

Parámetros de seguridad radiológica y cálculo de blindaje para una fuente emisora de radiación ionizante

Radiation safety parameters and shielding calculation for an ionizing radiation emitting source

Gabriela Belén Ureña Callay¹, gabriela.urena@esPOCH.edu.ec, <https://orcid.org/0009-0001-5842-7379>

Juan Daniel Laguna Chango¹, juan.lagua@esPOCH.edu.ec, <https://orcid.org/0009-0008-9578-9038>

Wilian Bravo², wilian.bravo@esPOCH.edu.ec, <https://orcid.org/0000-0002-2599-6532>

¹Escuela Superior Politécnica de Chimborazo, Facultad de Ciencias, Riobamba–Ecuador.

²Escuela Superior Politécnica de Chimborazo, Facultad de Ciencias Pecuarias, Riobamba–Ecuador.

Recibido(19/03/2025), Aceptado (22/05/2025)

Resumen. El objetivo del estudio fue evaluar la seguridad radiológica de un laboratorio de Técnicas Nucleares de Ecuador que posee material radiactivo. Inicialmente se delimitaron zonas controladas y supervisadas, luego se determinó la tasa de dosis en cada una de estas. Con espectroscopía gamma se identificaron los radioisótopos presentes, de los cuales el ²³⁸U, ²³²Th, ²²⁶Ra, ²¹⁴Bi, tuvieron mayor actividad específica. Para el cálculo de blindaje se usó el método de Tasa de Dosis Máximas de Proyecto (TDMP), con lo cual se obtuvo el espesor adecuado de plomo (Pb) para blindar el material radiactivo.

Palabras clave: radiación, seguridad radiológica, técnicas nucleares, protección.

Abstract- The objective of this study was to evaluate the radiation safety of a Nuclear Techniques laboratory in Ecuador that holds radioactive material. Controlled and supervised zones were initially delimited, and the dose rate in each zone was then determined. Gamma spectroscopy identified the radioisotopes present, of which ²³⁸U, ²³²Th, ²²⁶Ra, and ²¹⁴Bi had the highest specific activity. The Maximum Design Dose Rate (MDR) method was used to calculate the shielding, yielding the appropriate thickness of lead (Pb) to shield the radioactive material.

Keywords: radiation, radiation safety, nuclear techniques, protection.

I. INTRODUCCIÓN

La radiactividad se define como un fenómeno físico relacionado con la desintegración espontánea de diversos núcleos atómicos, que producen la emisión de diferentes partículas subatómicas. Asociado a esto, las radiaciones, desde su descubrimiento han sido aplicadas en diversos ámbitos como la energía, la industria, la medicina, entre otras; evidenciando grandes ventajas, pero también desventajas importantes [1]. Por ello, frente a cada una de las aplicaciones que se puedan dar, es importante considerar los riesgos asociados y, a su vez, la importancia de la aplicación de las recomendaciones y normas de seguridad establecidas por los organismos competentes. Respecto a esto, el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), ha planteado normas de seguridad que establecen los requisitos del control reglamentario para uso y manejo de los materiales radiactivos, la seguridad

física de las fuentes y los riesgos asociados a la radiación ionizante [2]. A nivel aplicativo se consideran las fuentes generadoras y emisoras de radiación, las cuales son aplicadas para diferentes fines y con ello se deben aplicar recomendaciones específicas [3]. Al hablar de las fuentes emisoras, generalmente se almacenan en recipientes sólidos que limitan la posibilidad de fuga del material radiactivo, reduciendo significativamente la exposición a la radiación externa que las fuentes producen [4].

Un caso puntual, es el de la Escuela Superior Politécnica de Chimborazo (ESPOCH) en Ecuador, que posee un bunker como parte del Laboratorio de Técnicas Nucleares. En esta instalación existe material radiactivo, esta fuente fue fraccionada y pulverizada y, en la actualidad el polvo se encuentra confinado dentro de un recipiente sin las condiciones adecuadas. Además, el lugar de almacenamiento debería cumplir las normas de seguridad y protección radiológica establecidas por la entidad reguladora nacional, que, en el Ecuador, es la Subsecretaría de Control y Aplicaciones Nucleares (SCAN). Por lo antes mencionado, se considera relevante el estudio del material radiactivo dentro de este laboratorio, tratando de cumplir con los procesos reglamentarios referentes al manejo y control de fuentes radiactivas. Se intentan establecer parámetros de seguridad en el área, de manera que sea posible utilizar las instalaciones de manera adecuada y sin riesgo de exposición a las radiaciones.

