

# PROTECCIÓN RADIOLÓGICA A TRABAJADORES Y PÚBLICO EN INSTALACIONES QUE OPERAN RADIOISOTOPOS INDUSTRIALES

## RADIATION PROTECTION TO WORKERS AND PUBLIC IN GENERAL, IN INSTALATIONS THAT USE INDUSTRIAL RADIOISOTOPES

Segundo Agustín Martínez Ovalle<sup>1</sup>  
Faustino Reyes Caballero<sup>2</sup>  
Laura Ximena González Puin<sup>3</sup>

Recibido: febrero 10 de 2013  
Aceptado: junio 20 de 2013

### Resumen

En este trabajo se verifica el cumplimiento que las tasas de dosis, en los alrededores de una instalación que opera radioisótopos de uso industrial con actividades de hasta 50 Ci. También se verifica si cumple con los requisitos exigidos por los protocolos internacionales para la protección radiológica de trabajadores y público en general. En este caso se validó la instalación del Laboratorio de Radiaciones Nucleares de la Universidad Pedagógica y Tecnológica de Colombia. El procedimiento consistió en construir la geometría de la instalación siguiendo las dimensiones y materiales usados en la construcción mediante levantamiento topográfico. Haciendo uso del código de simulación MCNPX, se ubicaron detectores en diversos puntos dentro y fuera de la instalación, los que permitieron calcular la fluencia de fotones que atravesaba las diferentes barreras de contención diseñadas para este propósito. Usando los respectivos coeficientes de conversión establecidos por la comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP-74, 1997), para la conversión de fluencia a dosis, se consiguió calcular las diferentes tasas de dosis en dichos puntos, las que fueron comparadas con mediciones experimentales. Los resultados encontrados corroboran que la instalación cumple con los requisitos en cuanto a protección radiológica y lo mas importante, sugieren algunas recomendaciones de tipo preventivo.

**Palabras Clave:** Tasa de dosis, Protección radiológica, Radiografía Industrial.

### Abstract

This paper verifies the fulfillment that the dose rates in the surroundings of an installation that operates radioisotopes for industrial use with activities of at least 50 Ci. If it also meets the requirements established by the International Protocols for Radiation Protection for workers and public in general. In this particular case, It was validated the installation of nuclear radiations labs at Universidad Pedagógica y Tecnológica de Colombia. The procedure was based in the construction of the geometry of the installation considering the dimensions and materials used by topographic survey. Making use of the simulation code MCNPX, detectors were placed at various points within and outside the installation, which allowed calculating photon fluency that cross the different containment barriers designed for this purpose. Using the respective conversion factors established by the International Commission of Radiological Protection (ICRP-74, 1997) for fluency conversion to dose which were achieved through calculating the different dose rates at these points, which were compared with experimental measurements. The results confirm that the installation meets the requirements for radiation protection and the most importantly fact is that some prevention tips were recommended.

**Key words:** Dose rate, Radiation Protection, Industrial Radiography.

<sup>1</sup> Físico, Doctor en Bioingeniería y Física Médica, Profesor Universidad Pedagógica y Tecnológica de Colombia, Grupo de Física Nuclear Aplicada y Simulación, Tunja - Boyacá, Colombia, E-mail: s.agustin.martinez@uptc.edu.co

<sup>2</sup> Físico, Doctor en Ciencias-Física, Profesor Universidad Pedagógica y Tecnológica de Colombia, Grupo de Física Nuclear Aplicada y Simulación, Tunja-Boyacá, Colombia, E-mail: carefa4@hotmail.com

<sup>3</sup> Física, Universidad Pedagógica y Tecnológica de Colombia, Grupo de Física Nuclear Aplicada y Simulación, Tunja-Boyacá, Colombia E-mail: laugopu@gmail.com

## 1. Introducción

La fuente de mayor actividad y considerada de mayor riesgo radiológico en el Laboratorio de Radiaciones Nucleares de la Universidad Pedagógica y Tecnológica de Colombia es de  $^{60}\text{Co}$  (Tipo II), usada en gammagrafía Industrial. Esta técnica utiliza la radiación ionizante como ensayo no destructivo (END), entendiendo esta, a las pruebas que se realizan a piezas, objetos y componentes con el fin de verificar la calidad o el estado de las mismas sin dañarlas o inutilizarlas como consecuencia del ensayo. Esta técnica se conoce como Radiografía Industrial que no es otra cosa que la obtención de imágenes fotográficas que reflejan los defectos de piezas por emisión y absorción de la radiación (BS 4094-1, 1996).

