológica en radiografía y gammagrafía industrial**
Fecha: 2.10.2010
Docente: R. Visurraga
- Curso de seguridad radiológica en el uso de equipos de rayos X no médico**
Fecha: 4–6.10.2010
Docente: J. Condori
- Curso de actualización sobre protección radiológica en radiología dental**
Fecha: 9.10.2010
Docente: G. Maghella
- Curso de protección radiológica en radiología dental**
Fecha: 9–10.10.2010
- Docentes: G. Maghella, R. Visurraga
- Curso de cámaras PET/CT para ingenieros**
Fecha: 11–15.10.2010
Docente: S. Mosconi
- Curso de protección radiológica en radiología dental**
Fecha: 9,16.10.2010
Docentes: G. Maghella, R. Visurraga
- Curso de protección radiológica en radiodiagnóstico médico**
Fecha: 18–23.10.2010
Docentes: L. Defilippi, E. Medina F.
- Curso de actualización sobre protección radiológica en radiodiagnóstico médico**
Fecha: 23.10.2010
Docente: L. Defilippi
- Curso de inspección visual**
Fechas: 15,19,21,22,26.10.2010
Docente: J. de Dios
- Curso sobre el uso del modelo *Message* (Intermedio)**
Fecha: 18–20.10.2010
Docente: I. Torino
- Curso sobre el uso del modelo *Message* (Avanzado)**
Fecha: 25–27.10.2010
Docente: M. Strubegger
- Curso de metalurgia, tratamientos térmicos, tecnología de materiales para no metalurgistas**
Fecha: 25–29.10.2010
Docente: F. Calderón
- Curso de seguridad física de instalaciones nucleares (Sandia National Laboratories)**
Fecha: 26–28.10.2010
Docentes: E. Medina F., P. Justice, M. Strosinski
- Taller sobre comunicación con socios estratégicos respecto a la minería de uranio (IPEN-OIEA)**
Fecha: 28–29.10.2010
Docente: P. Waggitt
- Curso de actualización sobre seguridad radiológica en el uso de equipos de rayos X no médico**
Fecha: 30.10.2010
Docente: J. Condori
- Reunión regional de coordinación del proyecto RLA/9/065 (IPEN-OIEA)**
Fecha: 1–5.11.2010
- Curso de seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)**
Fecha: 2–5.11.2010
Docente: G. Maghella
- Curso de actualización sobre protección radiológica en radiología dental**
Fecha: 6.11.2010
Docente: G. Maghella
- Curso de protección radiológica en radiología dental**
Fecha: 6–7.11.2010
Docentes: G. Maghella, R. Visurraga
- Curso de medición de espesores por ultrasonido**
Fecha: 8–12.11.2010
Docente: H. Villacorta
- Curso de protección radiológica en radiología dental**
Fecha: 6,13.11.2010
Docentes: G. Maghella, R. Visurraga

Curso de actualización sobre protección radiológica en radiodiagnóstico médico

Fecha: 13.11.2010

Docente: L. Defilippi

Curso de seguridad radiológica en el uso de rayos x no médico

Fecha: 15–17.11.2010

Docentes: J. Condori, G. Lázaro

Curso de seguridad radiológica en radiografía y gammagrafía industrial

Fecha: 15–19.11.2010

Docente: J. Condori

Curso para oficiales de protección radiológica en radiografía industrial

Fecha: 22–27.11.2010

Docentes: G. Lázaro, R. Visurraga

Curso de protección radiológica en radiodiagnóstico médico

Fecha: 22–27.11.2010

Docentes: L. Defilippi, R. Visurraga

Curso de actualización sobre protección radiológica en radiodiagnóstico médico

Fecha: 27.11.2010

Docente: L. Defilippi

Curso complementario sobre protección radiológica en el paciente en radioterapia (Regularización)

Fecha: 22–23.11.2010

Docente: B. García

Curso de física de reactores con el uso de los códigos MCNP, MCQ, Origen, Dragón y utilitarios

Fecha: 1–17.12.2010

Docente: F. Lesczynski

Curso de seguridad radiológica en el uso de equipos de rayos x no médicos (Control de bultos o equipajes) para la Cia. Caddin

Fecha: 6–7.12.2010

Docente: G. Lázaro

Reunión técnica sobre la Red Latinoamericana para la Educación (IPEN-OIEA)

Fecha: 6–8.12.2020

Curso de actualización sobre protección radiológica en radiología dental

Fecha: 11.12.2010

Docente: G. Maghella

Curso de protección radiológica en radiología dental

Fecha: 11.12.2010

Docente: G. Maghella

Curso de actualización sobre seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)

Fecha: 11.12.2010

Docente: G. Lázaro

Curso de protección radiológica en radiología dental

Fecha: 11,18.12.2010

Docente: G. Maghella

Curso de seguridad radiológica en medidores nucleares (Densímetros)

Fecha: 13–16.12.2010

Docentes: G. Maghella, E. Medina F.

Curso de seguridad radiológica en el uso de irradiadores autoblandados

Fecha: 13–17.12.2020

Docente: M. Linares

Curso de seguridad radiológica en el uso de fuentes radiactivas

Fecha: 13–17.12.2010

Docentes: G. Maghella, J. Condori

F.2 Cursos y eventos descentralizados**Curso de seguridad radiológica en medidores nucleares (Densímetros)**

Fecha: 16.01.2010

Lugar: Constructora Queiroz Galvao. Casma, Ancash

Docente: J. Condori

Curso de protección radiológica en radiodiagnóstico médico

Fecha: 16–17.01.2010

Lugar: Corpomedic. Tarapoto, San Martín

Docente: M. Mallaupoma

Curso de protección radiológica en radiología dental

Fecha: 16–17.01.2010

Lugar: Corpomedic. Tarapoto, San Martín

Docente: M. Mallaupoma

Curso de actualización en seguridad radiológica en el mantenimiento de equipos de rayos X no médico (DRX y FRX)

Fecha: 23.01.2010

Lugar: Cementos Lima. Lima

Docente: M. Ticllacuri

Curso de seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)

Fecha: 29.01.2010

Lugar: Sociedad Minera Cerro Verde. Arequipa

Docente: E. Medina F.

Curso de seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)

Fecha: 2.02.1010

Lugar: Cia. Votorantim / Empresa Mega. Lima

Docente: E. Medina F.

Curso de seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)

Fecha: 4.02.2010

Lugar: Cia. Votorantim / Empresa Mega. Lima

Docente: E. Medina F.

Curso de seguridad radiológica en el uso de equipos de rayos x no médicos (Fluorescencia de rayos x)

Fecha: 15.02.2010

Lugar: Minera Barrick. Trujillo

Docente: J. Condori

Curso de seguridad radiológica en el uso de equipos de rayos x no médicos (Control de bultos o equipajes)

Fecha: 15–17.02.2010

Lugar: CSEN y Superintendencia Nacional de Administración Tributaria (SUNAT)

Docente: M. Ticllacuri

Curso de seguridad radiológica en el uso de equipos de rayos x no médicos (Fluorescencia de rayos x)

Fecha: 22.02.2010

Lugar: Minera Barrick. Trujillo

Docente: J. Condori

Curso de seguridad radiológica en el uso de equipos de rayos X no médicos (Control de bultos o equipajes)

Fecha: 22–24.02.1010

Lugar: CSEN y Superintendencia Nacional de Administración Tributaria (SUNAT)

Docente: G. Lázaro

- Curso de seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)**
Fecha: 24.02.2010
Lugar: Cia. Votorantim / Empresa Mega. Lima
Docente: J. Condori
- Curso básico de energía nuclear para docentes**
Fecha: 22–26.02.2010
Lugar: UGEL de Lambayeque
Docentes: P. Olivera, M. Vela, M. Espinoza
- Curso de protección radiológica en radiodiagnóstico médico**
Fecha: 27.02– 6,13.03.2010
Lugar: Hospital Guillermo Almenara-EsSalud
Docente: L. Defilippi
- Curso de actualización sobre seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)**
Fecha: 8.03.2010
Lugar: Cia. Minera Cerro Verde. Arequipa
Docente: E. Medina F.
- Curso de radiografía industrial nivel II**
Fecha: 10–13.03.2010
Lugar: Servicios Industriales de la Marina S.A. (SIMACH). Chimbote, Ancash
Docente: R. Visurraga
- Curso de protección radiológica en radiodiagnóstico médico**
Fecha: 13–14.03.2010
Lugar: Región Lambayeque
Docente: J. Condori
- Curso de actualización sobre protección radiológica en radiodiagnóstico médico**
Fecha: 13–14.03.2010
Lugar: Región Lambayeque
Docente: J. Condori
- Curso de protección radiológica en radiodiagnóstico médico**
Fecha: 13–14.03.2010
Lugar: Hospital Víctor Lazarte Echegaray. Trujillo
Docente: M. Mallaupoma
- Curso de actualización sobre protección radiológica en radiodiagnóstico médico**
Fecha: 13–14.03.2010
Lugar: Hospital Víctor Lazarte Echegaray. Trujillo
Docente: M. Mallaupoma
- Curso de seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Perfilaje de pozos petroleros)**
Fecha: 20.03.2010
Lugar: Wellfield Services Perú. Lima.
Docente: J. Condori
- Curso transporte seguro de materiales radiactivos**
Fecha: 27.03.2010
Lugar: Schlumberger del Perú. Lima
Docente: M. Mallaupoma
- Curso de seguridad radiológica en radiografía y gammagrafía industrial**
Fecha: 29–30.03.2010
Lugar: León & Russo Ingenieros. Lima
Docentes: G. Lázaro, R. Visurraga
- Curso de protección radiológica en radiodiagnóstico médico**
Fecha: 10–11.04.2010
Lugar: Red Asistencial Cusco de EsSalud. Cusco
Docente: M. Mallaupoma
- Curso de protección radiológica en radiología dental**
Fecha: 10–11.04.2010
Lugar: Red Asistencial Cusco de EsSalud. Cusco
Docente: M. Mallaupoma
- Curso de seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)**
Fecha: 17.04.2010
Lugar: Knight Piedsold Consultores. Lima
Docente: J. Condori
- Curso de seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)**
Fecha: 24.04.2010
Lugar: Cia. de Minas Buenaventura. Oyón, Lima
Docente: J. Condori
- Seminario sobre energía nuclear y sus aplicaciones para docentes de educación secundaria**
Fecha: 6–7.05.2010
Lugar: Universidad Enrique Guzmán y Valle. Chosica, Lima
Docentes: E. Medina F., M. Vela, P. Olivera, J. Osoreo
- Curso de seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Perfilaje de pozos petroleros)**
Fecha: 7.05.2010
Lugar: Weatherford del Perú. Talara, Piura
Docente: M. Ticllacuri
- Curso de seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)**
Fecha: 14-15.05.2010
Lugar: Cia. Minera Bateas. Caylloma, Arequipa
Docente: J. Condori
- Curso de protección radiológica en radiodiagnóstico médico**
Fecha: 15–16.05.2010
Lugar: Red Asistencial Puno de EsSalud. Puno
Docente: M. Mallaupoma
- Curso de protección radiológica en radiología dental**
Fecha: 15–16.05.2010
Lugar: Red Asistencial Puno de EsSalud. Puno
Docente: M. Mallaupoma
- Curso de seguridad radiológica en el uso de rayos x no médicos (Control de bultos o equipajes)**
Fecha: 22.05.2010
Lugar: Unlimited System SAC. Lima
Docente: J. Condori
- Curso de seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)**
Fecha: 22.05.2010
Lugar: Cia. Minera Antamina. Ancash
Docente: G. Maghella
- Curso de seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)**
Fecha: 29.05.2010
Lugar: Cia. Minera Antamina. Ancash
Docente: G. Maghella
- Taller sobre desarrollo de regulaciones para la protección física de fuentes radiactivas. (Battelle Institute Pacific Northwest National Laboratory)**
Fecha: 2–4.06.2010
Lugar: GTRI Dpto. de Energía de EE.UU.
Docentes: F. Morris, E. Watson
- Curso de seguridad radiológica en el uso de equipos de rayos X no médico**
Fecha: 5.06.2010
Lugar: Sermaninco SRL. Arequipa

Docente: M. Ticllacuri

Curso de actualización sobre seguridad física de instalaciones radiactivas relevantes. (Battelle Institute Pacific Northwest National Laboratory)

Fecha: 10.06.2010

Lugar: Hospital Goyeneche de Arequipa. Arequipa

Docente: E. Medina F.