II. METODOLOGÍA

Para el cálculo de la tasa de dosis ambiental se utilizó un contador de radiación Geiger-Müller calibrado, que es una cámara cilíndrica de ionización que determina y mide la radiación ionizante. Se identificaron las zonas existentes en el bunker del laboratorio, el cual posee cuatro ambientes que se han identificado como habitaciones A, B, C, D y un baño, como se muestra en la Fig. 1. En la habitación A, se encuentra el material radiactivo y, colinda al norte y al este con espacios verdes, al oeste con la habitación B y al sur con el baño. La habitación B, en cambio limita al norte y al oeste con las áreas verdes, al este con la habitación A y al sur con la habitación C. La habitación C, colinda al norte, al sur y al oeste con áreas verdes y al este con el pasillo del bunker. El espacio D, tiene al sur y al este, áreas verdes; al oeste un pasillo y al norte el baño.



Fig. 1. Esquema de zonas en el búnker del Laboratorio de Técnicas Nuclear.

Posteriormente, se midió la radiación de fondo y se registraron los datos de radiación en el interior de la habitación donde se encontraba el material radiactivo (zona controlada), así como en las zonas supervisadas. Se aplicaron diferentes distancias fuente-detector, según el entorno: en la habitación A se realizaron mediciones a 20 cm, 50 cm y 100 cm; en la habitación B, a 5 cm y 100 cm, considerando un desplazamiento diagonal de 50 cm. En el área D, se efectuaron lecturas en los puntos más cercanos a la fuente y en la puerta de la habitación C. Finalmente, se tomaron datos en los puntos E y F, correspondientes al baño y la ducha, respectivamente (Figura 1).

En cada punto de medición se realizaron cinco lecturas de la tasa de dosis ambiental, utilizando un detector Geiger-Müller Gamma-Scout de la marca PHYWE, previamente calibrado. A partir de estas lecturas se calculó el valor promedio, el cual se multiplicó por el factor de calibración del equipo (1,01), obteniéndose así la tasa de dosis estimada en cada punto, expresada en $\mu\text{Sv h}^{-1}$. La incertidumbre asociada se determinó mediante la desviación estándar de las lecturas. Asimismo, se tuvo en cuenta el límite inferior de detección del detector, correspondiente a $0.0001 \mu\text{Sv h}^{-1}$.

Inicialmente se determinaron los isótopos radiactivos presentes en la fuente emisora del búnker del laboratorio. Se utilizó un análisis de contenido radiactivo en muestras de material de roca, desarrollado en el Laboratorio de Análisis de Radiactividad de la Subsecretaría de Control y Aplicaciones Nucleares (SCAN) del Ecuador.

Para el cálculo del espesor del blindaje se aplicó el método de Tasa de Dosis Máximas de Proyecto (TDMP), considerando la ecuación (1), donde $\dot{H}$ es la tasa de dosis con blindaje esperada en el punto de interés a proteger, con un valor de 0.012 mSv/h ; $\dot{H}_0$ es la tasa de dosis de una fuente radiactiva sin blindaje; y $e^{-\mu x}$ es el factor de atenuación, donde μ es el coeficiente de atenuación lineal y x el espesor del blindaje [5].

$$\dot{H} = \dot{H}_0 \cdot e^{-\mu x} \quad (1)$$

Para calcular la $\dot{H}_0$ de cada isótopo radiactivo de la fuente emisora, cuando ésta no posee un medio absorbente, se utiliza la ecuación (2). Aquí, A es la actividad de la fuente de radiación, τ es la constante gamma propia de cada isótopo y d se refiere a la distancia fuente-punto a proteger [6].

$$\dot{H}_0 = \frac{A \cdot \tau}{d^2} \quad (2)$$

También se requirió la ecuación (3), que permite calcular la actividad específica de un radioisótopo A . En este caso, se utilizó para determinar la actividad inicial A_0 , donde t es el tiempo y λ la constante de desintegración radiactiva correspondiente a cada nucleido [5].

