

Veinte años de protección radiológica en el reactor nuclear RP-10

Alejandro Zapata*, Fernando Ramos, Rolando Arrieta, Mariano Vela

Instituto Peruano de Energía Nuclear, Av. Canadá 1470, San Borja
Apartado postal 1687, Lima 41, Perú

Resumen

En este reporte se presentan la evaluación y resultados de los controles radiológicos del personal ocupacionalmente expuesto, realizados desde el año 1990 al 2010 en el reactor nuclear RP-10 del Centro Nuclear de Huarangal. De los resultados obtenidos en el monitoreo y controles radiológicos, se concluye que en ningún caso se ha superado los límites permitidos por la Autoridad Reguladora Peruana. La dosis efectiva promedio anual de los trabajadores ocupacionalmente expuestos fue aproximadamente de 2 mSv. En el análisis de agua del circuito primario de refrigeración no se encontró trazas de productos de fisión, lo que indica la integridad de los elementos combustibles.

Twenty years of radiological protection in the RP-10 nuclear reactor

Abstract

This report presents the results of the evaluation and radiological controls for the occupationally exposed personnel, conducted from 1990 to 2010 in the RP-10 nuclear reactor at Nuclear Center in Huarangal. From the results of radiological monitoring and controls, it is concluded that in no case has exceeded the limits allowed by the Peruvian Regulatory Authority. The average annual effective dose was about 2 mSv for the occupationally exposed personnel. In the water analysis no traces of primary fission products were found, indicating the integrity of the fuel elements.

1. Introducción

La aplicación de técnicas de prevención y limitación de riesgos constituyen la base de la protección radiológica y de la seguridad nuclear que permiten utilizar y aplicar las radiaciones en forma controlada con el mínimo riesgo [1] que comparativamente a otras actividades humanas se ha logrado sea inferior.

Es importante destacar que las técnicas de prevención y de limitación de riesgos aplicadas a la tecnología nuclear no solo satisfacen las exigencias del marco laboral, sino que se extienden y aplican también para la protección del público, lo que la distingue de otros tipos de prevención del ámbito estrictamente laboral [2].

En el reactor nuclear peruano de investigación RP-10 [3] se proyectó un sistema de protección para evitar la aparición de efectos determinísticos, manteniendo la dosis por debajo de umbrales y asegurar que se tomen todas las medidas razonables para reducir la probabilidad de inducción de efectos estocásticos [4].

En este trabajo se resume la metodología empleada para la medición de los riesgos radiológicos asociados con la utilización del

RP-10 y tiene como antecedente un informe técnico presentado el año 1997 [5] y utiliza los valores registrados en los informes anuales presentados a la Oficina Técnica de la Autoridad Nacional (OTAN) [6].

El sistema de monitoreo y análisis lo realiza el Grupo de Radioprotección del reactor RP-10, integrado por tres oficiales; cuyas actividades están basadas en una documentación mandatoria [7,8,9] del actual marco generado por la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP), aplicando las recomendaciones y criterios operativos para las diversas situaciones que requieren protección [10] las mismas que ahora forman parte de las normas y regulaciones del Perú.

2. Materiales y Métodos

2.1 Sistema de monitoraje radiológico

El sistema de monitoreo del reactor permite el control radiológico del personal, el mantenimiento de las condiciones radiológicas seguras de las áreas controladas y supervisadas de la instalación, y el control

* Correspondencia autor: azapata@ipen.gob.pe

de las descargas de los efluentes al medio ambiente. Este sistema está compuesto por el monitoreo personal y monitoreo de áreas. El manual de protección radiológica del RP-10 [11] describe el procedimiento experimental y el equipamiento utilizado.

2.2 Monitoreo Personal

El control de la dosis de la radiación gamma se realizó mediante dosímetros de película (actualmente tipo *in-light*), cuya lectura se registra cada mes [12] y por los dosímetros de lectura directa, de tipo lapicero o digital marca Aloka.

