



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

Alejandro Zapata L, Fernando Ramos T, Rolando Arrieta B y Mariano Vela M.

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

lzapata@ipen.gob.pe , framos@ipen.gob.pe; rarieta@ipen.gob.pe; mvela@ipen.gob.pe

RESUMEN

En este reporte se presenta la evaluación y los resultados de los controles radiológicos durante el período 1990 – 2010, llevados a cabo en el Reactor Nuclear RP-10 del Centro Nuclear de Huarangal. Estos controles y evaluación radiológica son de mucha utilidad para el personal de protección radiológica, de éste y de otros reactores, ya que permite comparar estas variables con respecto al tiempo. 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.

ABSTRACT

In this report we present the results about radiation controls during 1990 - 2010, carried out in the Nuclear Reactor RP-10 of the Nuclear Center of Huarangal. These controls and radiological evaluation are of much utility for the radio personnel protection of this one and other reactors, since it allows to compares these variables with respect to the time. From the results obtained in monitoring and radiation controls, we conclude that in no case it has been reached the limits allowed by the Peruvian Regulating Authority.

1. INTRODUCTION

Las aplicación de técnicas de prevención y limitación de riesgos que constituyen la base de la protección radiológica y seguridad nuclear permiten utilizar y aplicar las radiaciones en forma controlada con el mínimo riesgo [1] que, por otra parte, se ha logrado sea inferior al de muchas otras actividades humanas; estas técnicas se extienden y aplican también para la protección del

público y el medio ambiente, lo que la distingue de otros tipos de prevención del ámbito estrictamente laboral [2].

En concordancia con lo anterior, en el reactor RP-10 [3] se proyectó un sistema de protección radiológica para evitar la aparición de efectos determinísticos; manteniendo la dosis por debajo de umbrales significativos y asegurar que se toman 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 a la utilización del reactor teniendo como antecedente un informe técnico presentado el año 1997 [5] y utiliza los valores registrados en los informes anuales presentados a la OTAN [6].

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

2. METODOLOGIA

2.1 Sistema de Monitoreo 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 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 a la radiación gamma se realizó mediante dosímetros de película (actualmente tipo In Light), cuya lectura se realiza cada mes [12], y por los dosímetros de lectura directa, del tipo lapicero o digital.

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 mediante el muestreo ambiental en boca de tanque del reactor, para lo cual se utiliza una bomba con filtro incorporado y luego se procede a la medición por espectrometría gamma del iodo-131 en aire. Sólo en casos especiales determinados por el área de radioprotección se procede a la medición de iodo en tiroides.

2.3 Monitoreo de Áreas

Los monitores, Geiger-Muller, instalados en las diversas zonas a controlar, 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 repite 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; esto permite 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. En el caso de evacuación de efluentes gaseosos, estos son medidos directamente por un sistema de muestreo continuo al pasar el aire contaminado por un cilindro y en contacto con el detector de NaI, previo a la 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 10 minutos, con un tiempo de espera de 2 minutos.

La contaminación del agua se muestra en la figura 1. Aquí se puede ver que los contaminantes principales son el ^{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].

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.

3.3 Nivel de radiación gamma en las áreas de trabajo.

Los monitores de radiación distribuidos en el recinto del reactor, acusan rápidamente la presencia de alguna variación de tasa de dosis en el núcleo, sobre todo los situados sobre la superficie del tanque del reactor. En la figura 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 presentamos una planilla típica (año 2010) de valores máximos en los puntos de monitoreo 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 los años 1990-2000, 12 TOE durante los años 2000 – 2005, y 18 TOE de 2006 a 2010. Las dosis se mantiene 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 produce fuentes de ^{192}Ir para uso industrial. En los años 1999 a 2002 se incrementa la tasa de dosis en agua del primario debido a problemas en su tratamiento microbiológico. Entre 2006 a 2008 un lote de capsulas de aluminio para irradiar fueron de 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 en dichos años, además el blindaje de plomo del recinto receptor de muestras irradiadas no fue diseñado para tales magnitudes. En la figura 5 se aprecia la dosis colectiva anual, considerando que a partir del 2006 se juntan las funciones de operación y mantenimiento, manteniendo independiente las de protección radiológica. Presentamos en la tabla 2, la dosis gamma correspondiente al personal del reactor durante los últimos diez años.