Curso de seguridad radiológica en medicina nuclear

Fecha: 10–12.06.2010

Lugar: Instituto Nacional de Enfermedades Neoplásicas (INEN). Lima

Docentes: M. Velásquez, R. Visurraga

Curso de actualización sobre protección radiológica en radiodiagnóstico médico

Fecha: 12.06.2010

Lugar: Hospital Central de la Fuerza Aérea del Perú. Lima

Docente: L. Defilippi

Curso de seguridad radiológica para el control de materiales radiactivos en chatarra

Fecha: 21–24.06.2010

Lugar: Empresa Siderúrgica del Perú (SiderPerú).

Grupo Gerdau. Chimbote, Ancash

Docente: M. Mallaupoma

Curso de seguridad radiológica en el uso de equipos de rayos X no médico (RRX)

Fecha: 25.06.2010

Lugar: Maquinsa S.A. Arequipa

Docente: E. Medina F.

Curso de actualización sobre protección radiológica en radiodiagnóstico médico

Fecha: 26.06.2010

Lugar: Hospital Guillermo Almenara-EsSalud

Docente: L. Defilippi

Curso de seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)

Fecha: 7.07.2010

Lugar: Minera Yanacocha SRL. Cajamarca

Docente: E. Medina F.

Curso de seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)

Fecha: 9.07.2010

Lugar: Minera Yanacocha SRL. Cajamarca

Docente: E. Medina F.

Curso de protección radiológica en radiología dental

Fecha: 7,14.07.2010

Lugar: Universidad Peruana Cayetano Heredia (UPCH), Facultad de Estomatología. Lima

Docente: G. Maghella

Curso de seguridad radiológica para el control de materiales radiactivos en chatarra

Fecha: 12–15.07.2010

Lugar: Empresa Siderúrgica del Perú (SiderPerú).

Grupo Gerdau. Chimbote, Ancash

Docente: M. Mallaupoma

Curso de protección radiológica en radiología dental

Fecha: 18.07.2010

Lugar: Centro Odontológico Trujillo. Trujillo

Docente: M. Mallaupoma

Curso de seguridad radiológica en el uso de equipos de rayos x no médico (FRX)

Fecha: 22–23.07.2010

Lugar: Sociedad Minera Cerro Verde. Arequipa

Docente: E. Medina F.

Curso de protección radiológica en radiología dental

Fecha: 24.07.2010

Lugar: Hospital Nacional Sergio E. Bernales. Lima

Docente: L. Defilippi

Seguridad radiológica en el uso de equipos de rayos X no médico (FRX)

Fecha: 5.08.2010

Lugar: Sociedad Minera Cerro Verde. Arequipa

Docente: E. Medina F.

Curso de difracción de rayos x en la industria del cemento

Fecha: 11–13.08.2010

Lugar: Cementos Lima S.A.A. Lima

Docente: J. Solís

Curso de seguridad radiológica en el uso medidores nucleares (Densímetros)

Fecha: 21.08.2010

Lugar: Halliburton del Perú S.A. Lima

Docente: M. Ticllacuri

Curso de partículas magnéticas nivel I

Fecha: 19,20,27,28.08.2010

Lugar: Recolsa S.A. Callao

Docente: R. Visurraga

Seguridad radiológica en el uso de equipos de rayos X no médico (FRX)

Fecha: 4.09.2010

Lugar: Cementos Selva S.A. Rioja, San Martín

Docente: M. Mallaupoma

Curso de seguridad radiológica en el proceso exploratorio de minerales radiactivos

Fecha: 9–10.09.2010

Lugar: Minera Macusani SAC. Juliaca, Puno

Docentes: J. Condori, J. Valencia

Curso de seguridad radiológica en el uso de equipos de rayos X no médico (Control de bultos o equipajes)

Fecha: 9–10.09.2010

Lugar: Caddin SAC. Lima

Docentes: E. Medina F., M. Ticllacuri

Curso de actualización sobre seguridad radiológica en el uso de equipos de rayos x no médico (Control de bultos o equipajes)

Fecha: 9–10.09.2010

Lugar: Caddin SAC. Lima

Docentes: E. Medina F., M. Ticllacuri

Curso de seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (densímetros)

Fecha: 11.09.2010

Lugar: Aceros Arequipa S.A. Planta Pisco. Pisco, Ica

Docente: G. Maghella

Curso de transporte seguro de materiales radiactivos y la reglamentación IATA

Fecha: 15.09.2010

Lugar: Aerolínea LAN Perú

Docente: M. Mallaupoma

Curso de seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)

Fecha: 18.09.2010

Lugar: Aceros Arequipa S.A. Planta Pisco. Pisco, Ica

Docente: E. Medina F.

Curso de protección radiológica en radiodiagnóstico médico

Fecha: 25–26.09.2010

Lugar: Red Asistencial Ica de EsSalud. Ica

Docente: M. Mallaupoma

Curso de protección radiológica en radiología dental

Fecha: 25–26.09.2010
Lugar: Red Asistencial Ica de EsSalud. Ica
Docente: M. Mallaupoma

Curso de protección radiológica en radiología dental

Fecha: 26.09.2010
Lugar: Colegio Odontológico de Arequipa. Arequipa
Docente: G. Maghella

Curso de detección y monitoreo de radiaciones

Fecha: 12–14.10.2010
Lugar: Aceros Arequipa S.A. Planta Pisco. Pisco, Ica
Docente: E. Medina F.

Curso de seguridad radiológica en el uso de equipos de rayos X no médico (Control de bultos o equipajes)

Fecha: 16.10.2010
Lugar: Swissport GBH Perú. Callao
Docente: G. Lázaro

Curso de seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)

FECHA: 16.10.2010
Lugar: Cia. Minera Atacocha S.A.A. Cerro de Pasco, Pasco
Docente: G. Maghella

Curso de seguridad radiológica en el uso de equipos de rayos X no médico (Control de bultos o equipajes)

Fecha: 23.10.2010
Lugar: Aeropuertos del Perú S.A. Callao
Docente: G. Lázaro

Curso de protección radiológica en radiodiagnóstico médico

Fecha: 30–31.10.2010
Lugar: Arequipa
Docente: L. Defilippi

Curso de actualización sobre protección radiológica en radiodiagnóstico médico

Fecha: 30-31.10.2010
Lugar: Arequipa
Docente L. Defilippi

Curso de seguridad radiológica en medicina nuclear

Fecha: 30–31.10.2010
Lugar: Arequipa
Docente: L. Defilippi

Curso de actualización sobre seguridad radiológica en medicina nuclear

Fecha: 30–31.10.2010
Lugar: Arequipa
Docente: L. Defilippi

Curso de protección radiológica en radiodiagnóstico médico

Fecha: 6–7.11.2010
Lugar: Clínica Tataje. Ica
Docente: J. Condori

Curso de seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)

Fecha: 9–11.11.2010
Lugar: Sociedad Minera Cerro Verde. Arequipa
Docente: E. Medina F.

Curso de seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)

Fecha: 13.11.2010
Lugar: G & S Servicios de Ingeniería. Cajamarca
Docente: J. Condori

Curso de protección radiológica en radiodiagnóstico**médico**

Fecha: 13–14.11.2020
Lugar: Hospital Belén de Trujillo
Docente: B. García

Curso de seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)

Fecha: 14.11.2010
Lugar: Concel EIRL. Cajamarca
Docente: J. Condori

Curso de seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)

Fecha: 20.11.2010
Lugar: ANYPSA Perú SAC. Lima
Docente: G. Lázaro

Curso de radiofarmacia

Fecha: 19–21.11.2020
Lugar: Hospital Nacional Carlos Alberto Seguín Escobedo de Arequipa. Arequipa
Docentes: E. Aliaga, R. Koga

Curso de seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (Densímetros)

Fecha: 26.11.2010
Lugar: Cia. Minera Condestable SAA. Cañete, Lima
Docente: E. Medina F.

Curso de seguridad radiológica en el uso de equipos de rayos x no médicos (control de bultos o equipajes)

Fecha: 18.12.2101
Lugar: Superintendencia Nacional de Administración Tributaria (SUNAT). Callao
Docente: J. Condori

Curso de seguridad radiológica en el uso de medidores nucleares (densímetros)

Fecha: 20–21.12.2010
Lugar: Minera Yanacocha S.R.L. Cajamarca
Docente: E. Medina F.

Curso de ultrasonido nivel I

Fecha: 27–30.12.2010
Lugar: Servicios Industriales de la Marina S.A. (SIMACH). Chimbote, Ancash
Docente: R. Visurraga

F.3 Conferencias desarrolladas en el Centro Superior de Estudios Nucleares (CSEN)**Aspectos regulatorios en centrales nucleares**

Fecha: 6.01.2010
Expositor: Hugo Cárdenas

Ciencias exactas: Química

Fecha: 6.01.2010
Expositor: Eduardo Montoya

Estudios de los ácidos grasos y esteroides de 11 líquenes del departamento de Junín-Perú

Fecha: 6.01.2010
Expositores: O. Castro, M. Molina, A. Pastor, R. Zelada, M. Rojas, G. Ávila

Estudio de los compuestos químicos del aceite esencial de la fruta *Morinda citrifolia linneo (Noni)*

Fecha: 6.01.2010
Expositores: O. Acha de la Cruz, I. Collantes, Z. Garay

Estudio químico de la planta medicinal *Datura Sanguinea R.*

Fecha: 6.01.2010
Expositores: V. Reyna, E. Cóndor

Estudio químico de los tallos de *Cinchona pubescens Vahl*

Fecha: 6.01.2010

Expositores: K. Loayza, E. Córdor, B. de Oliveira, V. Reyna

Aislamiento de carotenoides por hidrólisis enzimática de sus ésteres con ácidos grasos, desde oleorresinas

Fecha: 6.01.2010

Expositores: E. Neira, C. Forje, K. Bravo

Aprendizaje basado en problemas (ABP) en el curso de electromagnetismo en la Escuela Profesional de Ingeniería de Sistemas de la UNMSM

Fecha: 6.01.2010

Expositores: L. Vilcapoma, L. Salazar, V. Francisco, F. Sánchez

Ciencias exactas: Física

Fecha: 6.01.2010

Expositor: Bartelemey D'ans

Método rápido para la determinación del índice de actividad de materiales puzolánicos

Fecha: 6.01.2010

Expositores: C. Zanabria, R. Gilvonio, C. Miranda, L. Abad, J. Solís

Propagación de las partículas alfa en Fe y Al: Simulación con dinámica molecular

Fecha: 6.01.2010

Expositores: J. Rojas, M. Montoya

Efecto de la sustitución parcial de Sn por metales 3D en la transición de fase de primer orden de ligas Heusler NiMnSn

Fecha: 06/01/2010

Expositores: C. López, E. Passamani, F. Araujo

Mn- and Gd-doping of the wide-gap semiconductor gan: Effect on the magnetic and electrical transport properties

Fecha: 6.01.2010

Expositor: Amílcar Bedoya

Estudio experimental y numérico de la fuerza de levitación magnética en superconductores de alta temperatura crítica

Fecha: 6.01.2010

Expositor: Elmer Saavedra

La entropía de intercambio en transiciones magneto-estructurales de primer orden

Fecha: 6.01.2010

Expositor: J. C. P. Campoy

Montaje y calibración de un SQUID superconducting quantum interference device GMD-PPG-Física/UFSCAR

Fecha: 6.01.2010

Expositor: Ricky N. Burgos

Diseño óptimo de un filtro tipo iris de guía de onda en el rango de microondas usando FDTD y un algoritmo genético