El control de la contaminación radiactiva del personal se realiza mediante el monitoreo directo de la contaminación superficial, utilizando monitores fijos de pies y manos y monitores portátiles. La evaluación de la dosis por contaminación interna se realiza en forma indirecta utilizando un muestreador de aire en boca de tanque y consistente en un equipo de aspiración con filtro y un sistema de espectrometría gamma de laboratorio. Solo en casos especiales, determinados por el área de Radioprotección, se procede a la medición directa de yodo en tiroides.

2.3 Monitoreo de áreas [13]

Los monitores Geiger-Muller, instalados en diversos puntos de control, permiten evaluar el campo de exposición zonal. Tres de ellos, ubicados en boca de tanque del reactor cumplen también funciones de seguridad del reactor, por lo que están conectados a la lógica de seguridad del mismo. Los monitores de área, una vez que alcanzan un nivel prefijado de disparo, en forma independiente, dan una alarma visual y audible en el lugar donde están instalados, la misma que se replica en la sala de control y en la oficina de radio protección del reactor. El control con monitores portátiles también permite verificar el funcionamiento adecuado de los monitores fijos, además es un complemento cuando hay presencia de radiación reflejada o colimada de haces estrechos.

Para medir contaminación en ambientes de trabajo o para detectar contaminación superficial se emplea instrumentos portátiles, que permiten llevar a cabo un plan de monitoreo rutinario y realizar evaluaciones en caso de accidentes.

2.4 Monitoreo de efluentes

Para el control radiactivo de agua del sistema primario de refrigeración y de los tanques de decaimiento se toman muestras que son medidas por espectrometría gamma. Solo se permite la evacuación de líquidos con niveles correspondientes al fondo de radiación natural. Para el caso de evacuación de efluentes gaseosos son medidos directamente por un sistema de muestreo continuo, al pasar el aire contaminado por un cilindro y en contacto con un detector de INa, previo a su salida por chimenea.

3. Resultados

3.1 Concentración de contaminantes en agua [14]

La medición de contaminantes en el agua del circuito primario se realiza durante los días en que el reactor está en operación, la toma de muestras de agua se hace por debajo del difusor. El tiempo de conteo es de 10 min con un tiempo de espera de 2 min.

En la Figura 1 se muestran los contaminantes del agua, como ^{24}Na , ^{28}Al , y ^{27}Mg que son productos de corrosión del aluminio, también se detecta la presencia de ^{41}Ar producto de la activación del argón contenido en el aire disuelto en el agua y en el tubo del sistema neumático de envío de muestras.

En una oportunidad se detectó presencia de ^{131}I y ^{99}Mo en muestras de agua del circuito primario, verificándose luego que provenían de defectos del sellado hermético de algunas cápsulas con muestras para irradiar [15].

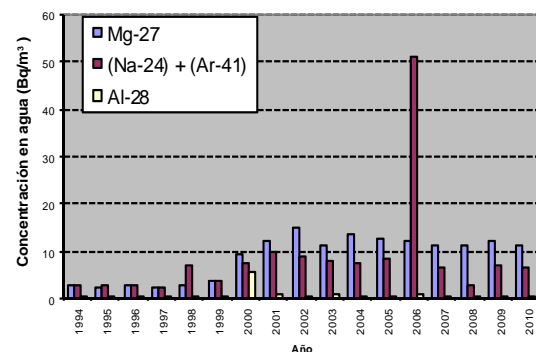


Figura 1. Contaminantes del agua en circuito primario del reactor RP-10.

3.2 Actividad del aire del recinto del reactor

Se han realizado mediciones durante la operación del reactor y los valores promedio encontrados están por debajo de los límites permisibles de concentración derivada en aire.

La presencia de radioiodos en el recinto nunca tuvieron como origen los elementos combustibles usados. Los valores máximos de concentración de ^{131}I encontrados en boca de tanque se muestran en la Figura 2.

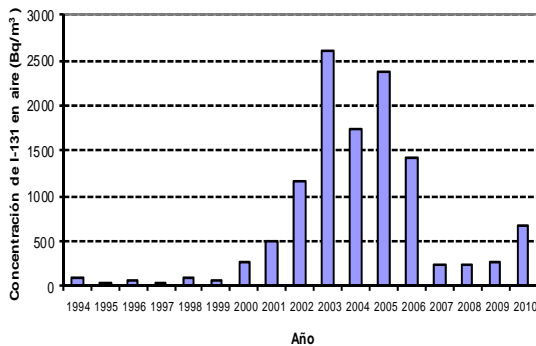


Figura 2. Concentración máxima de I-131 en aire del recinto del RP-10.

