

Evaluación radiológica de una fuente de neutrones de AmBe utilizada en el análisis por activación en Paraguay

Radiological assessment of an Am-Be neutron source used in activation analysis in Paraguay

María Leticia Montiel^{1,2} , Luz Bóveda¹  & Julio César Aguiar^{3,*} 

¹Universidad Nacional de Asunción, Facultad de Ciencias Químicas, Dirección de Investigación, Departamento de Técnicas Nucleares, San Lorenzo, Paraguay.

²Universidad Nacional de Asunción, Dirección de Investigación Científica y Tecnológica, Comisión Nacional de Energía Atómica, San Lorenzo, Paraguay.

³Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina.

*Autor de correspondencia: jcaguiar74@hotmail.com.

Resumen: Este trabajo presenta la caracterización radiológica de la sala que alberga una fuente isotópica de $^{241}\text{Am} - \text{Be}$ perteneciente al Laboratorio de Activación Neutrónica del Departamento de Técnicas Nucleares, Facultad de Ciencias Químicas, Universidad Nacional de Asunción. La fuente, originalmente calibrada con una actividad de 25 Ci en 1987, produce neutrones mediante la reacción nuclear $^9\text{Be}(\alpha, n)^{12}\text{C}$, donde las partículas alfa emitidas por el ^{241}Am interactúan con núcleos de berilio generando neutrones rápidos del orden de algunos MeV. Estos neutrones inducen reacciones de captura en núcleos estables, produciendo radionucleidos excitados que posteriormente decaen mediante emisión beta y gamma. La radiación gamma asociada a la activación se midió con un detector FNIRSI. El objetivo principal del estudio fue medir la tasa de dosis equivalente de neutrones en el recinto y correlacionarla con el flujo neutrónico, con el fin de proporcionar información técnica para la implementación y optimización de protocolos de protección radiológica, minimizando la exposición de trabajadores, estudiantes y público en general. Las mediciones de tasa de dosis se realizaron utilizando un detector de neutrones que utiliza He-3 como gas de reacción (CRAMAL-31), considerando la geometría de la fuente y la dependencia angular del campo de radiación, se obtuvo una tasa de dosis promedio de 7,6 $\mu\text{Sv/h}$, mientras que el valor máximo registrado fue de 13 $\mu\text{Sv/h}$ en las proximidades inmediatas de la fuente. Asimismo, se evaluó la distribución espacial del campo neutrónico dentro del laboratorio, permitiendo establecer criterios de zonificación radiológica.

Palabras clave: Activación neutrónica - Protección radiológica - Fuente AmBe - Flujo de neutrones - Tasa de dosis.

Abstract: This work presents the radiological characterization of a laboratory room housing a $^{241}\text{Am} - \text{Be}$ neutron source at the Neutron Activation Laboratory of the Department of Nuclear Techniques, Faculty of Chemical Sciences, National University of Asunción. The source, originally calibrated at an activity of 25 Ci in 1987, produces neutrons through the $^9\text{Be}(\alpha, n)^{12}\text{C}$ reaction, in which alpha particles emitted by ^{241}Am interact with beryllium nuclei, generating fast neutrons with energies of a few MeV. These neutrons induce activation reactions in stable nuclei, producing radioactive isotopes that subsequently decay via beta and gamma emission. The emitted gamma radiation enables the identification and quantification of activated elements by means of gamma-ray spectrometry. The primary objective of this study was to measure the neutron ambient dose equivalent rate inside the facility and to correlate it with the neutron flux, providing technical information for the implementation and optimization of radiation protection protocols aimed at minimizing occupational and public exposure. Dose rate measurements were performed using a CRAMAL-31 neutron detector, taking into account the source geometry and angular dependence of the radiation field. An average dose equivalent rate of 7,6 $\mu\text{Sv/h}$ was obtained, with a maximum value of 13 $\mu\text{Sv/h}$ recorded in the immediate vicinity of the source. The spatial distribution of the neutron field within the laboratory was also evaluated, allowing the establishment of radiological zoning criteria.

Key words: Neutron activation-Radiation protection-AmBe source-Neutron flux-Dose rate.

Introducción

El uso de radiación ionizante en tareas rutinarias de análisis de laboratorio implica riesgos asocia-

dos a la exposición ocupacional. Este riesgo se fundamenta en que la radiación ionizante es un tipo de energía que se libera en forma de partículas

Editor responsable: Edher Z. Herrera* 

Recibido: 15/04/2026

Aceptado: 09/07/2026

*Univ.Nacional de Asunción, Fac. de Ciencias Exactas y Naturales, Laboratorio de Análisis Molecular y Elemental, San Lorenzo, Paraguay



2078-399X/2026 Facultad de Ciencias Exactas y Naturales - Universidad Nacional de Asunción, San Lorenzo, Paraguay.
Este es un artículo de acceso abierto bajo la licencia CC BY 4.0 (<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.es>).