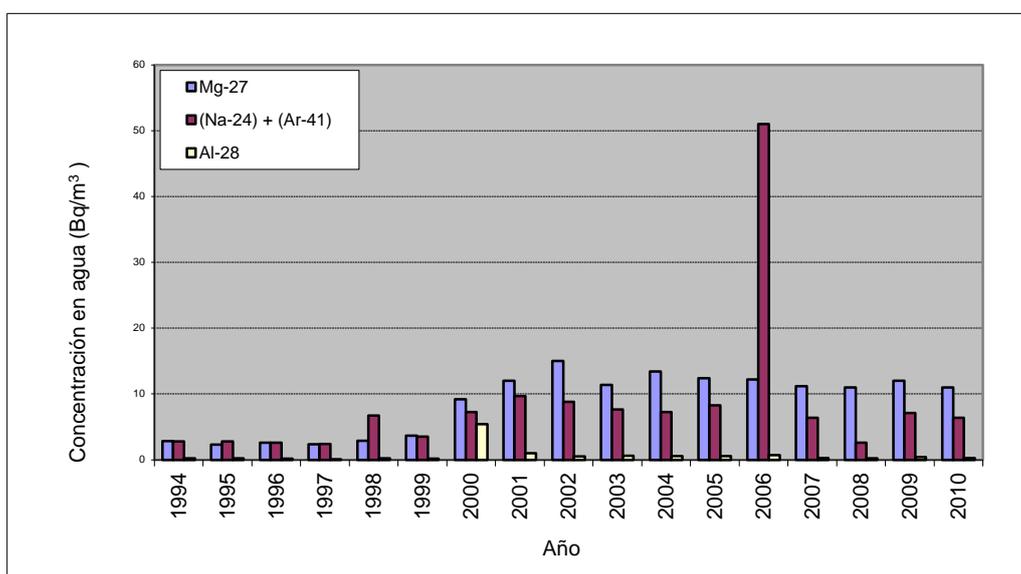


Figura 1. Contaminantes del agua en circuito primario del reactor.