Fecha: 6.01.2010

Expositores: C. J. Solano, Glen Rodríguez

Ciencias básicas: Matemáticas

Fecha: 7.01.2010

Expositor: Eduardo Montoya

Dispersión acústica por una superficie aleatoria continuamente diferenciable pero con tangente fractal

Fecha: 7.01.2010

Expositores: J. Inga de la Cruz, Mark Thompson

Fabricación y caracterización de sensores de gas natural (GN) y gas licuado de petróleo (GLP) basados en nanopartículas de ZnO

Fecha: 7.01.2010

Expositores: Robert Paria, Alcides López, José Solís

Linearización suave puntos fijos hiperbólicos

Fecha: 7.01.2010

Expositor: José Bravo

Estudio del efecto de manganeso, cobre y cromo en las propiedades mecánicas en el desarrollo del electrodo AWS SFA5.5: E11018M

Fecha: 7.01.2010

Expositor: Luis Cáceres

Síntesis, propiedades estructurales y de magneto-transporte de nanocristales de $\text{La}_{0.8}\text{Ba}_{0.2}\text{MnO}_3$

Fecha: 7.01.2010

Expositores: J. L. Clabel, V.A. Rivera, C.A. Cardoso

Especial sobre avances del nanosatélite Chasqui-I de la Universidad Nacional de Ingeniería

Fecha: 7.01.2010

Expositor: Héctor Bedón

Satélite de investigación en la UNI Chasqui-I

Fecha: 7.01.2010

Expositor: Héctor Bedón

Módulo de la estación terrena del proyecto Chasqui-I

Fecha: 7.01.2010

Expositor: Glen Rodríguez

Módulo de potencia y control térmico del Chasqui-I

Fecha: 7.01.2010

Expositor: Fernando Huamán

Sistema de adquisición de imágenes del Chasqui-I

Fecha: 7.01.2010

Expositor: Germán Comina

Estructura mecánica del nanosatélite de investigación académica Chasqui-I

Fecha: 7.01.2010

Expositor: Edwin Abregú

Módulo sistema de determinación y control de actitud

Fecha: 7.01.2010

Expositor: Elizabeth Villota

Módulo de comunicaciones

Fecha: 7.01.2010

Expositor: Daniel Díaz

Módulo de control central y manejo de información

Fecha: 7.01.2010

Expositor: José Oviden

Módulo de órbitas

Fecha: 7.01.2010

Expositor: Edgar Vidalón

Plan de emergencias en el reactor RP-0

Fecha: 18.01.2010

Expositor: Emilio Veramendi

Funciones del IPEN y responsabilidad social

Fecha: 18.01.2010

Expositor: Edgard Medina F.

Seguridad radiológica operacional en el uso de medidores nucleares portátiles

Fecha: 21.01.2010

Expositor: Edgard Medina F.

Nano-materiales: Algunos resultados experimentales y aplicaciones

Fecha: 4.02.2010

Expositor: R. Pujada

Irradiación de alimentos

Fecha: 11.02.2010

Expositor: Johnny Vargas

Samarium 153 EDTMP como alternativa en la paliación de dolor óseo metastásico

Fecha: 11.02.2010

Expositor: Rossana Morales

Detectors for the future of x-ray imaging

Fecha: 23.02.2010

Expositor: David Bergston

Protección radiológica operacional en el uso de medidores nucleares

Fecha: 25.02.2010

Expositor: Edgar Medina F.

Utilización del sistema de cálculo Monteburns en el Centro de Desarrollo de Tecnología Nuclear -CDTN del CNEN

Fecha: 4.03.2010

Expositor: Hugo Dalle

Reglamento de seguridad radiológica aplicado a radiodiagnóstico médico

Fecha: 9.03.2010

Expositor: Carlos Ampuero

Videoconferencia Acuerdo tripartito Argentina-Brasil-Perú

Fecha: 9.03.2010

Expositor: IPEN-CNEA-CNEN

Estudios de dispersión de neutrones en superconductores no convencionales

Fecha: 11.03.2010

Expositor: Jorge Gavilano

Conceptos generales sobre reactores nucleares dirigidos a oficiales de alto mando de la FAP

Fecha: 12.03.2010

Expositor: Edgard Medina F.

Reglamento de seguridad radiológica aplicado a radiodiagnóstico médico

Fecha: 16.03.2010

Expositor: Rossana Morales

Reglamento de seguridad radiológica aplicado a radiodiagnóstico médico

Fecha: 23.03.2010

Expositor: Régulo Visurraga

Reglamento de seguridad radiológica aplicado a radiodiagnóstico médico

Fecha: 30.03.2010

Expositor: Edgard Medina F.

Organización y proyección del IPEN

Fecha: 7.04.2010

Expositor: Edgard Medina F.

Programa DAT y DATOL

Fecha: 9.10.04.2010

Expositor: Margarita Nuñez

El IPEN y la sociedad

Fecha: 22.04.2010

Expositor: Edgard Medina F.

Control radiológico operacional en el uso de medidores nucleares

Fecha: 22.04.2010

Expositor: Edgard Medina F.

Cooperación técnica del OIEA con el Perú

Fecha: 23.04.2010

Expositor: Alberto Montano

Ingeniería, diseño y análisis de reactores nucleares

Fecha: 29.04.2010

Expositor: Cristian Gálvez

Cooperación técnica con el OIEA

Fecha: 3.05.2010

Expositor: Carmina Jiménez

Contribución de la tecnología nuclear en salud

Fecha: 4.05.2010

Expositor: Pilar Orellana

Organización Panamericana de la Salud: Estrategia de cooperación técnica con Perú

Fecha: 4.05.2010

Expositor: Ramón Granados

Red nacional en hidrología isotópica

Fecha: 4.05.2010

Expositor: Luis Toro

Manejo de aguas subterráneas

Fecha: 4.05.2010

Expositor: Luis Toro

Física médica y dosimetría

Fecha: 4.05.2010

Expositor: Federico Gutt

Evaluación de la seguridad radiológica áreas temáticas de seguridad (TSA'S)

Fecha: 5.05.2010

Expositor: Raúl Ramírez

Representación de la FAO en el Perú

Fecha: 5.05.2010

Expositor: Fabiola Bernardo

Introducción a las técnicas de isótopos estables en nutrición

Fecha: 5.05.2010

Expositor: Christine Slater

Actividades del OIEA en cáncer y radioterapia, foco en América Latina

Fecha: 5.05.2010

Expositor: Eduardo Rosenblatt

Infraestructura en seguridad radiológica para un efectivo y sostenible control sobre las fuentes de radiación

Fecha: 5.05.2010

Expositor: K. Mrabit

La experiencia Argentina en su decisión de optar por la energía nuclear, incluyendo el apoyo recibido por el OIEA en la temática

Fecha: 6.05.2010

Expositor: Francisco Rey

Evaluación comparativa de opciones de suministro de energía usando el modelo Message

Fecha: 6.05.2010

Expositor: Juan Ávila

Cooperación técnica en el desarrollo de recursos naturales y manejo sostenible del medio ambiente

Fecha: 6.05.2010

Expositor: Thomas Pauls

Cooperación técnica del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) en Perú para el banco de tejidos

Fecha: 20.05.2010
Expositor: Emma Castro

Capacitación en el banco de tejidos de la Transplant Services Foundation (TSF) de Barcelona. Perspectivas futuras en Perú

Fecha: 20.05.2010
Expositor: Nancy Pérez

Establecimiento de una unidad de válvulas cardíacas en banco de tejidos

Fecha: 20.05.2010
Expositor: Renán Peña

Protección radiológica operacional en el uso de medidores nucleares

Fecha: 3.06.2010
Expositor: Edgard Medina F.

Aplicación de la energía nuclear, la ciencia en el desarrollo social

Fecha: 8.06.2010
Expositor: Mariano Vela

Calificación y certificación de personal en Ensayos no Destructivos

Fecha: 17.06.2010
Expositor: Régulo Visurraga

Protección radiológica operacional en medicina nuclear

Fecha: 18.06.2010
Expositor: Edgard Medina F.

Seguridad radiológica en el reactor RP-0

Fecha: 24.06.2010
Expositor: Emilio Veramendi

Respuesta médica ante eventos maliciosos que involucren materiales radiactivos

Fecha: 15.07.2010
Expositor: Germán Mendoza

Propuesta de la norma técnica peruana del banco de tejidos

Fecha: 4.08.2010
Expositores: IPEN, H. Loayza, EsSalud, FFAA.

Desinfección e influencia de bencil aminopurina (BAP) y ácido naftalen acético (ANA) en la multiplicación in vitro de *Perezia coeruleascens Wedd.* planta medicinal altoandina

Fecha: 4.08.2010
Expositores: Percy Olivera, Carmen Tamariz, Marcel Gutiérrez

Replicación del ADN en la bacteria *E. coli* es discontinua

Fecha: 4.08.2010
Expositores: Luciana Amado

Efecto subletal del fipronil en el desenvolvimiento de las ovas de *Oncorhynchus mykiss* "Trucha arco iris"

Fecha: 4.08.2010
Expositores: José Lannacone, Christian Paredes, Lorena Alvarino

Rol de las cátedras CONCYTEC, la empresa y los parques tecnológicos en el desarrollo regional

Fecha: 5.08.2010
Expositor: Augusto Mellado

El programa de ciencia y tecnología Perú - BID**(FINCYT)**

Fecha: 5.08.2010
Expositor: Julio Cavero

Cátedra CONCYTEC, demandas para fortalecer el nexo entre universidad, empresa y gobierno regional

Fecha: 5.08.2010
Expositores: L. Alfaro, R. Herrera, W. Estrada, A. Verdi, J. Villanueva, W. Alama, D. Gutiérrez

Parques tecnológicos: Puentes entre academia y mercado

Fecha: 5.08.2010
Expositores: F. Calienes, V. Huanambal, W. Ipanaqué, E. Ismodes

Información sobre sismos

Fecha: 12.08.2010
Expositor: Lourdes Gómez

Actualización de la norma sobre radiografía industrial

Fecha: 25.08.2010
Expositor: OTAN-IPEN

Videoconferencia sobre contratos petroleros y análisis financiero

Fecha: 8-23.09.2010
Expositor: OLADE

Luces extremas de los THZ a los rayos X duros

Fecha: 22.09.2010
Expositor: Jean Pierre

Charla sobre seguridad radiológica operacional en el uso de medidores nucleares

Fecha: 23.09.2010
Expositor: Edgard Medina F.

El láser: 50 años de descubrimiento y aplicaciones

Fecha: 23.09.2010
Expositor: Carmen Gonzáles

Tácticas de intervención en emergencias radiológicas

Fecha: 28.09.2010
Expositores: Udo Schemellenkamp (Bomberos sin Fronteras de Francia)

Segundo encuentro de periodistas y divulgadores científicos del Perú

Fecha: 29.10.2010
Expositor: CEPLAN

Ciencia, tecnología, innovación y propiedad intelectual

Fecha: 15.10.2010
Expositores: E. Collado, J. Chau, L. Destéfano, E. Ismodes, R. Caballero, R. Neff

Radiofarmacia

Fecha: 5.10.2010
Expositor: Jorge Herrera

Conversatorio sobre prospección y calidad del agua y aire

Fecha: 12.10.2010
Expositores: Jacinto Valencia, Fabián Vargas

Plataforma agua y energía para el desarrollo sostenible

Fecha: 12.10.2010
Expositor: CEPLAN

Videoconferencia sobre auditorias energéticas CAPEV 12 - OLADE

Fechas: 8-24.11.2010
Expositor: OLADE

Proyecto OIEA - IPEN RLA 5 051

Fecha: 15.11.2010
Expositor: G. Dercón

Complementación geoeconómica Perú - Brasil

Fecha: 16.11.2010
Expositor: CEPLAN

Patrón de desarrollo económico y social

Fecha: 7.12.2010
Expositor: CEPLAN

Videoconferencia análisis de modelos de planeamiento energético

Fecha: 7.12.2010
Expositor: OLADE

Actividades del centro atómico Bariloche

Fecha: 9.12.2010
Expositor: Francisco Leszczynski

Videoconferencia sobre auditorías energéticas CAPEV 12

Fechas: 13-15.12.2010
Expositor: OLADE

Veintidós años del Centro Nuclear RACSO

Fecha: 16.12.2010
Expositor: Agustín Zuñiga

Los computadores cuánticos y las tecnologías cuánticas del futuro

Fecha: 16.12.2010
Expositor: Enrique Solano

Protección radiológica operacional en medidores nucleares portátiles

Fecha: 16.12.2010
Expositor: Edgard Medina F.