$$A = A_0 e^{-\lambda t} \quad (3)$$

III. RESULTADOS

Mediante la espectrometría gamma se identificaron los siguientes radioisótopos en la muestra: ^{214}Pb , ^{222}Rn , ^{228}Ac , ^{212}Pb , ^{210}Pb , ^{235}U , ^{238}U , ^{232}Th , ^{226}Ra y ^{214}Bi . Siendo los cuatro últimos los que presentaron actividades específicas de $4,864 \times 10^{-5} \text{ Ci/g}$, $3,512 \times 10^{-7} \text{ Ci/g}$, $4,054 \times 10^{-7} \text{ Ci/g}$ y $2,810 \times 10^{-7} \text{ Ci/g}$, respectivamente,

coincidiendo con resultados como los de la referencia [7].

Además, la radiación de fondo promedio en el interior del búnker fue de $0,085 \pm 0,038 \mu\text{Sv/h}$.

A su vez, se determinó la tasa de dosis en cada una de las habitaciones del laboratorio, en la puerta del baño y en la ducha. El valor más alto fue el tomado en la habitación A, a 20 cm de la fuente, con un promedio en dosis de $4,290 \pm 0,163 \mu\text{Sv/h}$, mientras que el más bajo se tomó en la ducha con $0,166 \pm 0,037 \mu\text{Sv/h}$ (Tabla 1). Se evidencia que, a mayor aproximación a la fuente, más alto es el valor de la tasa de dosis ambiental [8].

Tabla 1. Tasa de dosis ambiental de las zonas identificadas

Habitación	Ubicación	Tasa de dosis ($\mu\text{Sv/h}$)
A	A 20 cm de la fuente	4.290 ± 0.163
A	A 50 cm de la fuente	3.476 ± 0.049
A	A 100 cm de la fuente	1.394 ± 0.085
B	A 5 cm de la fuente	0.701 ± 0.048
B	A 100 cm de la fuente	0.477 ± 0.065
C	Puerta de la habitación C	0.295 ± 0.042
D	Puerta de la habitación D	0.085 ± 0.038
	Puerta del baño	0.503 ± 0.154
	Ducha	0.166 ± 0.037

Considerando las recomendaciones del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) [9], que establece como límite permisible para el personal ocupacionalmente expuesto (POE) una dosis efectiva de 20 mSv/año, es decir, una dosis máxima de $2,28 \mu\text{Sv/h}$, se observa que, en la habitación A, los valores obtenidos a 20 cm y 50 cm de la fuente superan los límites permisibles recomendados. Se obtuvieron dosis promedio de $4,290 \pm 0,163 \mu\text{Sv/h}$ y $3,476 \pm 0,049 \mu\text{Sv/h}$, excediendo los límites en $2,01 \pm 0,163 \mu\text{Sv/h}$ y $1,196 \pm 0,049 \mu\text{Sv/h}$, respectivamente.

En los valores medidos en las otras habitaciones se confirmó que la dosis ambiental se encuentra por debajo de los límites establecidos. Para el cálculo del blindaje se identificaron los isótopos radiactivos con mayor actividad específica, considerándose necesarios los análisis de ^{238}U , ^{232}Th , ^{226}Ra y ^{214}Bi . Estos radioisótopos presentan actividades específicas de $4,864 \times 10^{-5} \text{ Ci/g}$, $3,512 \times 10^{-7} \text{ Ci/g}$, $4,054 \times 10^{-7} \text{ Ci/g}$ y $2,810 \times 10^{-7} \text{ Ci/g}$, respectivamente.

Aplicando las ecuaciones (1), (2) y (3), se determinó el espesor adecuado del blindaje de plomo (Pb). Para este análisis se utilizó el método de Tasa de Dosis Máximas de Proyecto (TDMP), considerando una distancia fuente–punto a proteger de 0,5 m. Los coeficientes de atenuación en Pb y los valores de la constante gamma específica fueron tomados de lo planteado por Unger [10]. Los valores obtenidos se presentan en la Tabla 2.