o fotones con la suficiente energía para ionizar átomos o moléculas, es decir, para desprender electrones de sus órbitas y ionizar. (Di Rocco & Aguiar, 2025). El efecto biológico de estas interacciones se cuantifica mediante la dosis absorbida, definida como la energía depositada por unidad de masa del material, y mediante la dosis equivalente, que incorpora el tipo y la calidad de la radiación incidente (ARN-Argentina, 2007)

La radiación ionizante interactúa con la materia a través de distintos mecanismos, dependiendo de su naturaleza y energía. En el caso de la radiación gamma, la interacción con los electrones del medio ocurre principalmente mediante efecto fotoeléctrico, dispersión Compton y producción de pares, procesos cuya probabilidad depende de la energía del fotón incidente y del número atómico del material. La radiación beta, constituida por electrones o positrones emitidos en procesos de desintegración nuclear, produce ionización directa a través de colisiones inelásticas con los electrones atómicos y puede generar radiación de frenado (*bremssstrahlung*) en materiales de alto número atómico. Por su parte, la radiación alfa, formada por núcleos de ^4He , presenta un elevado poder de ionización debido a su alta carga y masa, depositando su energía en trayectorias cortas con un alto LET (Linear Energy Transfer) y, en consecuencia, una mayor eficacia biológica relativa en exposiciones internas.

Los neutrones, a diferencia de las radiaciones cargadas, son partículas eléctricamente neutras que interactúan principalmente con los núcleos atómicos. No producen ionización directa, sino que generan ionización secundaria a través de las partículas cargadas resultantes de sus reacciones nucleares. Debido a la ausencia de carga eléctrica, no son desviados por campos electromagnéticos y presentan un elevado poder de penetración. Se encuentran comúnmente en reactores nucleares y en fuentes isotópicas como ^{241}Cf o $^{241}\text{Am-Be}$.

Las interacciones neutrón-materia pueden clasificarse principalmente en: (a) absorción, donde el neutrón es capturado por el núcleo formando un radionucleido, y (b) dispersión, en la cual ocurre

transferencia de energía entre el neutrón y el núcleo blanco. La dispersión elástica constituye el mecanismo fundamental para la moderación de neutrones rápidos, razón por la cual se emplean materiales de bajo número atómico —como hidrógeno en agua o polietileno, deuterio en agua pesada, berilio o carbono en grafito— como moderadores. (Navarro, 2000), (ARN-Argentina, 2007), (Knoll, 1999).

Desde el punto de vista energético, los neutrones se clasifican en neutrones térmicos, con energía promedio de aproximadamente 0,025 eV a temperatura ambiente, neutrones intermedios o epitérmicos, resultantes del proceso de moderación, cuya distribución energética es aproximadamente proporcional a $1/v$, y neutrones rápidos, con energías superiores a decenas de keV, típicamente producidos en reacciones nucleares. (Quiceno Betancourt, 2014)

La probabilidad de cada tipo de interacción está determinada por la sección eficaz σ , magnitud característica de cada núcleo y fuertemente dependiente de la energía del neutrón incidente. (Garg *et al.*, 1986).

La exposición a radiaciones alfa, beta, gamma y neutrones puede producir daños en tejidos vivos y en el ADN, incrementando el riesgo de efectos deterministas y estocásticos. Por ello, la protección radiológica se basa en principios fundamentales como la reducción del tiempo de exposición, el aumento de la distancia a la fuente y el uso de blindajes adecuados.

Aplicaciones de la activación neutrónica en la industria

La activación neutrónica o el análisis por activación neutrónica (AAN) constituye una técnica ampliamente utilizada en minería, control ambiental, arqueología, medicina e industria nuclear (Didi *et al.*, 2017). Por ejemplo, es ampliamente utilizada en la determinación indirecta del contenido de hidrógeno y, por lo tanto, de humedad en medios porosos. Este principio permite determinar la humedad en suelos. Para esto se utilizan sondas neutrónicas introducidas en dichas perforaciones,

así como en la industria petrolera para la evaluación de formaciones, porosidad y contenido de fluidos. Si bien estas aplicaciones no corresponden estrictamente al análisis por activación neutrónica convencional, comparten con el AAN el aprovechamiento de la interacción de los neutrones con la materia como herramienta de caracterización no destructiva.

En el campo de la minería, geología y arqueometría, el AAN ha sido empleado para la caracterización elemental de materiales minerales, permitiendo establecer relaciones de procedencia y origen geográfico mediante el análisis de la composición elemental. Permitiendo caracterizar estos materiales y aportar información sobre su procedencia (Hermo et al., 2025).

En el ámbito del control ambiental, ciencias del suelo y agricultura, para la determinación de elementos presentes en suelos y su aplicación en la cuantificación de elementos como silicio (Garcete et al., 2024), (Sierra et al., 2020; Krishnan et al., 2022).

En el área de la medicina, el AAN ha sido aplicado para la determinación multielemental en matrices biológicas, aprovechando su capacidad para identificar y cuantificar elementos esenciales y potencialmente tóxicos en concentraciones bajas. Estudios realizados en órganos y tejidos humanos han demostrado su utilidad para evaluar la distribución de elementos traza y su posible relación con procesos fisiológicos o patológicos (Kato et al., 2003; Zhong et al., 1999).