G. Programas de entrenamiento, talleres, cursos y becas en el extranjero

Agustin Zuñiga Gamarra (IPEN)
Curso regional sobre marketing y gestión de calidad para servicios orientados al cliente basadas en las técnicas e instalaciones de los reactores de investigación

Lugar : Bogotá, Colombia
Período : 18-22.01.2010
Apoyo : OIEA

Silvia Vásquez Atachagua (IPEN)
International workshop on bioinformatics caribbean training programme on bioinformatics: Application of structural and computational biology in biomedical sciences

Lugar : Trinidad y Tobago
Período : 18-30.01.2010
Apoyo : OIEA

Carlos Barreda Tamayo (IPEN)
Reunión sobre el marco gubernamental y regulador. Parte I (responsabilidad, funciones y estructura gobierno & autoridad reguladora, filosofía y cuestiones reguladoras)

Lugar : Santiago de Chile, Chile
Período : 25-29.01.2010
Apoyo : OIEA

Marco Munive Sánchez (IPEN)
Reunión sobre el marco gubernamental y regulador. Parte I (responsabilidad, funciones y estructura gobierno & autoridad reguladora, filosofía y cuestiones reguladoras)

Lugar : Santiago de Chile, Chile
Período : 25-29.01.2010
Apoyo : OIEA

María Díaz Palacios (IPEN)
Curso regional sobre emplazamiento, licencia, diseño y construcción de una instalación de acondicionamiento y almacenamiento temporal de desechos radiactivos

Lugar : Bogotá D.C., Colombia
Período : 25-29.01.2010
Apoyo : OIEA

Walter Cruz Choquehuanca (IPEN)
Curso regional sobre emplazamiento, licencia, diseño y construcción de una instalación de acondicionamiento y almacenamiento temporal de desechos radiactivos

Lugar : Bogotá D.C., Colombia
Período : 25-29.01.2010
Apoyo : OIEA

José Gonzales Benavides (Instituto Especializado de Salud del Niño)

Visita científica dentro del Proyecto RLA/6/064: Uso de técnicas nucleares para enfrentar los problemas de malnutrición en América Latina y el Caribe (ARCAL CX)

Lugar : Quito, Ecuador
Período : 25-30.01.2010
Apoyo : OIEA

Manuel Castro Vicente (IPEN)
Visita científica dentro del Proyecto PER/6/016: Mejoramiento del manejo de cáncer y enfermedades cardíacas a través de la instalación de un ciclotrón y la implementación de la tomografía por emisión de positrones en la práctica clínica

Lugar : Navarra, España (Universidad de Navarra)
Período : 25.01-5.02.2010
Apoyo : OIEA

Edgar Valdivia Zeballos (IPEN)
Visita científica dentro del Proyecto PER/6/016: Mejoramiento del manejo de cáncer y enfermedades cardíacas a través de la instalación de un ciclotrón y la implementación de la tomografía por emisión de positrones en la práctica clínica

Lugar : Navarra, España (Universidad de Navarra)
Período : 25.01-5.02.2010
Apoyo : OIEA

Luz Gómez Pando (Universidad Nacional Agraria La Molina-UNALM)

Curso regional de capacitación sobre métodos de screening *in vitro* e *in vivo* para la selección de mutantes derivados tolerantes a la sequía

Lugar : Cali, Colombia
Período : 1-5.02.2010
Apoyo : OIEA

Enoc Mamani Humpiri (IPEN)
Taller sobre la instalación y uso del láser LGR para hidrología isotópica

Lugar : Viena, Austria
Período : 1-5.02.2010
Apoyo : OIEA

Carlos Sebastián Calvo (IPEN)
Reunión final de coordinación del proyecto RLA/8/042: aplicación de la tecnología nuclear para la optimización de los procesos industriales y para la protección ambiental (ARCAL XCIII)

Lugar : Santo Domingo, República Dominicana

Período : 15-19.02.2010

Apoyo : OIEA

Patricia Bedregal Salas (IPEN)

Segunda reunión de coordinación del Proyecto RLA/2/014: Mejoramiento de la calidad analítica a través de capacitación en aseguramiento de la calidad, pruebas de proficiencia y certificación de materiales de referencia matrices usando técnicas analíticas nucleares y relacionadas en América Latina (ARCAL XCVII)

Lugar : México D.F., México

Período : 16-18.02.2010

Apoyo : OIEA

Alberto Montano Chuqui (IPEN)

Taller Regional sobre megapuertos iniciativa para los países de América Latina y el Caribe

Lugar : Santo Domingo, República Dominicana

Período : 8-12.02.2010

Apoyo : OIEA

José Espinoza Babilón (Universidad Peruana Cayetano Heredia-UPCH)

Reunión final de coordinación del Proyecto RLA/5/049: Control Integrado de la Fascioliasis en América Latina

Lugar : La Paz, Bolivia

Período : 22-25.02.2010

Apoyo : OIEA

Amanda Chávez Velásquez (Universidad Nacional Mayor de San Marcos-UNMSM)

Reunión final de coordinación del Proyecto RLA/5/049: Control Integrado de la Fascioliasis en América Latina

Lugar : La Paz, Bolivia

Período : 22-25.02.2010

Apoyo : OIEA

María Santiago Echevarría (IPEN)

I Curso sobre profesionalización del empleo público

Lugar : Madrid, España

Período : 1-12.03.2010

Apoyo : Recursos propios

Leonardo Rafael Mazzini (Hospital Nacional Arzobispo Loayza)

Capacitación sobre banco de tejidos en el Perú

Lugar : Monte

Período : 1-26.03.2010

Apoyo : OIEA

Ana María Chávez Sernaque (Universidad de Piura)

Capacitación en el Centro de Estudios y Experimentación de Obras Públicas a cargo del CIEMAT

Lugar : Madrid, España

Período : 1-26.03.2010

Apoyo : OIEA

Gerardo Lázaro Moreyra (IPEN)

Visita científica al Instituto de la Autoridad Reguladora Nuclear, Centro Atómico Ezeiza

Lugar : Buenos Aires, Argentina

Período : 2-7.03.2010

Apoyo : OIEA

Emilio Veramendi Leyva (IPEN)

Reunión Regional sobre el estado de arte de los sistemas de instrumentación y control de reactores de investigación

Lugar : San Carlos de Bariloche, Argentina

Período : 8-12.03.2010

Apoyo : OIEA

Arturo Ramón Vicente (IPEN)

Reunión Regional sobre el estado de arte de los sistemas de instrumentación y control de reactores de investigación

Lugar : San Carlos de Bariloche, Argentina

Período : 8-12.03.2010

Apoyo : OIEA

Ever Cifuentes Noreña (IPEN)

Reunión Regional sobre el estado de arte de los sistemas de instrumentación y control de reactores de investigación

Lugar : San Carlos de Bariloche, Argentina

Período : 8-12.03.2010

Apoyo : OIEA

Gustavo Sarria Bardales (Instituto Nacional de Enfermedades Neoplásicas-INEN)

Reunión regional de coordinadores de Proyecto RLA/6/068: Mejora de la garantía de calidad en radioterapia en la región de América Latina

Lugar : Montevideo, República Oriental del Uruguay

Período : 15-19.03.2010

Apoyo : OIEA

Alex Chaname Abad (Hospital Edgardo Rebagliati Martins-EsSalud)

Curso regional de capacitación sobre control de calidad de la instrumentación en medicina nuclear

Lugar : Montevideo, República Oriental del Uruguay

Período : 15-19.03.2010

Apoyo : OIEA

Luis Monteverde del Valle (Pescan Perú)

I Curso regional de capacitación en PET/CT

Lugar : Montevideo, República Oriental del Uruguay

Período : 15-19.03.2010

Apoyo : OIEA

Arlene García Raimondi (Hospital Edgardo Rebagliati Martins-EsSalud)

I Curso regional de capacitación en PET/CT

Lugar : Montevideo, República Oriental del Uruguay

Período : 15-19.03.2010

Apoyo : OIEA

Carlos Barreda Tamayo (IPEN)

Taller sobre cooperación técnica de la región América Latina y el Caribe: Gestión basada en resultados

Lugar : Ciudad de Guatemala, Guatemala

Período : 22-26.03.2010

Apoyo : OIEA

Alberto Montano Chuqui (IPEN)

Taller sobre cooperación técnica de la región América Latina y el Caribe: Gestión basada en resultados

Lugar : Ciudad de Guatemala, Guatemala

Período : 22-26.03.2010

Apoyo : OIEA

Milagros Hoyle Vega (Hospital Nacional Dos de Mayo)

Curso regional de postgrado sobre protección radiológica y seguridad en el uso de las fuentes radiactivas

Lugar : Buenos Aires, Argentina

Período : 29.03-17.09.2010

Apoyo : OIEA

Ángel Rodríguez Horna (Hospital Belén de Trujillo)

Curso regional de postgrado sobre protección radiológica y seguridad en el uso de las fuentes radiactivas

Lugar : Buenos Aires, Argentina
 Período : 29.03–17.09.2010
 Apoyo : OIEA

Walter Cruz Choquehuanca (IPEN)
Curso regional de postgrado sobre protección radiológica y seguridad en el uso de las fuentes radiactivas

Lugar : Buenos Aires, Argentina
 Período : 29.03–17.09.2010
 Apoyo : OIEA

Roxana Ventocilla Reaño (Servicio Nacional de Sanidad Agraria-SENASA)
Capacitación en el Instituto Nacional de Investigación y Tecnología Agraria y Alimentaria

Lugar : Madrid, España
 Período : 5.04–5.06.2010
 Apoyo : OIEA

Gerardo Maghella Seminario (IPEN)
Capacitación en el Instituto de Energía Nuclear de Brasil

Lugar : Sao Paulo, Brasil
 Período : 1–30.04.2010
 Apoyo : OIEA

Alberto Machado Mayuri (Clínica Ricardo Palma)
Reunión de protección radiológica en gastroenterología

Lugar : Montevideo, República Oriental del Uruguay
 Período : 8–10.04.2010
 Apoyo : OIEA

Ana María Paulini (Universidad de Piura)
2010 Ground water summit and 2010 Ground water protection council spring meeting

Lugar : Denver, Estados Unidos de América
 Período : 11–15.04.2010
 Apoyo : OIEA

Santiago Ticona Toalino (IPEN)
Curso regional de capacitación sobre actos criminales o no autorizados que involucren materiales nucleares o radiactivos

Lugar : Rio de Janeiro, Brasil
 Período : 12–16.04.2010
 Apoyo : OIEA

Javier Zavala Sullac (Servicio Nacional de Sanidad Agraria-SENASA)
Curso regional de capacitación sobre actos criminales o no autorizados que involucren materiales nucleares o radiactivos

Lugar : Rio de Janeiro, Brasil
 Período : 12–16.04.2010
 Apoyo : OIEA

Iván Gutiérrez Martínez (Servicio Nacional de Sanidad Agraria-SENASA)
Curso regional de capacitación sobre actos criminales o no autorizados que involucren materiales nucleares o radiactivos

Lugar : Rio de Janeiro, Brasil
 Período : 12–16.04.2010
 Apoyo : OIEA

Eusebio Núñez Gutiérrez (Hospital Goyeneche de Arequipa)

Curso regional de capacitación sobre actos criminales o no autorizados que involucren materiales nucleares o radiactivos

Lugar : Rio de Janeiro, Brasil
 Período : 12–16.04.2010

Apoyo : OIEA

Marco Espinoza Zevallos (IPEN)
Técnica de Condensación de los Cromosomas Prematuros inducidos Químicamente (PCC)

Lugar : Buenos Aires, Argentina
 Período : 12–16.04.2010
 Apoyo : OIEA

María Sánchez Carbonel (Hospital Edgardo Rebagliati Martins-EsSalud)