Las irradiaciones que se hacen con esta fuente, se realizan en recinto cerrado (bunker) especialmente diseñado para este fin. Esta es una instalación fija, en la que el riesgo mayor puede ocurrir si hay acceso de personal no autorizado al recinto de irradiación mientras la fuente está expuesta. Para solventar esta situación, las instalaciones están dotadas siempre de enclavamientos para el control y retorno automático de la fuente a su blindaje, en algunos casos, hay previsiones para que no pueda iniciarse una irradiación cuando hay personal dentro del recinto. Sin embargo, la mayoría de las fuentes portátiles, que se encuentran en instalaciones fijas, no cuentan con estos sistemas de seguridad, por lo que, es de vital importancia controlar el riesgo radiológico al exterior de la instalación, mediante barreras de contención contra la radiación y control de acceso a personal no autorizado.

Las fuentes radiactivas de uso industrial proporcionan tasas de dosis muy elevadas durante la irradiación. Una persona que permanezca en la zona de irradiación aunque sea solamente unos instantes, puede recibir dosis por encima del umbral de efectos deterministas (100

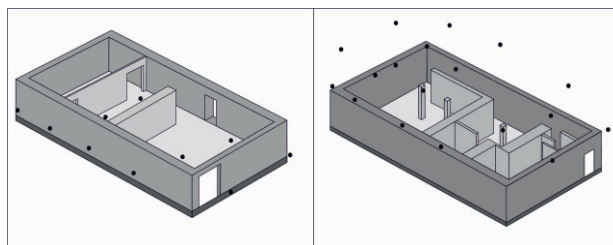


Figura 1. Planta superior (panel izquierdo) y Bunker de Irradiación (panel derecho).

Los círculos pequeños que se muestran en la Figura 1, corresponden en todos los casos a los 20 puntos de cálculo considerados, cada uno de los cuales es ubicado a 1 m de la superficie del piso y que parecen bien definidos en la Figura 2, para las dos plantas. Las zonas aledañas a la instalación corresponden a terreno baldío.

Las geometrías mostradas en las Figuras 1 y 2, son reproducidas a partir del levantamiento topográfico de la instalación y que es usada para el cálculo Monte Carlo que se hizo con el código MCPX 2.5 (Pelowitz, 2005), cuya representación a escala es reproducida mediante el visor VISED del mismo código.

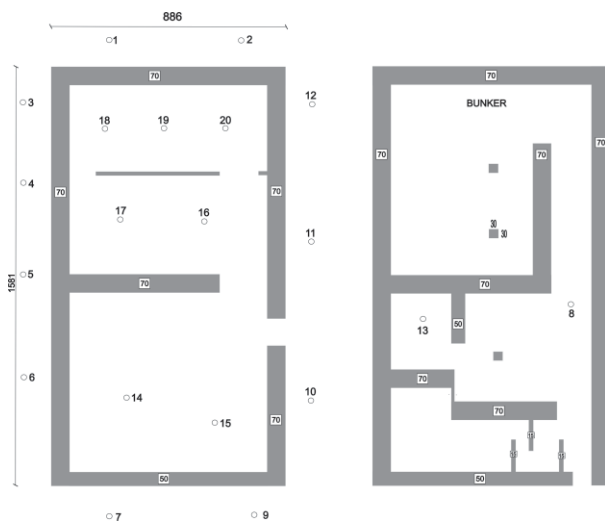
Los materiales usados en el cálculo fueron concreto ordinario de densidad  $1.8 \text{ g} \cdot \text{cm}^{-3}$  y corteza terrestre de densidad  $2.7 \text{ g} \cdot \text{cm}^{-3}$  cuya composición es:

Concreto Ordinario: H=2.21 %, C=0.2484 %, O=57.4930 %, Na=1.5208 %, Mg=0.1266 %, Al=1.9953 %, Si=30.4627 %, K=1.0045 %, Ca=4.2951 %, Fe=0.6435 %.