Asimismo, en la industria nuclear, el análisis por activación neutrónica ha sido aplicado para la caracterización de materiales empleados en reactores nucleares. Debido a su naturaleza no destructiva y alta sensibilidad para la determinación multielemental, esta técnica permite evaluar la composición de aleaciones utilizadas en componentes críticos, como los recubrimientos de combustible nuclear fabricados con aleaciones de zirconio (Zircaloy), contribuyendo al control de calidad y verificación de especificaciones de estos materiales (Kumar et al., 2004).

En este contexto, el presente estudio aborda

la caracterización radiológica de un laboratorio de análisis por activación neutrónica que emplea una fuente isotópica de $^{241}\text{Am} - \text{Be}$. Esta fuente, con una actividad inicial de 25 Ci en 1987, genera neutrones mediante la reacción nuclear $^9\text{Be}(\alpha, n)^{12}\text{C}$, donde las partículas alfa emitidas por el americio interactúan con el berilio produciendo neutrones rápidos de unos 4 MeV. Al “termalizar” estos neutrones (disminuir su energía) pueden inducir la activación de elementos estables circundantes, formando radionucleidos detectables mediante espectrometría gamma.

La actividad inducida en una muestra irradiada bajo flujo neutrónico constante se describe mediante el modelo de producción y decaimiento radiactivo propuesto en la literatura clásica de ingeniería nuclear (Glasstone & Sesonske, 1994):

$$A(Bq) = \left(\frac{m\theta}{M}\right) N_A \varphi_{th} \sigma (1 - \exp(-\lambda t_i)) \exp(-\lambda t) \quad (1)$$

donde A es la actividad en Bq; m es la masa del elemento (g); θ es la abundancia isotópica; M es la masa atómica en una; N_A es el número de Avogadro; φ_{th} es el flujo térmico ($n/cm^2 \cdot s$); σ es la sección eficaz de captura térmica; $\lambda = \ln 2/T_{1/2}$ es la constante de decaimiento; t_i es el tiempo de irradiación; y t es el tiempo de decaimiento.

En Paraguay las prácticas que involucran radiación ionizante de este tipo (fuente emisor alfa-beta-gamma del $^{241}\text{Am}-\text{Be}$ + neutrones) se encuentran categorizadas según la Autoridad Reguladora Radiológica Nuclear (ARRN) como categoría II, esto es, de riesgo alto, donde la licencia de operación es otorgada por 2 años (ARRN, 2016).

Envejecimiento de la fuente

Teniendo en cuenta que el año de fabricación de la fuente es 1987, uno de los principales inconvenientes asociados al uso de larga data es la incertidumbre respecto al estado físico-químico interno del compuesto $^{241}\text{Am}-\text{Be}$. Con el transcurso del tiempo, factores como la humedad, procesos de oxidación o modificaciones en la microestructura del material pueden alterar su composición efectiva y la distribución del americio en la matriz de

berilio, afectando potencialmente la eficiencia de emisión de partículas alfa. Dado que la producción de neutrones en este tipo de fuentes está gobernada por la reacción nuclear $\alpha + \text{Be}$, cualquier variación en la tasa de emisión, energía o autoabsorción de las partículas alfa puede impactar directamente en el rendimiento neutrónico y en el espectro energético emitido por la fuente. (Garg & Batra, 1986; Glasstone & Sesonske, 1994)

Una descripción detallada del procedimiento experimental y de los criterios empleados para verificar que la fuente se encuentra en condiciones operativas adecuadas, pese a su antigüedad, puede consultarse en el trabajo (Montiel & Aguiar 2026). En el trabajo mencionado se ha realizado la medición del flujo térmico mediante la activación de una sal de cobalto, resultando que la fuente no ha perdido el flujo inicial de neutrones.

Una vez verificada la integridad de la fuente se relacionó el flujo térmico con la tasa equivalente de emisión térmica mediante la aproximación difusiva usando

$$\varphi_{th}(r) = \frac{S_{th}}{4\pi D r} \exp\left(-\frac{r}{L}\right) \quad (2)$$

donde S_{th} es la intensidad térmica ($n \cdot s^{-1}$). Para la configuración de blindaje y moderación utilizada en este sistema, aproximadamente el 22 % del campo neutrónico corresponde a neutrones térmicos generados por el proceso de moderación de los neutrones rápidos emitidos por la fuente $^{241}\text{Am}-\text{Be}$. D es el coeficiente de difusión y $L = \sqrt{D/\Sigma_a}$ es la longitud de difusión y r es la distancia a un punto (Glasstone, 1994). De esta manera se puede determinar entonces el valor de $\varphi_{th}(r)$ utilizando $D = 0,8 \text{ cm}^2/\text{s}$ y $L = 5,5 \text{ cm}$ ambos datos extraídos de los promedios de parafina mencionado en (Montiel & Aguiar, 2026), lo cual el resultado nos da 29,03 n.s.