Curso de Actualización para Tecnólogos en Radioterapia

Lugar : Santiago de Chile, Chile
 Período : 12–16.04.2010
 Apoyo : OIEA

Magaly Torres Salhuana (Hospital Nacional Carlos Alberto Seguí Escobedo de Arequipa)

Curso de Actualización para Tecnólogos en Radioterapia

Lugar : Santiago de Chile, Chile
 Período : 12–16.04.2010
 Apoyo : OIEA

Dante Velásquez Capuñay (Instituto Nacional de Enfermedades Neoplásicas-INEN)

Curso de Actualización para Tecnólogos en Radioterapia

Lugar : Santiago de Chile, Chile
 Período : 12–16.04.2010
 Apoyo : OIEA

Jessica Perea Pavón (Instituto Nacional de Enfermedades Neoplásicas-INEN)

Curso de Actualización para Tecnólogos en Radioterapia

Lugar : Santiago de Chile, Chile
 Período : 12–16.04.2010
 Apoyo : OIEA

Juan Ávila López (IPEN)
Encuentro regional sobre evaluación comparativa de opciones de suministro de energía usando el modelo Message

Lugar : Santiago de Chile, Chile
 Período : 12–23.04.2010
 Apoyo : OIEA

Víctor Altamirano (PETROPERU)

Encuentro regional sobre evaluación comparativa de opciones de suministro de energía usando el modelo Message

Lugar : Santiago de Chile, Chile
 Período : 12–23.04.2010
 Apoyo : OIEA

Renán Ramírez Quijada (IPEN)

Taller regional sobre la revisión de las normas básicas internacionales de seguridad para la protección contra la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación (NBS)

Lugar : Rio de Janeiro, Brasil
 Período : 13–15.04.2010
 Apoyo : OIEA

Oscar Baltuano Elías (IPEN)

Curso regional de capacitación para la actualización de controladores lógicos programables (PLCs)

Lugar : Buenos Aires, Argentina
 Período : 19–23.04.2010
 Apoyo : OIEA

María Velásquez Campos (Instituto Nacional de Enfermedades Neoplásicas-INEN)

Primera reunión de coordinación del Proyecto RLA/6/061

Lugar : Viena, Austria
 Período : 19–23.04.2010
 Apoyo : OIEA

Regulo Visurraga Sosa (IPEN)

Curso regional de capacitación sobre ensayos de radiografía industrial nivel II bajo la forma ISO-9712

Lugar : Sao Paulo, Brasil
 Período : 3–14.05.2010
 Apoyo : OIEA

Alberto Salazar Ccarhuarupay (IPEN)

Curso regional sobre sistemas de gestión de reactores (RLA/0/037-002)

Lugar : Sao Paulo, Brasil
 Período : 3–7.05.2010
 Apoyo : OIEA

Roberto Giol Sanders (IPEN)

Curso regional sobre sistemas de gestión de reactores (RLA/0/037-002)

Lugar : Sao Paulo, Brasil
 Período : 3–7.05.2010
 Apoyo : OIEA

Edwin Acevedo Toralva (Hospital Guillermo Almenara-EsSalud)

Reunión regional sobre protección radiológica ocupacional en la práctica médica

Lugar : San José, Costa Rica
 Período : 3–7.05.2010
 Apoyo : OIEA

Germán Mendoza Pérez (IPEN)

Curso sobre respuesta médica a actos maliciosos que involucren materiales radiactivos

Lugar : Viena, Austria
 Período : 10–14.05.2010
 Apoyo : OIEA

Marco Ubillus Namihias (IPEN)

Taller regional sobre experimentos de trazadores para calibrar y validar modelos de calidad de la superficie del agua

Lugar : Pocos de Caldas, Brasil
 Período : 17–21.05.2010
 Apoyo : OIEA

José Maguiña León (IPEN)

Taller regional sobre experimentos de trazadores para calibrar y validar modelos de calidad de la superficie del agua

Lugar : Pocos de Caldas, Brasil
 Período : 17–21.05.2010
 Apoyo : OIEA

Eduardo Montoya Rossi (IPEN)

II Reunión de coordinación del proyecto coordinado de investigación sobre aplicación de técnicas de análisis por activación neutrónica a muestras arqueológicas

Lugar : Delf, Holanda
 Período : 17–21.05.2010
 Apoyo : OIEA

Ada Rodríguez O'Donnell (Instituto Nacional de Salud del Niño)

Visita científica al Centro de Investigación en Alimentación y Desarrollo A.C. (CIAD, A.C.)

Lugar : Hermosillo, México
 Período : 24–28.05.2010
 Apoyo : OIEA

Emma Castro Gamero (IPEN)

Primera Reunión de Coordinación del Contrato de Investigación 16111/PER

Lugar : Viena, Austria
 Período : 24–28.05.2010
 Apoyo : OIEA

Iván Llamas Montoya (IPEN)

Taller sobre sinergia entre seguridad nuclear y seguridad física de reactores de investigación

Lugar : Viena, Austria
 Período : 31.05–4.06.2010
 Apoyo : OIEA

Carlos Barreda Tamayo (IPEN)

XI Reunión ordinaria del órgano técnico de coordinación (OCTA) de ARCAL

Lugar : Bávaro, República Dominicana
 Período : 7–11.06.2010
 Apoyo : OIEA

Johnny Vargas Rodríguez (IPEN)

Curso sobre dosimetría de alta tasa de dosis para el procesamiento industrial por radiación

Lugar : Buenos Aires, Argentina
 Período : 14–8.06.2010
 Apoyo : OIEA

Emma Castro Gamero (IPEN)

Segunda reunión de coordinación del Proyecto RLA76/062: Consolidación de banco de tejidos en América Latina y esterilización de injertos utilizando radiaciones

Lugar : Cartago, Costa Rica
 Período : 25.06–1.07.2010
 Apoyo : OIEA

Manuel Castro Vicente (IPEN)

Reunión para elaborar el informe de resultados sobre la situación actual y las tendencias para el uso de radioisótopos y radiofármacos en la región

Lugar : La Habana, Cuba
 Período : 14–18.06.2010
 Apoyo : OIEA

Yuri Ravello Ratzemberg (IPEN)

Curso regional de capacitación sobre control reglamentario en las prácticas médicas

Lugar : La Habana, Cuba
 Período : 14–18.06.2010
 Apoyo : OIEA

Germán Cáceres Vivanco (IPEN)

Curso regional de capacitación sobre control reglamentario en las prácticas médicas

Lugar : La Habana, Cuba
 Período : 14–18.06.2010
 Apoyo : OIEA

José Gonzales Benavides (Instituto Especializado de Salud del Niño)

Curso regional de capacitación sobre evaluación del gasto energético total y actividad física usando técnicas nucleares (RLA/6/064)

Lugar : La Habana, Cuba
 Período : 14–18.06.2010
 Apoyo : OIEA

Diana Aranda Pariasca (Instituto Tecnológico Pesquero-ITP)

Curso regional de capacitación sobre la determinación de los contaminantes inorgánicos (Metales pesados) en peces y moluscos

Lugar : Buenos Aires, Argentina
 Período : 28.06–8.07.2010

Apoyo : OIEA

Miguel Tiellacuri Carbajal (IPEN)

Curso básico de capacitación profesional en seguridad nuclear

Lugar : Daejeon, Corea

Período : 28.06–9.07.2010

Apoyo : OIEA

Orlando Lucas Aguirre (Servicio Nacional de Sanidad Agraria-SENASA)

Reunión regional FAO/OIEA sobre implementación de un sistema de diagnóstico para evaluar el impacto de contaminación de pesticidas en alimentos y en compartimentos ambientales

Lugar : Melbourne, Australia

Período : 4–16.07.2010

Apoyo : OIEA

Paola Guerrero León (Hospital Santa Rosa)

Curso de capacitación en prevención de cáncer

Lugar : Rockville. EE.UU

Período : 12.07–6.08.2010

Apoyo : OIEA

Constantino León Benites (IPEN)

Curso regional de capacitación sobre clausura de reactores de investigación y otras instalaciones nucleares pequeñas

Lugar : Santiago de Chile, Chile

Período : 19–23.07.2010

Apoyo : OIEA

Walter Cruz Choquehuanca (IPEN)

Curso regional de capacitación sobre clausura de reactores de investigación y otras instalaciones nucleares pequeñas

Lugar : Santiago de Chile, Chile

Período : 19–23.07.2010

Apoyo : OIEA

Pablo Mendoza Hidalgo (IPEN)

Taller regional sobre evaluación e interpretación estadística de los datos de monitoreo del Proyecto RLA/2/013

Lugar : Montevideo, Uruguay

Período : 26–31.07.2010

Apoyo : OIEA

Rubén Rojas Molina (IPEN)

II Reunión intermedia de coordinadores del Proyecto RLA/0/038

Lugar : Viena, Austria

Período : 9–13.08.2010

Apoyo : OIEA

Lucía Távora Espinoza (Universidad de Piura)

Beca de capacitación en la Universidad Nacional de Mar del Plata

Lugar : Mar de Plata, Argentina

Período : 9–13.08.2010

Apoyo : OIEA

Ever Cifuentes Noreña (IPEN)

Curso regional de capacitación sobre protección física de materiales e instalaciones nucleares

Lugar : Río de Janeiro, Brasil

Período : 16–21.08.2010

Apoyo : OIEA

Carlos Galván Regalado (IPEN)

Curso regional de capacitación sobre protección física de materiales e instalaciones nucleares

Lugar : Río de Janeiro, Brasil

Período : 16–21.08.2010

Apoyo : OIEA

Agustín Urcia Medina (IPEN)

Curso regional de capacitación sobre protección física de materiales e instalaciones nucleares

Lugar : Río de Janeiro, Brasil

Período : 16–21.08.2010

Apoyo : OIEA

Emilio Veramedi Leyva (IPEN)

Curso regional de capacitación sobre protección física de materiales e instalaciones nucleares

Lugar : Río de Janeiro, Brasil

Período : 16–21.08.2010

Apoyo : OIEA

Luis Zapata Arias (IPEN)

Curso regional de capacitación sobre protección física de materiales e instalaciones nucleares

Lugar : Río de Janeiro, Brasil

Período : 16–21.08.2010

Apoyo : OIEA

Juan Ávila López (IPEN)

Reunión subregional para analizar escenarios demanda de energía (MAED) y opciones suministro de energía (MESSAGE) para la región andina

Lugar : Quito, Ecuador

Período : 30.08–3.09.2010

Apoyo : OIEA

Víctor Altamirano (PETROPERU)

Reunión subregional para analizar escenarios demanda de energía (MAED) y opciones suministro de energía (MESSAGE) para la región andina

Lugar : Quito, Ecuador

Período : 30.08–3.09.2010

Apoyo : OIEA

Paola Mendoza Santayana (Instituto Nacional de Enfermedades Neoplásicas-INEN)

Curso regional sobre el manejo multidisciplinario del cáncer cérvico uterino

Lugar : Ciudad de Guatemala, Guatemala

Período : 30.08–1.09.2010

Apoyo : OIEA

Oscar Barriga Tantalean (Instituto Nacional de Enfermedades Neoplásicas-INEN)

Curso regional sobre el manejo multidisciplinario del cáncer cérvico uterino

Lugar : Ciudad de Guatemala, Guatemala

Período : 30.08–1.09.2010

Apoyo : OIEA

Miriam Tames Apontes (Servicio Nacional de Sanidad Agraria-SENASA)

Curso regional de capacitación sobre la determinación de los contaminantes orgánicos en peces y moluscos

Lugar : Santiago de Chile, Chile

Período : 30.08–10.09.2010

Apoyo : OIEA

José Márquez Pachas (Instituto Nacional de Enfermedades Neoplásicas-INEN)

Reunión regional para evaluar los resultados de la realización de los ejercicios sobre lecciones aprendidas y matriz de riesgo referidos a la prevención de accidentes en radioterapia

Lugar : La Habana, Cuba

Período : 6–10.09.2010

Apoyo : OIEA

Emilio Veramedi Leyva (IPEN)