3.3 Nivel de radiación gamma en las áreas de trabajo

Los monitores de radiación, distribuidos en el recinto del reactor, responden rápidamente a la variación de tasa de dosis en el núcleo, sobre todo los ubicados sobre la superficie del tanque del reactor. En las Figuras 3a y 3b se presentan los valores máximos encontrados en las diferentes áreas de trabajo del recinto del reactor, se puede apreciar claramente en el año 2008 los valores correspondientes a una prueba de subida de potencia. En la Tabla 1 se muestra una planilla típica (año 2010) de valores máximos de tasa de dosis en los puntos de monitoreaje dentro del recinto del reactor.

3.4 Dosis de radiación personal

En la Figura 4 se muestra la dosis efectiva promedio anual para 27 Trabajadores Ocupacionalmente Expuestos (TOE) durante el período 1990-2000, 12 TOE durante los años 2000-2005 y 18 TOE durante el período 2006-2010. Como se observa, las dosis están por debajo de los límites permisibles (20 mSv) [16].

Durante algunos meses (1991–1993) se realizaron trabajos no rutinarios relacionados con el mantenimiento de la columna térmica y a partir del año 1998 se producen hojuelas de ^{192}Ir para uso industrial. Entre los años 1999 y 2002 se incrementa la tasa de dosis en agua del primario debido a problemas en su tratamiento microbiológico; además, entre los años 2006-2008 el lote de capsulas de aluminio para irradiar fueron de muy mala calidad, dando en este caso, tasas de dosis hasta 10 veces mayores a las usuales, lo cual se percibe en los detectores correspondientes a resinas 1 y 2, esto explica en parte el incremento de la dosis efectiva promedio para esos años, teniendo en cuenta que el blindaje de plomo del recinto receptor de muestras irradiadas no fue diseñado para esas magnitudes.

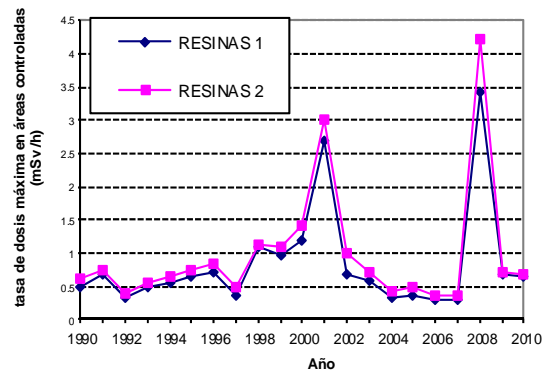


Figura 3a. Tasa de dosis máxima en la zona de intercambio iónico - resinas del RP-10.

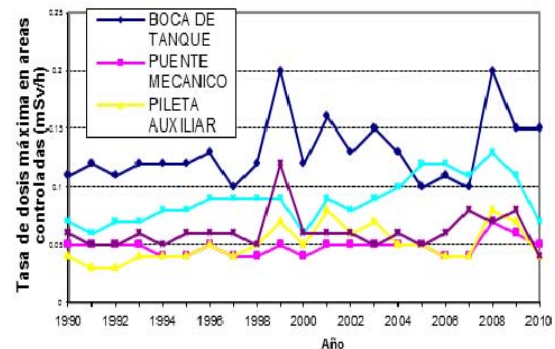


Figura 3b. Tasa de dosis máxima en diferentes áreas controladas del RP-10.

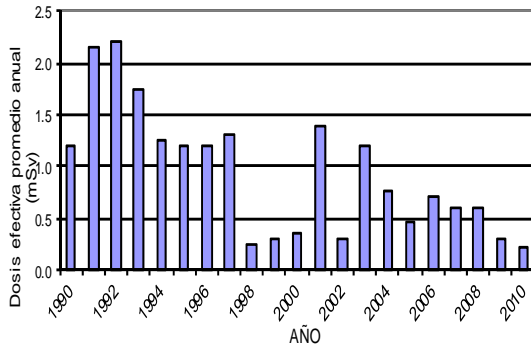


Figura 4. Dosis efectiva promedio anual de trabajadores ocupacionalmente expuestos.