Corteza Terrestre: O=46.71%, Si=27.69%, Al=8.07%, Fe=5.05%, Ca=3.65%, Na=2.75%, K=2.58%, Mg=2.08%, Ti=0.62%, H=0.14%, P=0.13%, C=0.094%, Mn=0.181%, S=0.052%, Ba=0.05%, Cl=0.045%, Cr=0.035%, F=0.029%, Zr=0.025%, Ni=0.019%.

La fuente es simulada mediante una función analítica variable, que emite fotones gamma de forma isotrópica con energías de 1.1732 y 1.3325 MeV respectivamente. El cálculo es hecho en cluster paralelizado simulando un total de  $5 \times 10^8$  historias.

Los electrones y fotones son simulados hasta energías de 0.001 MeV respectivamente, valores por defecto en el código, ninguna técnica de reducción de varianza fue usada, excepto las energías de corte. El código MCNP en todas sus versiones, es uno de los códigos más usados para el estudio del transporte de radiación materia. Simula más de 30 tipos de partículas, lo que lo hace una herramienta fundamental en este tipo de investigaciones. Detalles del mismo pueden ser encontrados en (Pelowitz, 2005).



**Figura 2.** Planos XY de la planta superior y del bunker de irradiación con los respectivos puntos de cálculo. Las medidas están dadas en cm.

## 2.1. Cálculo del equivalente de dosis ambiental $H^*(10)$

El  $H^*(10)$ , es una cantidad operacional. Corresponde a la dosis equivalente en tejido (comúnmente interpretada dentro de una esfera ICRU (ICRU 57, 1996), (ICRP 74, 1997)) a una profundidad apropiada,  $d$ , dentro de un punto específico del cuerpo humano. La unidad del  $H^*(10)$ , es el y su nombre especial es el Sievert (Sv). El punto especificado se da generalmente por la posición en la que el individuo usa el dosímetro personal. Para radiación penetrante (fotones, neutrones), la profundidad recomendada es (ICRU  $d = 10 \text{ mm}$  57, 1996), (ICRP 74, 1997).

Dependiendo del tipo de radiación, se han calculado coeficientes de conversión de fluencia a  $H^*(10)$ , que dependen de la energía de radiación incidente y que pueden utilizarse para obtener el valor del  $H^*(10)$ , a partir del espectro de fluencia ( $E$ ).

Con estas consideraciones, fácilmente puede ser calculada esta cantidad como:

$$H^*(10) = \int_0^\infty E \cdot \Phi(E) \cdot h^*(E), \quad (1)$$

donde,  $h^*(E)$  son los coeficientes de conversión de fluencia a  $H^*(10)$  y ( $E$ ) el espectro de fluencia de los fotones. Las magnitudes operacionales son encontradas en los informes (ICRU 57, 1996), (ICRP 74, 1997).

*Límites de dosis:* Para trabajadores ocupacionalmente expuestos, resulta un límite de dosis efectiva de 100 mSv durante todo periodo de cinco años oficiales (de enero a diciembre), sujeto además a una dosis efectiva máxima de 50 mSv en cualquier año oficial. Además, también se imponen limitaciones específicas a tres órganos o zonas de cuerpo:

*El cristalino:* límite de dosis equivalente de  $150 \text{ mSv} \cdot \text{año}^{-1}$ .

*La piel:* límite de dosis equivalente de  $500 \text{ mSv} \cdot \text{año}^{-1}$ . Dicho límite se aplicará a la dosis promediada sobre cualquier superficie de  $1 \text{ cm}^2$ , con independencia de la zona expuesta.

*Las manos, antebrazos, pies y tobillos:*  $500 \text{ mSv} \cdot \text{año}^{-1}$ .