Curso regional de postgrado sobre seguridad nuclear

Lugar : Buenos Aires, Argentina
 Período : 20.09–10.12.2010
 Apoyo : OIEA

Miguel Tiellacuri Carbajal (IPEN)

Curso regional de postgrado sobre seguridad nuclear

Lugar : Buenos Aires, Argentina
 Período : 20.09–10.12.2010
 Apoyo : OIEA

Tomás Vicente O'Higgins (Instituto Especializado de Salud del Niño)

Curso regional de capacitación sobre protección radiológica y optimización en pediatría y embarazo

Lugar : México D.F., México
 Período : 27.09–1.10.2010
 Apoyo : OIEA

Kathy Garate Camacho (Instituto Nacional Materno Perinatal)

Curso regional de capacitación sobre protección radiológica y optimización en pediatría y embarazo

Lugar : México D.F., México
 Período : 27.09–1.10.2010
 Apoyo : OIEA

Carlos Babiche Fuentes (IPEN)

Curso de capacitación sobre sistemas de contabilidad y control de materiales nucleares

Lugar : Moscú, Rusia
 Período : 27.09–8.10.2010
 Apoyo : OIEA

Renán Ramírez Quijada (IPEN)

Taller sobre control de fuentes radiactivas

Lugar : Río de Janeiro, Brasil
 Período : 27.09–1.10.2010
 Apoyo : OIEA

Julio Villanueva Rivera (IPEN)

Reunión subregional relativa a la gestión y coordinación de información sobre seguridad física

Lugar : Montevideo, Uruguay
 Período : 28.09–1.10.2010
 Apoyo : OIEA

Bernardo Vizcarra Ladrón de Guevara (Instituto Nacional de Enfermedades Neoplásicas-INEN)

Curso regional de capacitación sobre la transición de la radioterapia 2D a la radioterapia 3D y su tecnología

Lugar : Buenos Aires, Argentina
 Período : 3–7.10.2010
 Apoyo : OIEA

Marco Espinoza Zevallos (IPEN)

Reunión regional sobre herramientas prácticas para preparación y respuesta a emergencias nucleares y radiológicas del Proyecto RLA/9/061

Lugar : Medellín, Colombia
 Período : 4–8.10.2010
 Apoyo : OIEA

Marco Munive Sánchez (IPEN)

Reunión regional sobre herramientas prácticas para preparación y respuesta a emergencias nucleares y radiológicas del Proyecto RLA/9/061

Lugar : Medellín, Colombia
 Período : 4–8.10.2010
 Apoyo : OIEA

Renán Ramírez Quijada (IPEN)

Reunión regional de coordinación y planificación del Proyecto RLA/9/064

Lugar : Medellín, Colombia
 Período : 5–9.10.2010
 Apoyo : OIEA

Tony Benavente Alvarado (IPEN)

Reunión regional de coordinación del Proyecto RLA/9/067

Lugar : Medellín, Colombia
 Período : 6–8.10.2010
 Apoyo : OIEA

Víctor Corahua Muñante (IPEN)

Primer Congreso Latinoamericano IRPA

Lugar : Medellín, Colombia
 Período : 11–15.10.2010
 Apoyo : OIEA

Eduardo Medina Gironzini (IPEN)

Primer Congreso Latinoamericano IRPA

Lugar : Medellín, Colombia
 Período : 11–15.10.2010
 Apoyo : OIEA

Ignacio Benavent Trullenque (Universidad de Piura)

Reunión final de coordinación del Proyecto RLA8/041

Lugar : Guayaquil, Ecuador
 Período : 11–15.10.2010
 Apoyo : OIEA

Juan Ávila López (IPEN)

Reunión/taller de capacitación complementaria a la capacitación por medios electrónicos sobre Message

Lugar : Viena, Austria
 Período : 11–15.10.2010
 Apoyo : OIEA

César Pizarro Castro (IPEN)

Reunión-taller de capacitación complementaria a la capacitación por medios electrónicos sobre Message

Lugar : Viena, Austria
 Período : 11–15.10.2010
 Apoyo : OIEA

Iván Llamas Montoya (IPEN)

Seminario Internacional sobre Elementos de la Seguridad Nuclear

Lugar : Illinois, EE.UU
 Período : 11–22.10.2010
 Apoyo : OIEA

Susana Gonzales Villalobos (IPEN)

Reunión Regional de coordinación del Proyecto RLA/9/066

Lugar : Medellín, Colombia
 Período : 18–21.10.2010
 Apoyo : OIEA

José Osoreo Rebaza (IPEN)

Reunión de coordinadores y en el IV Taller interregional de la Red Iberoamericana de Laboratorios de Contaminantes Radiactivos en Alimentos (RILARA)

Lugar : México D.F., México
 Período : 18–23.10.2010
 Apoyo : OIEA

Carlos Ampuero Flores (IPEN)

Reunión regional sobre política y estrategia nacional en materia de gestión de desechos radiactivos en el marco del Proyecto RLA/9/062

Lugar : Medellín, Colombia
 Período : 18–22.10.2010

Apoyo : OIEA

Regulo Visurraga Sosa (IPEN)

Curso regional de capacitación sobre partículas magnéticas y líquidos penetrantes. Nivel II

Lugar : Sao Paulo, Brasil

Período : 18–23.10.2010

Apoyo : OIEA

Ángel Revilla Silva (IPEN)

Programa de capacitación en la esfera de reactores de investigación

Lugar : Buenos Aires, Argentina

Período : 18.10–17.12.2010

Apoyo : OIEA

Gustavo Medina Gironzini (Unidad de Desactivación de Explosivos (UDEX) - Policía Nacional del Perú)

Seminario regional sobre combate al tráfico ilícito de material nuclear

Lugar : Bogotá, Colombia

Período : 19–22.10.2010

Apoyo : OIEA

William Alfaro Rodríguez (Unidad de Desactivación de Explosivos (UDEX) - Policía Nacional del Perú)

Seminario regional sobre combate al tráfico ilícito de material nuclear

Lugar : Bogotá, Colombia

Período : 19–22.10.2010

Apoyo : OIEA

Julio Santos Gonzales (IPEN)

Curso regional práctico de capacitación sobre calibración de instrumentos de trabajo utilizando equipos de referencia incluyendo cálculo de incertidumbres asociadas

Lugar : Buenos Aires, Argentina

Período : 25–29.10.2010

Apoyo : OIEA

Judith Carrión Zuñiga (Hospital Guillermo Almenara-EsSalud)

Curso regional de capacitación sobre protección radiológica aplicada a la práctica de la medicina nuclear

Lugar : México D.F., México

Período : 25–29.10.2010

Apoyo : OIEA

Alberto Montano Chuqui (IPEN)

Taller sobre procedimientos de notificación de emergencia y asistencia Técnica (ENATOM)

Lugar : Viena, Austria

Período : 27–29.10.2010

Apoyo : OIEA

Renán Ramírez Quijada (IPEN)

Simposio de salvaguardias “Preparación para futuros desafíos de verificación”

Lugar : Viena, Austria

Período : 1–5.11.2010

Apoyo : OIEA

José Félix Caballero (IPEN)

Implementación de un sistema de adquisición de cinética inversa en el RP-10

Lugar : Buenos Aires, Argentina

Período : 1–30.11.2010

Apoyo : OIEA

Jasmin Hurtado Custodio (Universidad Peruana Cayetano Heredia)

Reunión final del Proyecto RLA/2/013: Estudios de correlación entre la deposición atmosférica y los

problemas sanitarios en América Latina: Biomonitorio de la contaminación ambiental

Lugar : México D.F., México

Período : 8–11.11.2010

Apoyo : OIEA

José Solís Véliz (IPEN)

Taller sobre el uso de los datos nucleares en las técnicas de análisis

Lugar : Trieste, Italia

Período : 8–12.11.2010

Apoyo : OIEA

Gerardo Maghella Seminario (IPEN)

Curso regional de capacitación sobre usos de radionucleidos ambientales para estimar erosión y asesorar sobre medidas de conservación de suelos

Lugar : Valdivia, Chile

Período : 8–19.11.2010

Apoyo : OIEA

Mónica Vivanco Montoya (IPEN)

Curso regional de capacitación sobre usos de radionucleidos ambientales para estimar erosión y asesorar sobre medidas de conservación de suelos

Lugar : Valdivia, Chile

Período : 8–19.11.2010

Apoyo : OIEA

Mardo Mendoza Jorgechagua (Ministerio de Energía y Minas)

Escuela OIEA/CIFT sobre gerencia en el campo nuclear

Lugar : Trieste, Italia

Período : 8–26.11.2010

Apoyo : OIEA

Jorge Condori Ccari (IPEN)

Curso de capacitación sobre el manejo del equipo espectrómetro Láser LGR para determinar O-8 y H-2

Lugar : Viena, Austria

Período : 22–27.11.2010

Apoyo : OIEA

Alberto Montano Chuqui (IPEN)

Taller sobre procedimientos de notificación de emergencia y asistencia técnica (ENATOM)

Lugar : Viena, Austria

Período : 26–30.11.2010

Apoyo : OIEA

Olgger Anaya Garro (IPEN)

Curso regional de entrenamiento en el uso del modelo Wasp IV

Lugar : Montevideo, Uruguay

Período : 29.11–10.12.2010

Apoyo : OIEA

Alfredo Sausa Cornejo (Ministerio de Energía y Minas)

Curso regional de entrenamiento en el uso del modelo Wasp IV

Lugar : Montevideo, Uruguay

Período : 29.11–10.12.2010

Apoyo : OIEA

Constantino León Benites (IPEN)

Curso regional sobre caracterización radiológica y dispensa de desechos y estructuras asociadas a instalaciones nucleares pequeñas

Lugar : La Habana, Cuba

Período : 29.11–3.12.2010

Apoyo : OIEA

Walter Cruz Choquehuana (IPEN)

Curso regional sobre caracterización radiológica y dispensa de desechos y estructuras asociadas a instalaciones nucleares pequeñas

Lugar : La Habana, Cuba

Período : 29.11–3.12.2010

Apoyo : OIEA

Walter Navarro Murgueito (Hospital Nacional Arzobispo Loayza)

Curso regional de capacitación para la operación de banco de tejidos. Primera fase: Curso virtual, Segunda fase: Curso presencial

Lugar : Buenos Aires, Argentina

Período : 29.11–3.12.2010

Apoyo : OIEA

Marco Munive Sánchez (IPEN)

Reunión del comité permanente del programa extrapresupuestal sobre seguridad nuclear y radiológica en Iberoamérica

Lugar : Montevideo, República Oriental del Uruguay

Período : 29.11–3.12.2010

Apoyo : OIEA

Iván Llamas Montoya (IPEN)

Reunión regional del comité de seguridad de reactores de investigación

Lugar : Ciudad de Ocoyoacac, México

Período : 6–10.12.2010

Apoyo : OIEA

Alberto Montano Chuqui (IPEN)

Reunión regional para oficiales de gobierno sobre el marco legal internacional y legislación nacional en material nuclear

Lugar : Viena, Austria

Período : 6–10.12.2010

Apoyo : OIEA

Mónica Vivanco Montoya (IPEN)

Curso regional de capacitación sobre irradiación de productos y validación del proceso

Lugar : México D.F., México

Período : 6–10.12.2010

Apoyo : OIEA

Eduardo Medina Gironzini (IPEN)

Reunión técnica sobre desarrollo de una red global en seguridad nuclear

Lugar : Viena, Austria

Período : 6–10.12.2010

Apoyo : OIEA

Yuri Ravello Ratzdnberg (IPEN)

Taller de seguimiento del proyecto sobre recomendaciones de seguridad en radioterapia (Matriz de riesgo)

Lugar : México D.F., México

Período : 6–10.12.2010

Apoyo : OIEA

José Castro Palomino (IPEN)

Curso regional de capacitación sobre sistema nacional de contabilidad y control de materiales nucleares

Lugar : Santiago de Chile, Chile

Período : 6–17.12.2010

Apoyo : OIEA

Edgard Ovalle Saldarriaga (IPEN)