La medición directa de la tasa de dosis equivalente de neutrones constituye una herramienta importante para la evaluación radiológica real del campo de radiación, independientemente de la incertidumbre asociada al flujo neutrónico teórico de la fuente. Este enfoque adquiere especial importancia en Paraguay, donde no se dispone actualmente

de un sistema nacional de dosimetría de neutrones, por lo que la generación de datos experimentales locales resulta clave para la implementación de medidas de protección radiológica adecuadas y para la gestión segura de este tipo de instalaciones.

Materiales y métodos

El presente estudio se realizó en un laboratorio de activación neutrónica de Paraguay con el objetivo de evaluar la tasa de dosis de neutrones en el entorno de la fuente. Para más detalle sobre la constitución de la fuente se puede consultar en (Hoste, 1988). Para ello, se utilizó un detector de neutrones portátil, registrándose las tasas de dosis en distintos puntos alrededor del perímetro de la fuente, de acuerdo con una distribución espacial previamente definida.

La tasa de dosis neutrónica fue medida mediante un monitor portátil CRAMAL-31, basado en un contador proporcional de ^3He ubicado en el centro de una esfera moderadora de polietileno de 20 cm de diámetro. El principio de funcionamiento del equipo se basa en la detección indirecta de neutrones térmicos a través de la reacción $^3\text{He}(n,p)^3\text{H}$, en la que los protones generados producen ionización en el gas del detector, originando pulsos eléctricos proporcionales a las interacciones neutrónicas.

La esfera moderadora permite desacelerar los neutrones rápidos, ampliando la sensibilidad del detector a un amplio intervalo de energías. De acuerdo con las especificaciones del fabricante permite medir la tasa de dosis equivalente, la dosis integrada y el tiempo de exposición, con un rango operativo aproximado de 2 $\mu\text{Sv/h}$ a 200 mSv/h . Estas características lo hacen adecuado para la caracterización de campos neutrónicos en instalaciones donde se emplean fuentes isotópicas de neutrones.

El factor de conversión establecido por el fabricante del detector CRAMAL-31 corresponde a 4 cuentas por segundo (cps) equivalentes a 1 $\mu\text{Sv/h}$ para una fuente de referencia de ^{252}Cf . Este factor se encuentra asociado a la respuesta del detector frente al espectro neutrónico característico de dicha fuente. En este sentido, es importante considerar que las fuentes de ^{252}Cf y $^{241}\text{Am}-\text{Be}$ presentan dis-



Figura 1. Ubicación del detector de uno de los puntos de medición.

tribuciones energéticas diferentes, aunque ambas corresponden principalmente a emisores de neutrones rápidos. Estudios basados en simulaciones Monte Carlo han mostrado que, si bien existen diferencias en la región de altas energías, los espectros de ambas fuentes presentan comportamientos comparables a bajas energías (Stegeman et al., 2021). Además, debido al empleo de una esfera moderadora de polietileno, los neutrones térmicos generados hacen que la probabilidad de detección sea de igual manera para una fuente u otra, reduciendo la dependencia de la respuesta respecto al espectro inicial de la fuente (Pozzi et al., 2007).

El detector se ubicó a una altura de 62 cm respecto al nivel del suelo, coincidente con la posición de la fuente, y se estableció un tiempo de estabilización de 10 minutos por punto de medición. El tiempo de estabilización fue definido a partir de pruebas preliminares realizadas con intervalos más cortos entre 1 a 5 minutos, en las cuales se observó que el sistema alcanzaba condiciones estables en tiempos menores. Sin embargo, con el fin de garantizar la máxima reproducibilidad de las mediciones y minimizar posibles efectos transitorios asociados al posicionamiento de la fuente y la respuesta del

sistema de detección, se adoptó un tiempo de estabilización conservador de 10 minutos por posición.

Este criterio permitió asegurar condiciones operativas estables en todas las mediciones, reduciendo la influencia de variaciones iniciales y mejorando la consistencia global del conjunto de datos. En cada punto se realizaron tres mediciones independientes, considerándose como valor representativo la mayor tasa de dosis registrada, con el fin de adoptar un enfoque conservador mediante la sobreestimación de la exposición. Se monitoreó la tasa de dosis de radiación secundaria mediante un detector portátil FNIRSI® GC-01 (FNIRSI Technology Co., Ltd.), equipado con un tubo Geiger-Müller de energía compensada (Fig. 1). El dispositivo se utilizó para evaluar los niveles de exposición ambiental resultantes de la interacción de la fuente de neutrones con el blindaje/entorno, operando en un rango de energía de 48 keV a 1.5 MeV.

Estas mediciones permitieron elaborar un mapa radiológico preliminar del área de influencia de la fuente bajo condiciones controladas de laboratorio. A partir de los datos obtenidos, se realizó la estimación de la tasa de dosis asociada al flujo de neutrones emitido por la fuente $^{241}\text{Am-Be}$, aportando información relevante para la evaluación radiológica y la implementación de medidas de protección radiológica.

Resultados

Las mediciones de la tasa de dosis arrojaron valores en el rango de 0 a 13 $\mu\text{Sv/h}$, observándose los valores máximos en las posiciones más cercanas al acceso a la fuente, lo que refleja la influencia de la geometría y la proximidad a la fuente en la distribución espacial del campo de radiación.