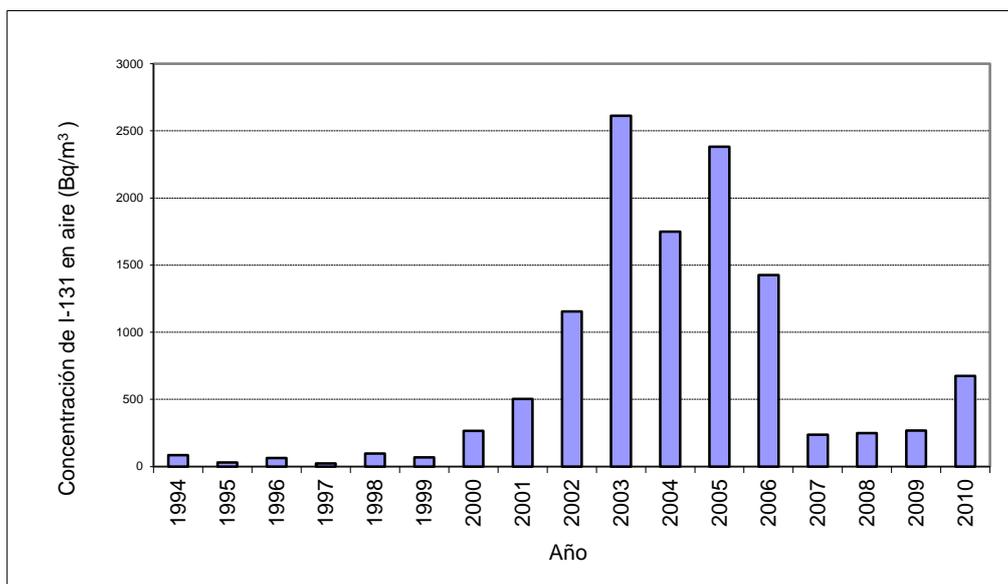


Figura 2. Concentración máxima de ^{131}I en aire – Interior del recinto

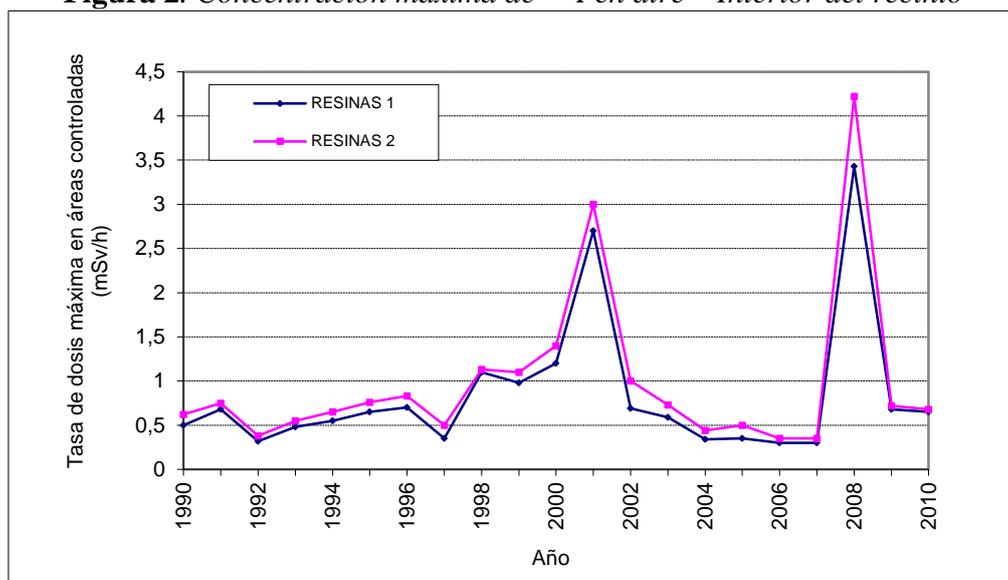


Figura 3a. Tasa de dosis máxima en la zona de intercambio iónico – resinas.

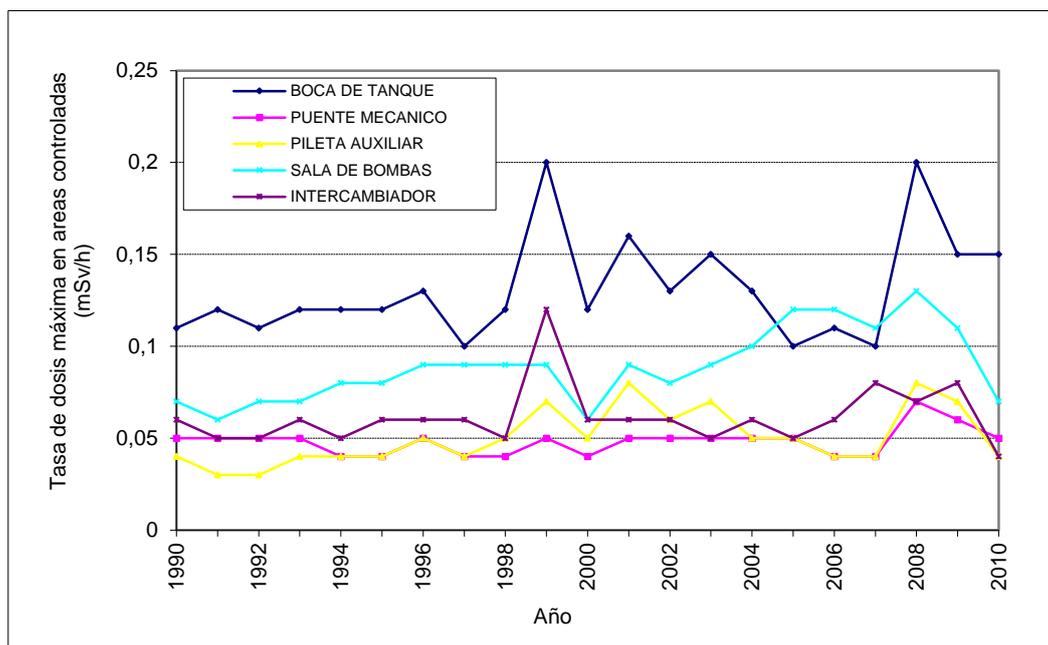


Figura 3b. Tasa de dosis máxima en áreas controladas.