Curso regional de capacitación sobre sistema nacional de contabilidad y control de materiales nucleares

Lugar : Santiago de Chile, Chile

Período : 6–17.12.2010

Apoyo : OIEA

Regulo Visurraga Sosa (IPEN)

Curso regional de capacitación sobre pruebas de ultrasonido (UT): Nivel II

Lugar : Sao Paulo, Brasil

Período : 6–17.12.2010

Apoyo : OIEA

Héctor Luis Villacorta (SIMA – PERU)

Curso regional de capacitación sobre pruebas de ultrasonido (UT): Nivel II

Lugar : Sao Paulo, Brasil

Período : 6–17.12.2010

Apoyo : OIEA

H. Programas de entrenamiento y cursos organizados por el IPEN-OIEA en Perú

Edwin Ventura Chuquipul (Ministerio del Ambiente-MINAM)

Taller regional de desarrollo e implementación de un modelo conceptual de calidad de agua

Lugar : Lima, Perú

Período : 15–19.03.2010

Organización: OIEA-IPEN

Lázaro Fajardo Vargas (Ministerio de Salud-MINSA)

Taller regional de desarrollo e implementación de un modelo conceptual de calidad de agua

Lugar : Lima, Perú

Período : 15–19.03.2010

Organización: OIEA-IPEN

Luz Baca Gutiérrez (Dirección General de Salud Ambiental-DIGESA)

Taller regional de desarrollo e implementación de un modelo conceptual de calidad de agua

Lugar : Lima, Perú

Período : 15–19.03.2010

Organización: OIEA-IPEN

Patricia Bedregal Salas (IPEN)

Taller regional de desarrollo e implementación de un modelo conceptual de calidad de agua

Lugar : Lima, Perú

Período : 15–19.03.2010

Organización: OIEA-IPEN

Rubén Rojas Molina (IPEN)

Seminario-Taller: Energy model building for Perú. Ministerio de Energía y Minas

Lugar : Lima, Perú

Período : 17–21.05.2010

Organización: OIEA-IPEN

Luis Defilippi Sánchez (IPEN)

Curso regional de capacitación sobre mantenimiento y control de calidad de cámaras gamma Siemens ECAM

Lugar : Lima, Perú

Período : 6–10.09.2010

Organización: OIEA-IPEN

José Paez Apolinario (IPEN)

Curso regional de capacitación sobre mantenimiento y control de calidad de cámaras gamma Siemens ECAM

Lugar : Lima, Perú

Período : 6–10.09.2010

Organización: OIEA-IPEN

Edgar Valdivia Zeballos (IPEN)

Curso regional de capacitación sobre mantenimiento y control de calidad de cámaras gamma Siemens ECAM

Lugar : Lima, Perú
Período : 6–10.09.2010
Organización: OIEA-IPEN

Alexander Cárdenas Solano (Clínica Ricardo Palma)
Curso regional de capacitación sobre mantenimiento y control de calidad de cámaras gamma Siemens ECAM

Lugar : Lima, Perú
Período : 6–10.09.2010
Organización: OIEA-IPEN

José Ballón Aguedo (Hospital Regional Honorio Delgado de Arequipa)

Curso regional de capacitación sobre mantenimiento y control de calidad de cámaras gamma Siemens ECAM

Lugar : Lima, Perú
Período : 6–10.09.2010
Organización: OIEA-IPEN

Edgar Valdivia Zeballos (IPEN)
Curso sobre mantenimiento en PET/CT

Lugar : Lima, Perú
Período : 11–15.10.2010
Organización: OIEA-IPEN

Mario Mallaupoma Gutiérrez (IPEN)
Reunión intermedia de coordinación del Proyecto RLA/9/065

Lugar : Lima, Perú
Período : 1–5.11.2010
Organización: OIEA-IPEN

I. Estancias y pasantías a investigadores extranjeros

Alexi Omar Cedeño Santamaria (Panamá)
Visita Científica
Sede : Servicio Nacional de Sanidad Agraria (SENASA)
Período : 14–25.06.2010

Getulio Alberto Nuñez Atencio (Panamá)
Visita Científica
Sede : Servicio Nacional de Sanidad Agraria (SENASA)
Período : 14–25.06.2010

Rosa Marisol Castillo Solís (Panamá)
Visita Científica
Sede : Servicio Nacional de Sanidad Agraria (SENASA)
Período : 14–25.06.2010

Edgar Gómez Villalba (Bolivia)
Programa de capacitación en la esfera de fitotecnia y fitogenética
Sede : Universidad Nacional Agraria La Molina
Período : 4.10–3.12.2010

Kenia Adela Ramos Espinoza (Cuba)
Capacitación en la esfera de aplicación de isótopos y radiaciones en biología y en medio ambiente
Sede : Centro Nuclear RACSO (IPEN)
Período : 6.11–15.12.2010

J. Proyectos financiados por el Organismo Internacional de Energía Atómica a través

del Acuerdo Regional para la Cooperación en América Latina (ARCAL)

J.1 Proyectos nacionales para el bienio 2009-2011

PER/0/023 **Mejoramiento y fortalecimiento del desarrollo de recursos humanos y apoyo a la tecnología nuclear**
Coordinador: Edgard Medina Flores (IPEN)

PER/4/023 **Modernización y mejoramiento de la utilización del reactor RP-10**
Coordinador: Olgger Anaya Garro (IPEN)

PER/6/016 **Mejoramiento del manejo del cáncer y enfermedades cardíacas a través de la instalación de un ciclotrón y la implementación de la tomografía por emisión de positrones en la práctica clínica**
Coordinador: Manuel Castro Vicente (IPEN)

J.2 Proyectos regionales

RLA/0/040 **Formación de capacidades para el desarrollo de energía sostenible (Fase II)**
Coordinador: Juan Avila López

RLA/3/009 **Fortalecimiento de la infraestructura para la gestión de residuos radiactivos en los países de América Latina y el Caribe**
Coordinador: Mario Mallaupoma Gutiérrez

RLA/3/010 **Mejora regional de las técnicas de prospección, explotación y producción de concentrado de uranio teniendo en cuenta los problemas ambientales**
Coordinador: Jacinto Valencia Herrera

RLA/9/061 **Fortalecimiento de sistemas nacionales para la preparación y respuesta a emergencias nucleares y radiológicas**
Coordinador: Santiago Regalado Campaña

RLA/9/062 **Fortalecimiento de la infraestructura nacional y marco regulatorio para la gestión segura de residuos radiactivos en los países de América Latina**
Coordinador: Carlos Ampuero Flores

RLA/9/063 **Desarrollo de recursos humanos en la esfera de la seguridad física nuclear**
Coordinador: Santiago Regalado Campaña

RLA/9/064 **Fortalecimiento de las infraestructuras reglamentarias nacionales para el control de las fuentes de radiación**
Coordinador: Renán Ramírez Quijada

RLA/9/065 **Apoyo a la infraestructura de protección radiológica a través de la educación y entrenamiento**
Coordinador: Edgard Medina Flores

RLA/9/066 **Fortalecimiento y actualización de capacidades técnicas para la protección de la salud y seguridad de trabajadores ocupacionalmente expuesto a las radiaciones ionizantes**
Coordinadora: Susana Gonzáles Villalobos

RLA/9/067 **Aseguramiento de la protección radiológica de pacientes durante exposiciones médicas**
Coordinador: Tony Benavente Alvarado

J.3 Proyectos regionales ARCAL

RLA/0/037 Apoyo al incremento sostenible en el uso de reactores de investigación en la región de América Latina y el Caribe mediante el establecimiento de redes de trabajo, intercambio de experiencias, preservación de conocimiento y capacitación de recursos humanos. (ARCAL CXIX)
Coordinador: Ivan Llamas Montoya (IPEN)

RLA/0/038 Apoyo a la introducción de la energía nuclear (ARCAL XCV)
Coordinadores: Carlos Barreda Tamayo / Alberto Montano Chuqui (IPEN)

RLA/0/039 Creación de una red latinoamericana para colaboración y educación en medicina nuclear. (ARCAL CXX)
Coordinador: Roque Cano Pérez (IPEN)

RLA/0/042 Acuerdo regional para el fortalecimiento del programa regional latinoamericano. (ARCAL XCVI)
Coordinador: Alberto Montano Chuqui (IPEN)

RLA/2/014 Mejoramiento de la calidad analítica a través de capacitación en aseguramiento de la calidad, pruebas de proficiencia y certificación de materiales de referencia matrices usando técnicas analíticas nucleares y relacionadas en América Latina. (ARCAL XCVII)
Coordinadora: Patricia Bedregal Salas

RLA/3/007 Desarrollo de una conversión costo efectiva de cascos para el almacenaje a largo plazo de combustibles gastados en un reactor de investigación. (ARCAL XCVIII)
Coordinador: Constantino León Benites (IPEN)

RLA/4/022 Actualización de conocimiento, introducción de nuevas técnicas y mejoramiento de la calidad de las actividades de instrumentación nuclear. (ARCAL XCIX)
Coordinador: Edgar Valdivia Zeballos (IPEN)

RLA/5/051 Uso de radionúclidos ambientales como indicadores de degradación de tierras en América Latina, el Caribe y en ecosistemas antárticos. (ARCAL C)
Coordinador: Ruben Rojas Molina (IPEN)

RLA/5/053 Implementación de un sistema de diagnóstico para evaluar el impacto de contaminación por pesticidas en alimentos y compartimientos ambientales en la región de América Latina y el Caribe. (ARCAL CII)
Coordinador: Orlando Lucas Aguirre (Servicio Nacional de Sanidad Agraria-SENASA)

RLA/5/054 Aseguramiento de la seguridad en alimentos marítimos en América Latina y el Caribe a través de un programa regional de monitoreo de contaminantes en moluscos y pescados. (ARCAL CIII)
Coordinador: Manuel Osoreo Rebaza (IPEN)

RLA/5/055 Establecimiento de una red de laboratorios latinoamericanos de referencia para el análisis de sustancias farmacológicamente activas y contaminantes en alimentos de origen animal. (ARCAL CIV)
Coordinador: Orlando Lucas Aguirre (Servicio Nacional de Sanidad Agraria-SENASA)

RLA/5/056 Mejoramiento de granos en América Latina a través de mutaciones inducidas. (ARCAL CV)
Coordinadora: Luz Gómez Pando (Universidad Nacional Agraria La Molina-UNALM)

RLA/6/061 Capacitación y actualización de conocimiento en física médica. (ARCAL CVII)
Coordinadora: María Velásquez Campos (Instituto Nacional de Enfermedades Neoplásicas-INEN)

RLA/6/062 Consolidación de banco de tejidos en América Latina y esterilización de injertos utilizando radiaciones. (ARCAL CVIII)
Coordinadora: Emma Castro Gamero (IPEN)

RLA/6/063 Mejoramiento del manejo de enfermedades cardíacas y de pacientes de cáncer mediante el fortalecimiento de técnicas de medicina nuclear en la región de América Latina y el Caribe. (ARCAL CIX)
Coordinador: Gustavo Sarria Bardales (Instituto Nacional de Enfermedades Neoplásicas-INEN)

RLA/6/064 Utilización de técnicas nucleares para abordar la doble carga de la malnutrición en América Latina y el Caribe. (ARCAL XC)
Coordinador: José Gonzales Benavides (Instituto Especializado de Salud del Niño)

RLA/6/065 Fortalecimiento del aseguramiento de la calidad en medicina nuclear. (ARCAL CXI)
Coordinadora: Rosanna Morales Guzmán-Barrón (IPEN)

RLA/6/068 Mejoramiento del aseguramiento de la calidad en radioterapia en la región de América Latina. (ARCAL CXIV)
Coordinador: Gustavo Sarria Bardales (Instituto Nacional de Enfermedades Neoplásicas-INEN)

RLA/7/013 Uso de técnicas nucleares para determinar la contaminación en el siglo XX, historia y fuentes recientes de contaminación en el pacífico y zonas costeras del atlántico y de los países de América Latina. (ARCAL CXV)
Coordinador: Julio Santiago Contreras (IPEN)