En la Figura 5 se aprecia la dosis colectiva anual, considerando que a partir del año 2006 se juntan las funciones de operación y mantenimiento, independiente de las de radioprotección. En la Tabla 2 se reporta la dosis efectiva para los TOE del RP-10 durante los años comprendidos entre el 2001 y el 2010.

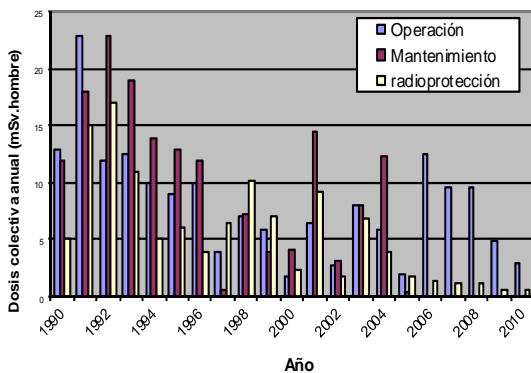


Figura 5. Dosis colectiva anual para los diferentes grupos de trabajo.

4. Conclusiones

a) Entre los años 1990 al 2010 el impacto radiológico ambiental generado por el reactor RP-10 ha sido insignificante. En el agua del circuito primario, analizada por espectrometría gamma, no se encontraron productos de fisión, lo que nos indica la integridad de los elementos combustibles; las pocas veces que se hallaron elementos de activación en el agua, diferentes a los que normalmente corresponden a los elementos estructurales del núcleo, provienen de otras fuentes distintas a las relevantes.

b) Como la experiencia lo indica, durante los primeros años de uso del reactor, debido a la baja tasa de desperfectos, el personal del área de operación son los que reciben las

mayores dosis. Pasada esta etapa, el personal de mantenimiento son los que están más expuestos, debido al aumento de fallas en los componentes del reactor. La variabilidad de la dosis de los oficiales de radioprotección está en función a las tareas de control en actividades planificadas, pero en todos los casos la dosis del personal (de operación y mantenimiento) están por debajo de los límites permisibles anuales de 20 mSv / año.

c) Los monitores ubicados en las facilidades de irradiación dan valores aparentemente muy altos, debido a que están instalados cerca del conducto de salida de los haces de radiación, pero no representan la dosis recibida por los trabajadores en esas áreas por tener acceso restringido y bajo vigilancia de la sala de control del reactor y del oficial de radioprotección.

d) La dosis en las diversas zonas del reactor se mantienen bajo control del área de radioprotección; sin embargo, los muestreos de aire realizados en recinto del reactor, en la zona de boca de tanque, dan como resultado en algunos casos la presencia de ^{131}I . Este radioisótopo que se encuentra en el corredor caliente de la planta de producción de radioisótopos es arrastrado por el sistema de ventilación del reactor, debido a que se encuentra a mayor depresión. Estos valores máximos de concentración de ^{131}I en aire, muestreados en el recinto del RP-10 representan casos puntuales y cíclicos que no corresponden a las tareas rutinarias que se realizan en el reactor.

e) En el reactor RP-10 los parámetros radiológicos se mantienen bajos, no obstante haber incrementado el factor de ocupación al contar en la actualidad con menos personal y haber aumentado la producción de radioisótopos (mayor diversidad y mayor actividad específica). El logro de estos valores muy por debajo de los límites permitidos es el resultado de la capacitación permanente y la aplicación de una buena cultura de seguridad por parte del personal.

f) En los resultados no se puede apreciar directamente la importancia de la participación del área de radioprotección en la reducción de la dosis; sin embargo, el solo hecho que los TOE muestran niveles por debajo del límite representa el mayor logro.

Tabla 1. Monitoreaje de valores máximos de la radiación externa durante el año 2010.