En la Tabla 1 se observan los puntos de medición de la tasa de dosis considerando las posiciones de trabajo, según los protocolos del laboratorio, el analista se acerca al contenedor de la fuente por el lado lateral derecho, y luego de quitar la tapa de ingreso a la fuente, desplaza la mano hacia el punto representado como P9.

Al medir la tasa de dosis se realizaron mediciones en la dirección del lugar de entrada de la muestra

Tabla 1. Resultados de medición de tasa de dosis equivalente de neutrones y gammas.

Punto de medición respecto al centro (fuente)	Tasa de dosis debido a neutrones (μSv/h)	Tasa de dosis debido a gammas (μSv/h)
P1	5,20	0,54
P2	7,80	0,63
P3	5,20	0,61
P4	13	0,83
P5	5,20	0,73
P6	7,80	0,76
P7	5,20	0,55
P8	13	2,40
P9	5,20	0,45
P10	1,30	0,33
P11	5,20	0,46
P12	1,30	0,33
P13	1,30	0,13
P14	0	0,15

para irradiación, encontrándose que la mayor tasa de dosis se presentó en los puntos correspondientes a P4 y P8 respectivamente, estos puntos se encuentran ubicados a 50 cm del centro de la fuente.

En la Fig. 2 se observa la posición del detector en el punto P1 de medición de tasa de dosis en el perímetro del contenedor de la fuente.

Un procedimiento similar y más directo al realizado con la ec.(2) se puede implementar si tomamos que el flujo de neutrones total, que es de $4,7 \times 10^7 \text{ n/s}$ emitidos en 4π . De esta manera la relación del flujo de neutrones con la tasa de dosis puede hacerse mediante el cálculo de ángulo sólido Ω sustentado por el detector de neutrones, y relacionado con la eficiencia del detector. Así, el ángulo sólido se define como el cociente entre área sustentado por el detector y la distancia al cuadrado. Considerando que en dicho ángulo sólido existe una probabilidad, a la que llamaremos eficiencia ϵ_i (eficiencia

intrínseca) de que la partícula que ingresa al detector sea o no detectada, de esta manera la eficiencia geométrica se define como:

$$\epsilon_G = \epsilon_i \Omega = \frac{\epsilon_f A}{4\pi d^2} \quad (3)$$

Donde Ω es el ángulo sólido, A el área de detección y d la distancia. ϵ_G tiene unidades de ángulo sólido ya que la ϵ_i es adimensional. Teniendo en cuenta que esta eficiencia es el cociente entre número de partículas detectadas y número de partículas que ingresan en el detector. En particular, estos detectores poseen una eficiencia de $\epsilon_i \cong 1/20$ para neutrones térmicos. Se ha considerado que estos valores pueden variar dependiendo de la esfera de parafina que recubre el detector de neutrones de He-3. El valor de eficiencia utilizado fue estimado empíricamente mediante la comparación entre las tasas de conteo medidas y las tasas de dosis registradas en los distintos puntos de medición. El valor obtenido mostró una concordancia razonable con los valores de eficiencia reportados en la literatura para detectores CRAMAL. El detector utilizado presenta según fabricante una precisión del $\pm 10\%$.

Por otra parte, en la ec. (3) A es el área de detección, en este caso el área sustentada por el detector de neutrones que es un cilindro con 12,7 mm x 40 mm. De esta manera el ángulo sólido calculado considerando la relación $4,7 \times 10^7 \text{ n/s} \rightarrow 4\pi(\text{sr})$, y utilizando regla de tres simple para relacionar el ángulo sólido del detector correspondiente al número de partículas calculadas según:

$$\epsilon_G = \left(\frac{1}{20}\right) \frac{1,27 * 4 \text{ cm}^2}{4\pi(50 \text{ cm})^2} = 8,08 \times 10^{-6} \text{ (sr)} \quad (4)$$
$$\left[\begin{array}{ll} 4,7 \times 10^7 \frac{\text{n}}{\text{s}} & \rightarrow 4\pi \text{ (sr)} \\ x & \rightarrow 8,08 \times 10^{-6} \text{ (sr)} \end{array} \right.$$

El resultado obtenido fue de $x = 30,4\text{cps}$, correspondiente al número de neutrones detectados a partir del flujo neutrónico estimado. Para convertir esta tasa de conteo en tasa de dosis equivalente, se utilizó el factor de conversión indicado en la hoja técnica del detector CRAMAL-31, que establece una relación aproximada de 4 cps por 1 μSv/h.