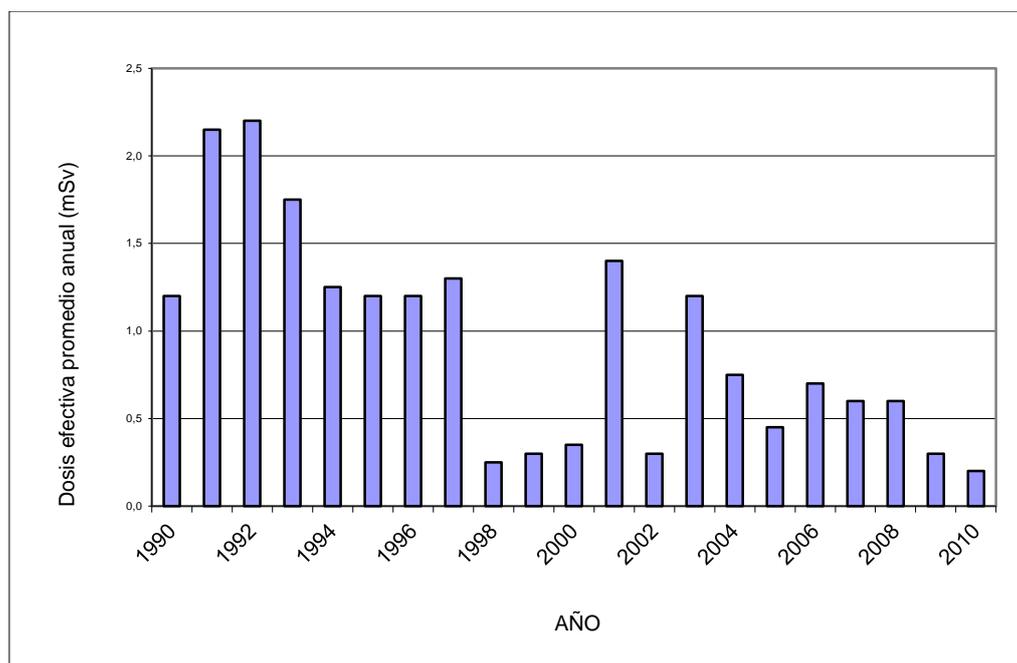


Figura 4. Dosis efectiva promedio anual de trabajadores ocupacionalmente expuestos.

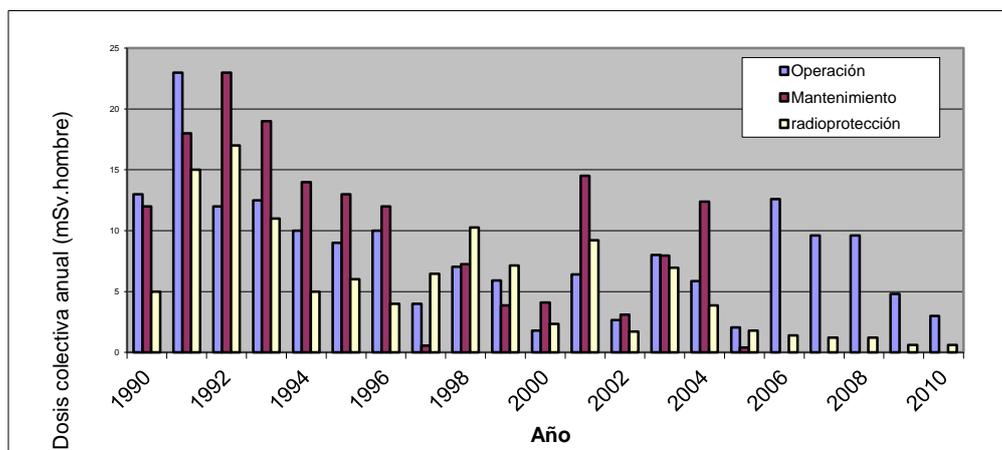


Figura 5. Dosis colectiva anual para los diferentes grupos de trabajo.