ZONA DE	TASA DE DOSIS MAXIMA (mSv/h)											
	ENE	FEB	MAR	ABR	MAY	JUN	JUL	AGO	SET	OCT	NOV	DIC
Boca de Tanque I	0,070	0,100	0,090	0,100	0,050	0,080	0,080	0,075	0,090	0,060	0,090	0,090
Boca de Tanque II	0,100	0,150	0,080	0,100	0,060	0,080	0,090	0,080	0,090	0,060	0,095	0,090
Boca de Tanque III	0,070	0,090	0,090	0,090	0,060	0,080	0,080	0,070	0,080	0,060	0,090	0,090
Puente de Mecanismos I	0,028	0,040	0,050	0,040	0,025	0,030	0,050	0,025	0,025	0,045	0,031	0,035
Puente de Mecanismos II	0,028	0,040	0,045	0,040	0,024	0,032	0,050	0,025	0,025	0,045	0,031	0,035
Pileta Auxiliar	0,030	0,035	0,040	0,030	0,026	0,033	0,030	0,025	0,030	0,040	0,030	0,040
Celda Caliente	NR	NR	0,002	0,005	NR	NR	0,005	0,002	NR	NR	0,001	NR
Acceso Nivel 11	NR	NR	NR	NR	NR	NR	NR	NR	NR	NR	NR	NR
Sala de Control	NR	NR	NR	NR	NR	NR	NR	NR	NR	NR	NR	NR
Sala de Bombas I	0,045	0,060	0,060	0,050	0,060	0,060	0,060	0,050	0,050	0,055	0,060	0,060
Sala de Bombas II	0,050	0,070	0,065	0,055	0,055	0,065	0,055	0,060	0,050	0,055	0,070	0,060
Intercambiador de Calor I	0,035	0,035	0,035	0,030	0,036	0,036	0,038	0,035	0,035	0,035	0,035	0,040
Intercambiador de Calor II	0,035	0,035	0,035	0,030	0,035	0,035	0,038	0,035	0,035	0,035	0,035	0,040
Resinas I	0,130	0,100	0,160	0,220	0,100	0,175	0,100	0,250	0,200	0,650	0,120	0,220
Resinas II	0,150	0,130	0,210	0,260	0,120	0,234	0,150	0,500	0,200	0,680	0,150	0,250
Conducto Tangencial I	0,002	0,002	0,060	0,030	0,006	0,008	0,040	0,007	0,008	0,008	0,008	0,009
Conducto Tangencial II	NR	0,001	0,004	0,003	0,001	0,002	0,003	0,002	NR	0,001	0,020	0,002
Conducto Radial I	0,010	0,010	0,100	0,060	0,005	0,015	0,057	0,010	0,010	0,009	0,002	0,002
Conducto Radial II	0,025	0,100	0,100	NR	0,003	0,600	0,003	0,002	0,003	0,001	0,250	NR
Conducto Radial III	3,00	1,00	1,00	3,00	2,00	0,027	0,500	0,035	1,100	0,041	0,300	0,090
Conducto Radial IV	0,001	0,001	0,005	0,005	0,025	0,150	0,150	0,002	0,002	0,005	0,110	0,002
Columna Térmica	NR	NR	0,025	0,020	0,003	0,002	0,050	0,002	0,002	0,001	0,002	NR
Filtro	NR	NR	NR	NR	NR	NR	NR	NR	NR	NR	NR	NR
Cementerio	NR	0,001	0,030	0,040	0,002	0,005	0,073	0,003	0,002	0,003	0,005	0,002

* NR: No registrado

Tabla 2. Reporte de dosis efectiva en TOE del reactor RP-10 para el período 2001-2010.