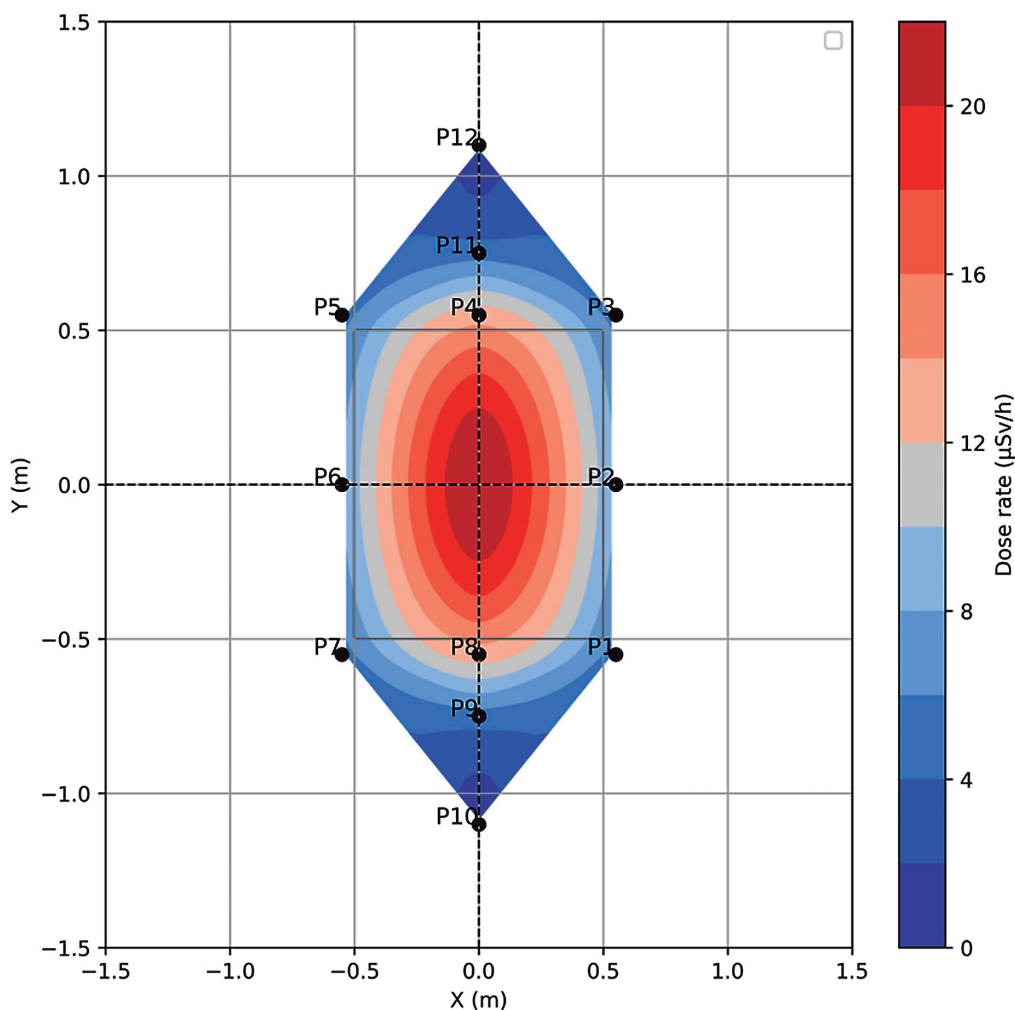


Figura 2. Tasa de dosis debida a neutrones en unidades de $\mu\text{Sv/h}$, el punto (0,0) representa la ubicación de la fuente y el punto (0, -0,6) representa el lugar de entrada de la muestra para irradiación.

Aplicando esta relación, se obtiene una tasa de dosis equivalente estimada de $7,6 \mu\text{Sv/h}$.

Otros de los puntos, correspondiente al P1 monitoreado (vértice a $70,71 \text{ cm}$), resulta:

$$\epsilon_G = \left(\frac{1}{20}\right) \frac{1,27 \cdot 4 \text{ cm}^2}{4\pi(70,71 \text{ cm})^2} = 4,06 \times 10^{-6} \text{ (sr)} \quad (5)$$

Lo que resulta:

$$\begin{bmatrix} 4,7 \times 10^7 & \rightarrow & 4\pi \\ x & \rightarrow & 4,06 \times 10^{-6} \end{bmatrix}$$

El resultado obtenido fue de $x = 15,18 \text{ cps}$ ($\approx$ n/s detectados). Utilizando nuevamente el factor

de conversión indicado en la hoja técnica del detector CRAMAL-31, correspondiente a 4 cps por $1 \mu\text{Sv/h}$, se obtiene una tasa de dosis equivalente estimada de $3,8 \mu\text{Sv/h}$. Este valor resulta inferior al valor medido experimentalmente en el punto P1 ($5,2 \mu\text{Sv/h}$), lo que corresponde a un error relativo de 26,9 %.

La tasa de dosis promedio medida en el entorno de la fuente Am-Be fue de $7,6 \mu\text{Sv/h}$, proporcionando una referencia estimativa para la evaluación de la dosis efectiva y del riesgo radiológico. Las mediciones realizadas en 12 puntos equidistantes a 50 cm a ambos lados de la fuente mostraron

valores equivalentes, indicando una distribución aproximadamente simétrica del campo de radiación. Se observó que la mayor tasa de dosis ($13 \mu\text{Sv/h}$) se registró en la entrada del canal de irradiación, ubicada a 50 cm de la fuente, mientras que al aumentar la distancia la tasa de dosis disminuye conforme a la ley del inverso del cuadrado.