4. CONCLUSIONES

4.1 De los resultados se concluye que entre los años 1990 al 2010 el impacto radiológico ambiental generado por el Reactor RP-10 es indistinguible. En el agua del circuito primario analizada por espectrometría gamma no se encuentran productos de fisión, lo que indica la integridad de los elementos combustibles; las pocas veces que se han encontrado elementos de activación en el agua, diferentes a los que normalmente corresponden a los elementos estructurales del núcleo; se ha demostrado que provienen de otras fuentes distintas a las relevantes.

4.2 Durante los primeros años de uso del reactor, debido a la baja tasa de desperfectos, es el personal del área de operación quien recibe mayores dosis. Pasada esta etapa, es el personal de mantenimiento, debido al aumento de fallas en componentes del reactor. La variabilidad de la dosis de los Oficiales de Protección Radiológica está en función a sus tareas de control en actividades planificadas, pero en todos los casos la dosis del personal se mantiene por debajo de los límites permisibles; habiéndose optimizado más, a partir de la rebaja de los límites anuales a 20 mSv/año.

- 4.3 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 protección radiológica.
- 4.4 La dosis en las diversas zonas del reactor se mantienen bajo control del área de protección radiológica; sin embargo, Los muestreos de aire realizados en recinto del reactor, en la zona de boca de tanque, da como resultado en algunos casos presencia de I-131. 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, ya que se encuentra a mayor depresión. Estos valores máximos de concentración de I-131 en aire, muestreados en el recinto del RP-10 son casos puntuales y cíclicos que no corresponden a las tareas que se realizan en el reactor.
- 4.5 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). Estos resultados no se hubiesen logrado si el personal no tuviera una capacitación permanente en cuanto a la cultura de seguridad en protección radiológica. Además en los resultados numéricos no se puede apreciar la parte correspondiente a la aplicación correcta de la filosofía y de los procedimientos por parte de los oficiales de protección radiológica lo cual podría hacer subestimar los valores alcanzados hasta ahora.

Tabla N° 1. Planilla de monitoreo de radiación externa (valores máximos) –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
Punete 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
Punete 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 I1	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

Tabla N° 2. Reporte de dosis efectiva en TOE (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	

REFERENCIAS

1. García P y otros, "Tecnologías Energéticas e impacto ambiental", Ed. McGraw Hill, Madrid, España, 2004

2. International Commission on Radiological Protection of The Public in Situations of Prologed Radiation Exposure, ICRP Publication 82, Annals of the ICRP, Vol 29 –Nº 1 y 2. 1999.
3. Dirección de Producción, IPEN, “Informe de Seguridad del Reactor Nuclear RP-10” – Capítulo V, El Reactor, 2011.
4. Comisión Internacional de Protección Radiológica, Recomendaciones 1990, ICRP 60 – sociedad española de Protección Radiológica, edición española, 1995.
5. Páucar, R., Villanueva J, Zapata L. “Evaluación del estado Radiosanitario del RP-10””, Informe Interno Instituto - Peruano de Energía Nuclear, 1997.
6. Dirección de Producción, IPEN “Informe Anual de Actividades: Años: 1994 hasta el 2010.
7. Dirección de Producción, IPEN, “Informe de Seguridad del Reactor Nuclear RP-10” – Capítulo XII, Seguridad radiológica y Gestión de Residuos Radiactivos, 2011.
8. Dirección de Producción, IPEN, “Informe de Seguridad del Reactor Nuclear RP-10” – Capítulo XX, Plan de Emergencia, 2011.
9. Oficina Técnica de la Autoridad Nacional, Instituto Peruano de Energía Nuclear “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, Informe de Seguridad: Colección de seguridad Nº 115, OIEA, Viena, 1997.
11. Dirección de Producción, IPEN, “Manual de Radioprotección del Reactor Nuclear RP-10”, año 1992.
12. Nuclear Control “Reporte de dosis de dosimetría personal (tipo película e In Light), 1990 - 2010.
13. Dirección de Producción, Grupo de Radioprotección “Planillas de radiación externa” 1990 – 2010.
14. Dirección de Producción, Grupo de Radioprotección “Planillas de Monitoraje del agua del circuito primario del RP-10”1990 – 2010.
15. Dirección de Producción, Grupo de Radioprotección “Cuaderno de Actividades diarias”1990 – 2010.
16. Oficina Técnica de la Autoridad Nacional, Instituto Peruano de Energía Nuclear “Reglamento de Seguridad Radiológica”, 1997.