RLA/8/044 Establecimiento de un programa regional de armonización para la calificación y certificación de personal y de infraestructura usada en sistemas para pruebas no destructivas, estructuras y componentes. (ARCAL CXVII)
Coordinador: Regulo Visurraga Sosa (IPEN)

RLA/8/046 Establecimiento de control de calidad para los procesos de irradiación industrial. (ARCAL CXVIII)
Coordinador: Marco Linares Agüero (IPEN)

K. Misiones de Expertos

K.1 Expertos nacionales en misión

Nombre : Mario Mallaupoma
Procedencia : IPEN (Perú)
Tema : **Economical impact produced in cases of denial of shipments of radioactive material. In: International Conference on the 5th Meeting of the International Steering Committee on Denial of Shipments of Radioactive Material**
Lugar : Sede OIEA
Fecha : 25-26.02.2010

Nombre : Mario Mallaupoma Gutiérrez
 Procedencia : IPEN (Perú)
 Tema : **Una nueva estructura para resolver los problemas de rechazos y retrasos de expediciones de material radiactivo según la perspectiva del OIEA**

Lugar : Medellín, Colombia
 Fecha : 11-15.10.2010

Nombre : Emma Castro Gamero
 Procedencia : IPEN (Perú)
 Tema : **Elaboración de una versión actualizada y en español del “Código de Prácticas para la Esterilización por Irradiación de Tejidos Humanos para uso Clínico: Requisitos para la Validación y Control de Rutina”. Primera Reunión de Expertos**

Lugar : Cartago, Costa Rica
 Fecha : 21-24.06.2010

K.2 Expertos extranjeros en Perú

Nombre : Odair Diaz Goncalvez (Brasil)
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 06.01.2010
 Tema : **Discusión de un MoU para la producción y comercialización de ⁹⁹Mo**

Nombre : Carlos Gho (Argentina)
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 06.01.2010
 Tema : **Discusión de un MoU para la producción y comercialización de ⁹⁹Mo**

Nombre : Pablo Cristini (Argentina)
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 06.01.2010
 Tema : **Discusión de un MoU para la producción y comercialización de ⁹⁹Mo**

Nombre : Juan Carlos Furnari (Argentina)
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 06.01.2010
 Tema : **Discusión de un MoU para la producción y comercialización de ⁹⁹Mo**

Nombre : Diana Páez Gutiérrez
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 18-23.01.2010
 Tema : **Asesoría en la implementación del Proyecto Ciclotrón**

Nombre : Enrique Estrada
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 18-23.01.2010
 Tema : **Asesoría en la implementación del Proyecto Ciclotrón**

Nombre : Iván Gonzáles Vega
 Fecha : 18-23.01.2010
 Tema : **Asesoría en la implementación del Proyecto Ciclotrón**

Nombre : Mario Marengo
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 1-6.02.2010
 Tema : **Dictado curso Física Médica**

Nombre : Hugo Moura Dalle
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 22.02-5.03.2010
 Tema : **Asesoría en uso de códigos Origen y Monteburn**

Nombre : Sandor Tarjan

Procedencia : OIEA
 Fecha : 16-19.03.2010
 Tema : **Revisión de las mediciones gamma a través de procedimientos analíticos**

Nombre : Daniel Cicerone (Argentina)
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 15-19.03.2010
 Tema : **Oficial Técnico del Taller regional de desarrollo e implementación de un modelo conceptual de calidad de agua**

Nombre : Paula Sánchez Proaño (Argentina)
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 15-19.03.2010
 Tema : **Oficial Técnico del Taller regional de desarrollo e implementación de un modelo conceptual de calidad de agua**

Nombre : Carmina Jiménez
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 12-16.04.2010
 Tema : **Asesoría para la formulación del Marco Programático Nacional**

Nombre : Cristhian Gálvez (EE.UU.)
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 12-30.04.2010
 Tema : **Asesoría sobre aplicaciones Código RELAPS**

Nombre : Margarita Núñez (Uruguay)
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 9-11.04.2010
 Tema : **Asesoría en temas de capacitación en medicina nuclear**

Nombre : Jesus Reyes Flores
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 01.05.10-08.05.10
 Tema : **Asesoría para la formulación del Marco Programático Nacional**

Nombre : Carmina Jiménez
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 1-7.05.2010
 Tema : **Asesoría para la formulación del Marco Programático Nacional**

Nombre : Victoriano Gutt Blanco
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 2-7.05.2010
 Tema : **Asesoría para la formulación del Marco Programático Nacional**

Nombre : Luis Toro Espitia
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 2-8.05.2010
 Tema : **Asesoría para la formulación del Marco Programático Nacional**

Nombre : María Poitevin Chacón (México)
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 3-8.05.2010
 Tema : **Asesoría para la formulación del Marco Programático Nacional**

Nombre : Carmen del Pilar Orellana (Chile)
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 1-7.05.2010
 Tema : **Asesoría para la formulación del Marco Programático Nacional**

Nombre : Juan Antonio Casas
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 12-14.05.2010

Tema : **Evaluación del programa de cooperación técnica OIEA-Perú**

Nombre : Jozep Marti Climent
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 13-20.05.2010
 Tema : **Nuevas Tecnologías PET-CT**

Nombre : Emiliano Buis (Argentina)
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 31.05.100
 Tema : **Curso sobre control del tráfico de materiales de uso dual**

Nombre : Dwaine Brown (EE.UU.)
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 14-18.06.2010
 Tema : **Repatriación de fuentes radiactivas usadas a los EE.UU.**

Nombre : Billy Terrazas (EE.UU.)
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 14-18.06.2010
 Tema : **Repatriación de fuentes radiactivas usadas a los EE.UU.**

Nombre : Michael Strosinski (EE.UU.)
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 20-23.07.2010
 Tema : **Programa de seguridad física IPEN-SNL**

Nombre : Manuel Castillo Rodríguez (España)
 Fecha : 16.08-3.09.2010
 Tema : **Dictado curso Física de Radiodiagnóstico**

Nombre : Juan Osorio Deliz (Cuba)
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 6-10.09.2010
 Tema : **Curso mantenimiento cámaras gamma**

Nombre : Inés Torino Araoz (Argentina)
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 18-21.10.2010
 Tema : **Dictado curso Message**

Nombre : Bayou Tesmegeer
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 18.10.10
 Tema : **Misión de salvaguardias**

Nombre : A. Chaid
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 19.10.10
 Tema : **Misión de salvaguardias**

Nombre : Manfred Strubegger (Austria)
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 24-30.10.2010
 Tema : **Dictado curso avanzado Message**

Nombre : Sergio Mosconi (Argentina)
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 11-15.10.2010
 Tema : **Dictado curso mantenimiento de un ciclotrón para ingenieros**

Nombre : Ericka Watson (EE.UU.)
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 29.11-2.12.2010
 Tema : **Asesoría relacionada con el Programa GTRI**

Nombre : Raymond Greenberg (EE.UU.)
 Procedencia : OIEA

Fecha : 29.11.10-02.12.10
 Tema : **Asesoría relacionada con el Programa GTRI**

Nombre : Dyrk Greenhalgh (EE.UU.)
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 29.11-2.12.2010
 Tema : **Asesoría relacionada con el Programa GTRI**

Nombre : Francisco Leszczynski (Argentina)
 Procedencia : OIEA
 Fecha : 29.11-17.12.2010
 Tema : **Asesoría en la aplicación de códigos MCNP en el RP-10**

L. Proyectos de investigación concursados

Investigador : Juan Carlos Agapito Panta
 Proyecto : **Identificación del polimorfismo genético de Nramp-1 TLR2 y TLR4 y su asociación con resistencia a enfermedades en alpacas (*Vicugna pacos*), para incrementar la ventaja competitiva de la industria alpaquera local**
 Fuente : Proyectos de Investigación en Ciencia y Tecnología (PROCYT), Subvenciones para Proyectos de Innovación Tecnológica (PROCOM) y Subvenciones para Proyectos de Transferencia y Extensión Tecnológica (PROTEC) - 2010
 Monto: S/. 30 000

Investigador : Julio Santiago Contreras
 Proyecto : **Hidrogeles de quitosano, obtenidos de plumas de pota, como sistema de liberación controlada de principios activos de aceites esenciales y extractos de planta medicinales en el tratamiento de úlceras y heridas**
 Fuente : Proyectos de Investigación en Ciencia y Tecnología (PROCYT), Subvenciones para Proyectos de Innovación Tecnológica (PROCOM) y Subvenciones para Proyectos de Transferencia y Extensión Tecnológica (PROTEC) - 2010
 Monto: S/. 30 000

Investigador : José Solís Veliz
 Proyecto : **Síntesis y caracterización del compuesto fibra de algodón - nanopartículas de CuO con propiedades antimicrobianas y fungicidas**
 Fuente : Proyectos de Investigación en Ciencia y Tecnología (PROCYT), Subvenciones para Proyectos de Innovación Tecnológica (PROCOM) y Subvenciones para Proyectos de Transferencia y Extensión Tecnológica (PROTEC) - 2010
 Monto: S/. 30 000

Índice de Autores

A

Acevedo Moisés	43
Airas Rosa	13
Aliaga Eleazar	127
Alvarado Paul	55
Anaya Aurelio	159
Arias Pablo	80
Arrieta Rolando	69,74,140

B

Baca Luz	13
Baltuano Oscar	8,24,167
Bedregal Patricia	8,13,24
Benavente Tony	133,137
Benites María	12

C

Caballero José	119,127
Calzado Joan	171
Canaza Dionisio	69,74
Cano Roque	113
Castillo Walter	152
Castro Emma	103
Cavero Luis	119
Cifuentes Ever	179,185
Cohen Isaac	8,24
Colonia Roberto	59
Comina Germán	171
Condori Jorge	100,107,201
Cruz Walter	36
Cunya Eduardo	36,179

F

Fajardo Walter	13
Félix José	74

G

Gago Javier	43,49
Giol Roberto	74,140
Gómez Mónica	59
González Susana	159,193
Greenwich Raúl	3

H

Hernández Yuri	167
Honorio Josseline	113
Huatay Luis	119

J

Jara Raúl	159
-----------	-----

K

Koga Roberto	119,127
--------------	---------

L

Lázaro Gerardo	147,155,206
León Kety	43,49,59,185
López Alcides	43,49
López Cecilia	113
López Edith	159

M

Maghella Gerardo	92,96,107,201
Maguiña José	89,96,100,107,201
Mallaupoma Mario	152,198
Mamani Enoc	89,100,107,201
Martínez Jorge	107,159
Medina Edgard	198
Mendoza Miguel	179
Mendoza Pablo	8,13,24 ,31,167
Miranda Jesús	80
Montoya Eduardo	8,13,24 ,31,167
Montoya Modesto	20
Morales Rosanna	113
Morote Mario	119

N

Naupa Alexander	63
Novoa Carlos	119

O

Olivera Paula	3
Osores José	159,
Otero Manuel	119,123,127
Ovalle Edgard	69,74

P

Páez José	80
Pita Carlos	198

R

Ramón Arturo	69
Ramos Bertha	123,127
Ramos Fernando	74,140
Ramos Víctor	43
Robles Anita	123

Rojas Enrique	133,137	V	
Rojas Justo	20	Valdivia Edgard	179
Rojas Rubén	92	Valencia Jacinto	89,96,100
Romero Carlos	20	Vargas Johnny	103,
S		Vela Mariano	74,140
Salazar Alberto	69,74,140	Veramendi Emilio	69,74
Santiago Julio	43	Vivanco Mónica	92,96,103
Santos Julio	185,188	Y	
Sebastián Carlos	201	Yamunaqué Jessica	206
Solís José	43,49,55,59,63,171	Z	
U		Zapata Luis	74,140,152
Ubillús Marco	13,		
Urcia Agustín	69,74,140		



Informe Científico Tecnológico 2010 por Antonio Prado, Julio Santiago, José Solís, Edith López, Eds. se distribuye bajo una [Licencia Creative Commons Atribución-NoComercial-SinDerivar 4.0 Internacional](https://creativecommons.org/licenses/by-nc-nd/4.0/).