La comparación entre el flujo neutrónico determinado mediante activación y los resultados obtenidos con el detector de neutrones permitió establecer una relación entre la intensidad de neutrones detectada y el comportamiento experimental de la fuente.

Además, se identificaron diferencias en la distribución espacial de la radiación: las posiciones laterales próximas a la entrada del canal de irradiación presentaron menores tasas de dosis que la zona lateral media, la cual se encuentra más cercana al emisor.

Conclusiones

Los resultados obtenidos permitieron caracterizar radiológicamente el entorno de una fuente isotópica de Am-Be utilizada en análisis por activación neutrónica. Las mediciones realizadas evidenciaron una distribución espacial no uniforme del campo de radiación, con tasas de dosis más elevadas en las posiciones próximas al canal de irradiación y valores menores en las posiciones laterales, lo que pone de manifiesto la influencia de la geometría de la instalación, la orientación de la fuente y la distancia respecto del punto de medición.

La tasa de dosis equivalente debida a neutrones presentó valores máximos del orden de $13 \mu\text{Sv/h}$ en las proximidades de la entrada del canal de irradiación, mientras que la contribución de la radiación gamma fue menor, aunque no despreciable. Al considerar en forma conjunta ambos campos de radiación (neutrón + gamma), la zona donde se inserta la muestra a activar alcanza aproximadamente $8,4 \mu\text{Sv/h}$. Para una ocupación anual de 2000 h, este valor corresponde a una dosis efectiva anual de $16,8 \text{ mSv/año}$, aún por debajo del límite establecido para el personal ocupacionalmente expuesto, pero suficientemente significativo como para requerir

criterios de optimización radiológica.

En consecuencia, los resultados confirman la necesidad de minimizar el tiempo de permanencia en las áreas cercanas a la fuente, especialmente durante las operaciones de inserción y retiro de muestras. La planificación previa de las tareas, la permanencia preferencial en las posiciones laterales de menor tasa de dosis y la reducción de maniobras innecesarias constituyen medidas simples y efectivas para disminuir la exposición ocupacional, en concordancia con el principio ALARA.

Asimismo, se recomienda establecer una zonificación radiológica del laboratorio basada en los valores medidos, diferenciando las áreas de mayor exposición de aquellas donde la permanencia resulta más favorable. También resulta conveniente implementar el uso de dosimetría individual para el personal involucrado, complementar las mediciones periódicas de neutrones con monitoreos de radiación gamma y mantener procedimientos escritos para la manipulación segura de muestras irradiadas. El uso de guantes y elementos auxiliares de manipulación debe considerarse como parte de las buenas prácticas de laboratorio, especialmente al trabajar con muestras activadas.

Finalmente, este estudio aporta información experimental local relevante para la gestión segura de una instalación de activación neutrónica en Paraguay. La correlación entre las mediciones de tasa de dosis, la geometría del recinto y las condiciones operativas de la fuente permite fortalecer los protocolos de protección radiológica, optimizar las condiciones de trabajo y disponer de una base técnica para futuras evaluaciones, controles periódicos y mejoras en el diseño operativo del laboratorio.

Contribución de los autores

Todos los autores contribuyeron de manera equitativa en la elaboración de este artículo.

Conflictos de interés

Los autores declaran no tener conflictos de interés.

Fuente de financiamiento

Fuente de financiamiento propia.