Los límites de dosis para las personas en formación y estudiantes mayores de 18 años que durante sus estudios tengan que utilizar fuentes, el límite de dosis será el mismo que el de los trabajadores expuestos. Para nuestros cálculos, el nivel de referencia ha de ser de  $20 \text{ mSv} \cdot \text{año}^{-1}$ .

En el caso particular del público que eventualmente

pueda circular por los alrededores de la instalación, el límite de dosis efectiva permitida será de  $1 \text{ mSv} \cdot \text{año}^{-1}$ . No obstante, en circunstancias especiales, el ente regulador podrá autorizar un valor de dosis efectiva más elevado en un único año oficial, siempre que el promedio durante cinco años oficiales consecutivos no sobrepase  $1 \text{ mSv} \cdot \text{año}^{-1}$  (ICRP 103, 2007).

### 3. Resultados y Discusión

Se hace un cálculo, en el que fueron considerados 20 puntos de interés, por el oficial de protección radiológica. Los resultados encontrados se muestran en la Tabla 1, para los que se hicieron algunas asunciones (Safety Reports-13, 1999), (OIEA, 1996):

La tasa de dosis por placa radiográfica: 0.065 cGy por pieza (5 irradiaciones de 20 s cada una y por pieza), esto nos permite calcular la carga de trabajo.

La tasa de dosis a 1 m, que produce nuestro irradiador a la fecha está dada por la Ecuación (2) (BS 4094-1, 1996).

$$\dot{X} = k \frac{A}{d^2} = 1.33 \times \frac{34 \text{ Ci}}{1^2} = 45.22 \frac{\text{R}}{\text{h}} = 0.39 \frac{\text{Gy}}{\text{h}}, \quad (2)$$

donde  $k$ , es la constante gamma para  $^{60}\text{Co}$ ,  $A$  es la actividad a la fecha y  $d$  la distancia de cálculo. Con esta actividad los tiempos de irradiación son de  $\approx 20$ s. Esto equivale a:  $0.39 \frac{\text{Gy}}{\text{h}} \times \frac{1 \text{ h}}{3600 \text{ s}} \times 20 \text{ s} = 0.216 \text{ cGy}$  por irradiación.

La carga de trabajo por semana sería entonces:

$$W = 0.216 \frac{\text{cGy}}{\text{Irrad.}} \times 5 \frac{\text{Irrad.}}{\text{Pieza}} \times 2 \frac{\text{Piezas}}{\text{día}} \times 5 \frac{\text{días}}{\text{semana}} = 0.1083 \frac{\text{Gy}}{\text{semana}}, \text{ a } 1 \text{ m. Este valor de } W, \text{ es usado para el cálculo final.}$$

Tabla 1.  $H^*(10)$  calculada en los 20 puntos establecidos según su criticidad y su incertidumbre porcentual. Los puntos para los que no aparece valor asociado no presentaron fluencia de fotones gamma. El nivel de referencia se toma en  $5 \times 10^{-4} \mu\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1}$ , límite permitido anual para

público. El método de cálculo seguido aquí, ha sido validado en publicaciones recientes (Martínez et al., 2012).

| Cálculo | $\mu\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1}$ | %  |
|---------|------------------------------------|----|
| 1       | 4.49E-21                           | 13 |
| 2       | 0.00E+00                           | 0  |
| 3       | 5.23E-10                           | 19 |
| 4       | 1.55E-03                           | 10 |
| 5       | 6.03E-04                           | 18 |
| 6       | 1.54E-12                           | 11 |
| 7       | 0                                  | 0  |
| 8       | 0                                  | 0  |
| 9       | 0                                  | 0  |
| 10      | 0                                  | 0  |
| 11      | 4.78E-24                           | 19 |
| 12      | 0                                  | 0  |
| 13      | 1.89E-05                           | 4  |
| 14      | 2.65E-15                           | 11 |
| 15      | 1.16E-23                           | 12 |
| 16      | 1.47E-05                           | 10 |
| 17      | 1.20E+02                           | 7  |
| 18      | 4.36E-05                           | 18 |
| 19      | 3.30E-07                           | 9  |
| 20      | 1.45E-12                           | 10 |

De los resultados obtenidos en la tabla 1, se concluye que la tasa en el punto 4 estaría superando el límite permitido, sin embargo, en gammagrafía industrial este límite puede ser  $\leq 20 \mu\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1}$  (Safety Reports-13, 1999).