NOMBRE	DOSIS EFECTIVA ANUAL EN TOE (mSv)										
	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	TOTAL
AGO	0,85	0,20	1,25	0,50	M	0,20	0,10	0,10	0,10	0,10	3,40
ABR	1,10	0,55	1,75	1,55	0,85	0,30	0,80	1,80	1,30	0,25	10,25
BFI	8,55	0,35	0,75	0,50	M	0,20	M	0,10	M	M	10,45
BMR	0,40	M	0,80	1,00	M	M	M	M	M	M	2,20
CHP	0,80	0,50	1,00	0,85	M	0,25	0,70	0,75	0,10	0,40	5,35
CPJ	0,75	0,15	0,95	M	M	M	0,20	0,10	M	M	2,15
FCJ	0,90	0,25	0,55	1,60	M	0,40	0,30	0,10	0,10	0,30	4,50
GPA	0,65	0,10	0,85	M	M	M	M	M	M	M	1,60
GSR	1,05	0,50	0,90	0,90	0,25	0,10	0,65	0,60	0,30	0,10	5,35
LBC	0,95	0,50	0,75	0,30	M	0,20	0,10	0,10	0,10	M	3,00
LMI	0,25	M	0,95	0,30	M	M	M	M	M	M	1,50
OSE	0,80	0,40	0,85	1,10	0,20	0,20	1,10	0,20	0,10	M	4,95
RVA	0,70	0,10	0,50	0,90	M	8,05	0,10	M	M	0,10	10,45
RTF	1,20	0,50	1,75	0,95	0,25	0,95	1,00	1,25	0,50	0,40	8,75
RSA	1,00	0,30	0,60	2,35	0,20	M	0,50	0,10	0,30	0,10	5,45
SCA	0,75	0,40	0,60	1,05	0,25	0,30	0,60	0,20	0,35	0,15	4,65
UMA	1,00	0,50	1,25	0,30	0,10	0,40	0,40	0,70	0,10	0,70	5,45
VMM	0,90	0,35	1,30	0,65	0,60	0,45	0,80	1,15	0,30	0,50	7,00
VLE	0,45	0,35	2,75	1,35	M	M	0,25	M	0,40	M	5,55
ZAA	6,80	0,35	2,85	1,40	1,55	1,65	2,65	3,60	1,30	0,30	22,45
ZGA	0,40	M	1,85	0,15	M	M	M	M	M	M	2,40

* M: Por debajo de los límites de detección.

5. Referencias

- [1] García P, *et al.* Tecnologías energéticas e impacto ambiental. Madrid: Ed. McGraw Hill; 2004.
- [2] International Commission on Radiological Protection. Protection of the

Public in Situations of Prolonged Radiation Exposure. ICRP Publication 82. Annals of the ICRP. 1999; 29(1-2).

[3] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Informe de seguridad del reactor nuclear RP-10. Capítulo V: El reactor. [Informe interno].

Lima: IPEN; 2011.

[4] International Commission on Radiological Protection. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 60. 1990.

[5] Páucar R. Villanueva J, Zapata L. Evaluación del estado radiosanitario del RP-10. [Informe Interno]. 1997.

[6] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Informe Anual de Actividades. Sección: Dirección de Producción. [Informe Interno]. Año: 1994-2010.

[7] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Informe de seguridad del reactor nuclear RP-10. Capítulo XII: Seguridad radiológica y Gestión de Residuos Radiactivos. [Informe interno]. Lima: IPEN; 2011.

[8] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Informe de seguridad del reactor nuclear RP-10. Capítulo XX: Plan de Emergencia. [Informe interno]. Lima: IPEN; 2011.

[9] Oficina Técnica de la Autoridad Nacional. Licencia de operación del RP-10. 2011.

[10] Organismo Internacional de Energía Atómica. Normas Básicas Internacionales de

seguridad para la protección contra la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación. Colección de Seguridad N° 115. Viena: OIEA; 1997.

[11] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Manual de radioprotección del reactor nuclear RP-10. [Informe interno]. 1992.

[12] Nuclear Control S.A.C. Reporte de dosis de dosimetría personal (tipo película e in light). Período 1990- 2010.

[13] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Dirección de Producción. Planillas de radiación externa período 1990–2010. [Informe interno].

[14] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Dirección de Producción. Planillas de monitoreo del agua del circuito primario del RP-10 período 1990–2010. [Informe interno].

[15] Instituto Peruano de Energía Nuclear. Dirección de Producción. Cuaderno de actividades diarias período 1990–2010. [Informe interno].

[16] 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