Literatura citada

- ARN-Argentina, A.R.N. (2007). *Manual curso de posgrado en protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación*. Buenos Aires: Facultad de Ingeniería.
- ARRN. (2016). *Reglamento básico de protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación ionizante de la Autoridad Reguladora Radiológica y Nuclear*. Asunción: Autoridad Reguladora Radiológica y Nuclear. 43 pp. <[https://arrn.gov.py/wp-content/uploads/2023/07/4-Resolucion_D_ARRN_N_26-2016 - Reglamento Basico de Proteccion Radiologica y Seguridad de las Fuentes.pdf](https://arrn.gov.py/wp-content/uploads/2023/07/4-Resolucion_D_ARRN_N_26-2016_-_Reglamento_Basico_de_Proteccion_Radiologica_y_Seguridad_de_las_Fuentes.pdf)>.
- Consejo de Seguridad Nuclear. (2023). *Protección radiológica*. Madrid: Consejo de Seguridad Nuclear. [Consulted: 17.ix.2026]. <<https://www.csn.es/proteccion-radiologica>>.
- Di Rocco, H.O. & Aguiar, J.C. (2025). *Física atómica aplicada*. Tandil: UNICEN. ii + 463 + 20 pp. <[https://www.researchgate.net/publication/390565344 Fisica Atomica Aplicada - Autores Hector O Di Rocco y Julio C Aguiar](https://www.researchgate.net/publication/390565344_Fisica_Atomatica_Aplicada_-_Autores_Hector_O_Di_Rocco_y_Julio_C_Aguiar)>.
- Didi, A., Dadouch, A., Jaï, O., Tajmouati, J. & El Bekkouri, H. (2017). Neutron activation analysis: Modelling studies to improve the neutron flux of Americium-Beryllium source. *Nuclear Engineering and Technology*, 49(4): 787–791. <<https://doi.org/10.1016/j.net.2017.02.002>>.
- Garcete, F., Bóveda, L., Montiel, M.L., Toledo, J., Rabito, A.A., Ramírez, D. & Michajluk, J. (2024). Efecto de la concentración de silicio en suelo sobre el rendimiento agrícola en cultivos de frutilla *Fragaria* × *ananassa* (Duchesne ex Weston) Duchesne ex Rozier en Areguá, Pirayú, Capiatá y J. Augusto Saldívar, Paraguay. *Revista Investigaciones y Estudios - UNA*, 15(2): 66–79. <<https://doi.org/10.57201/ieuna2424627>>.
- Garg, A.N. & Batra, R.J. (1986). Isotopic sources in neutron activation analysis. *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, 98: 167–194. <<https://doi.org/10.1007/BF02060444>>.
- Glasstone, S. & Sesonske, A. (1994). *Nuclear reactor engineering* (4th Ed.). New York: Chapman & Hall. xvi + 381. <<https://doi.org/10.1007/978-1-4615-2083-2>>.
- Hermo, D., Plá, R., Invernizzi, R., Magnin, L., Miotti, L., Pérez, A. & Stern, C. (2025). Caracterización de obsidias arqueológicas del Macizo del Deseado (Santa Cruz, Argentina) mediante análisis por activación neutrónica. *Relaciones*, 50(e109): 1–21. <<https://doi.org/10.24215/18521479e109>>.
- Hoste, J. (1988). *Isotopic neutron sources for neutron activation analysis: User's manual (IAEA-TECDOC-465)*. Vienna: International Atomic Energy Agency. 113 pp. <<https://inis.iaea.org/records/5txmg-h5v96>>.
- International Atomic Energy Agency. (2023). *Neutron monitoring for radiation protection*. Vienna: International Atomic Energy Agency. *IAEA Safety Reports Series*, 115. <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/PUB1987_web.pdf>.
- Katoh, Y., Sato, T. & Yamamoto, Y. (2003). Use of instrumental neutron activation analysis to determine concentrations of multiple trace elements in human organs. *Archives of Environmental Health*, 58(10): 655–661. <<https://doi.org/10.3200/AEOH.58.10.655-661>>.
- Knoll, G.F. (1999). *Radiation detection and measurement*. (3rd Ed.). New York: John Wiley & Sons. xiv + 801 pp.
- Krishnan, K., Saion, E.B., Yap, C.K., Chong, M.Y. & Nadia, A.S. (2022). Determination of trace elements in sediments samples by using neutron activation analysis. *Journal of Experimental Biology and Agricultural Sciences*, 10(1): 21–31. <<https://jebas.org/ojs/index.php/jebas/article/view/244>>.
- Kumar, A., Acharya, R., Reddy, A.V.R. & Nair, A.G.C. (2004). Standard-less analysis of Zircaloy clad samples by an instrumental neutron activation method. *Journal of Nuclear Materials*, 326(2–3): 80–85. <<https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2003.08.001>>.

- [org/10.18006/2022.10\(1\).21.31](https://doi.org/10.18006/2022.10(1).21.31)>.
- Montiel, M.L. & Aguiar, J.C. (2026). Thermal neutron flux determination of a ^{241}Am -Be source using cobalt chloride salt as an alternative activation material. *Applied Radiation and Isotopes*, 228(112318). <<https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2025.112318>>.
- Navarro, J. (2000). El neutrón de Chadwick y su interpretación. *Cronos*, 3(2): 273–295. <<https://digital.csic.es/handle/10261/101259>>.
- Pozzi, S.A., Marek, F., Pazsit, I. & Enqvist, A. (2007). Monte Carlo models of neutron detection with organic scintillators. Pp. 1155–1160, in Yu, B. (Ed.). *Proceedings of the 2007 IEEE Nuclear Science Symposium Conference Record*. Piscataway: Institute of Electrical and Electronics Engineers. xl + 4688 pp. <<https://doi.org/10.1109/NSS-MIC.2007.4437236>>.
- Sierra, O.A., Alonso, D.L., Parrado, G.A., Herrera, D.C., Porras, A.F. & Peña, M.L. (2020). Determinación de la fracción de masa de lantano (La) en suelos mediante análisis por activación neutrónica. *Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*, 4: 5–15. <<https://doi.org/10.32685/2590-7468/invap-nuclear.4.2020.516>>.
- Stegeman, L., Hieber, T., Sarkar, D. & Oxandale, S. (2021). Nuclear Instrument and methods. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*, 1020(165865). <<https://doi.org/10.1016/j.nima.2021.165865>>.
- Zhong, H., Tan, M., Fu, Y. & Tang, Z. (1999). Determination of trace elements in tissue of human uterine cancer by instrumental neutron activation analysis. *Biological Trace Element Research*, 71: 569–574. <<https://doi.org/10.1007/BF02784245>>.