### 4. Conclusiones

El punto crítico resultado de este estudio es el número 17, en el que se obtuvo una tasa de dosis de  $120 \mu\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1}$ , este valor luego de ser corroborado experimentalmente, permitió establecerlo como "punto caliente" en el que no puede permanecer nadie en momentos de irradiación. Este aspecto, sugirió la construcción de un nuevo bunker de irradiación, ya que el antiguo estaba diseñado para una actividad de solo unos pocos curios.

Muy importante para la interpretación de resultados según los protocolos internacionales es que las tasas de dosis de contorno cuando se usan colimadores deben estar típicamente en el intervalo de 7,5 a  $20 \mu\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1}$ . Por otra parte las tasas de dosis límite son típicamente del orden de los  $50 \mu\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1}$  cuando no es posible el uso de un

colimador. Las tasas de dosis transitorias durante las operaciones de radiografía pueden superar estos valores. Sin embargo, las tasas y por consiguiente los equivalentes de dosis por lo general no presentan un problema de protección de la radiación debido a que ocurren sólo en periodos cortos (Safety Reports-13, 1999).

Se concluye además con esto, que las tasas de dosis están dentro de los límites permitidos, excepto para los dos puntos considerados anteriormente y que además presentan buen acuerdo con las medidas experimentales, que en todos los casos fue muy inferior a  $7,5 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$

## Referencias

- BS 4094-1. (1996). British Standards Institution. Recommendation for data on shielding from ionizing radiation. Part. 1. Shielding from gamma radiation.
- ICRP 74. (1997). International commission on Radiological Protection. Conversion coefficients for use in radiological protection against external radiation.
- ICRP 103. (2007). International commission on Radiological Protection. Recommendations of the International commission on radiological protection.
- ICRU 57. (1996). International Commission on Radiation Units & Measurements. Conversion coefficients for use in radiological protection against external radiation.
- Martínez Ovalle, S.A., Barquero, S.A., Gómez Ros, R., Gómez Ros, J.M., Lallena, A.M. (2012). Ambient neutron dose equivalent outside concrete vault rooms for 15 and 18 MV radiotherapy accelerators. *Radiation Protection Dosimetry*. 148 (4), 457-464.
- OIEA. (1996). Organismo Internacional de Energía Atómica. Manual práctico de seguridad radiológica. Manual sobre gammagrafía industrial.
- Atómica. Manual práctico de seguridad radiológica. Manual sobre gammagrafía industrial.
- Pelowitz, D.B. (2005). MCNPX User's Manual Version 2.5.0, Los Alamos National Laboratory.
- Safety Reports-13. (1999). Radiation Protection and Safety in Industrial Radiography. IAEA, Austria.
- British Standards Institution [BS 4094-1] (1996). Recommendation for data on shielding from ionizing radiation. Part. 1. Shielding from gamma radiation.
- International commission on Radiological Protection [ICRP 74] (1997). Conversion coefficients for use in radiological protection against external radiation.
- International commission on Radiological Protection [ICRP 103] (2007). Recommendations of the International commission on radiological protection.
- International Commission on Radiation Units & Measurements [ICRU 57] (1996). Conversion coefficients for use in radiological protection against external radiation.
- Martínez Ovalle, S.A., Barquero, S.A., Gómez Ros, R., Gómez Ros, J.M., Lallena, A.M. (2012). Ambient neutron dose equivalent outside concrete vault rooms for 15 and 18 MV radiotherapy accelerators. *Radiation Protection Dosimetry*. 148 (4), 457-464.
- Organismo Internacional de Energía Atómica [OIEA] (1996). Manual práctico de seguridad radiológica. Manual sobre gammagrafía industrial.
- Pelowitz, D.B. (2005). MCNPX User's Manual Version 2.5.0, Los Alamos National Laboratory.
- Safety Reports-13. (1999). Radiation Protection and Safety in Industrial Radiography. IAEA, Austria.