Tabla 2. Valores para el cálculo de blindaje de los isótopos radiactivos

Radionúclido	A_0 (Ci)	A (Ci)	$\dot{H}_0$ (mSv/h)	$\dot{H}_L$ (mSv/h)	Espesor requerido (cm)
^{238}U	0,09701	0,09609	0,2527	0,012	2,309
^{232}Th	0,000702	0,000702	0,00192	0,012	No requerido
^{226}Ra	0,000811	0,00081	0,000392	0,012	No requerido
^{214}Bi	0,000562	0,000562	0,018	0,012	0,307

Nota: El espesor de blindaje se calcula únicamente cuando la tasa de dosis ambiental sin protección ($\dot{H}_0$) supera el nivel de referencia establecido ($\dot{H}_L = 0,012$ mSv/h). En los casos en que $\dot{H}_0 \leq \dot{H}_L$, no se requiere blindaje adicional.

CONCLUSIONES

El análisis de la tasa de dosis equivalente ambiental en las distintas zonas evaluadas evidencia que las zonas correspondientes a las fuentes de ^{238}U y ^{214}Bi superan el nivel de referencia establecido para áreas ocupadas por personas ($1,2 \times 10^{-2}$ mSv/h). Como medida de protección radiológica, se determinó que estas zonas requieren la implementación de blindaje adicional. El cálculo, basado en la atenuación exponencial de la radiación, indica que el espesor de blindaje necesario para reducir la tasa de dosis a niveles aceptables es de 4,25 cm para ^{238}U y 0,602 cm para ^{214}Bi , utilizando plomo de alta pureza (densidad $11,34$ g/cm³). El uso de plomo se justifica por su alta densidad y coeficiente de atenuación lineal, lo cual lo convierte en un material eficaz para este tipo de radiaciones gamma. Los valores de espesor fueron calculados empleando la relación $x = \frac{1}{\mu} \ln \left(\frac{\dot{H}_0}{\dot{H}_L} \right)$, considerando coeficientes de atenuación obtenidos de literatura especializada y condiciones experimentales controladas.

REFERENCIAS

- [1] Z. Y. Hamd *et al.*, "Assessing occupational radiation exposure trends and safety interventions for healthcare professionals at a university hospital in Saudi Arabia," *Radiation Physics and Chemistry*, vol. 235, p. 112817, Oct. 2025.
- [2] T. Barros-Astudillo, E. Hidalgo-Gualán, A. Tello-Calle, and N. Olmedo-Raza, "Conocimiento y aplicación de normas de protección radiológica, bioseguridad y riesgos para la salud en la academia," *Revista de la Facultad de Ciencias Médicas (Quito)*, vol. 48, no. 2, pp. 16–25, Dec. 2023.
- [3] J. Tölgyessy and M. Harangozó, "Radiochemical methods — radionuclide monitoring," in *Encyclopedia of Analytical Science: Second Edition*, Jan. 2005, pp. 16–24.
- [4] International Atomic Energy Agency, "Radiation protection and safety of radiation sources: International basic safety standards. series no. gsr part 3," INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna, Tech. Rep., Jul. 2014.
- [5] F. H. Attix, *Introduction to radiological physics and radiation dosimetry*, 1986.

- [6] N. C. Díaz, "Cálculos de blindajes. optimización vs. paradigmas," *Nucleus*, no. 37, pp. 31–31, 2005, accessed: Jun. 24, 2025. [Online]. Available: <http://nucleus.cubaenergia.cu/index.php/nucleus/article/view/452>
- [7] M. A. Misdaq and A. Chaouqi, "Study of the transfer of ^{238}U , ^{232}Th and ^{222}Rn radionuclides from soil to cereal plants and root vegetables in a semi-arid area: Resulting radiation doses to rural consumers," *Applied Radiation and Isotopes*, vol. 201, p. 111015, Nov. 2023.
- [8] R. Qiu and H. Song, "Review of bremsstrahlung photon dose generated from ultra-intense and ultra-short laser target interactions," *Radiation Physics and Chemistry*, vol. 217, p. 111465, Apr. 2024.
- [9] OIEA, "Normas de seguridad del oiea para la protección de las personas y el medio ambiente," Vienna, Tech. Rep., 2016, accessed: Aug. 28, 2024. [Online]. Available: <http://www-ns.iaea.org/standards/>
- [10] L. M. Unger, D. K. Trubey, and Oak Ridge National Lab., "Specific gamma-ray dose constants for nuclides important to dosimetry and radiological assessment," Tech. Rep., 1982, accessed: Jun. 24, 2025. [Online]. Available: <https://inis.iaea.org/records/682v7-akz42>