

Características dosimétricas de fuentes isotópicas de neutrones

H.R. Vega-Carrillo^{a,b,c}, E. Manzanares Acuña^a, V.M. Hernández Dávila^{a,b},
G.A. Mercado Sánchez^c E. Gallego Díaz^d y A. Lorente Fillol^d

Unidades Académicas: ^aEstudios Nucleares, ^bIng. Eléctrica y ^cMatemáticas; Universidad Autónoma de Zacatecas
Apdo. Postal 336, 98000 Zacatecas, Zac. México
e-mail: ferminetron@yahoo.com

^dDepartamento de Ingeniería Nuclear Universidad Politécnica de Madrid
C/José Gutiérrez Abascal 2, E-28006 Madrid, España
e-mail: eduardo.gallego@upm.es

Recibido el 8 de marzo de 2005; aceptado el 4 de julio de 2005

Mediante métodos Monte Carlo se han calculado los espectros de los neutrones producidos por ²⁵²Cf, ²⁵²Cf/D₂O, ²⁴¹AmBe, ²³⁹PuBe, ¹⁴⁰LaBe, ²³⁹Pu¹⁸O₂ y ²²⁶RaBe. Con la información del espectro se calculó la energía promedio de los neutrones de cada fuente. Mediante los coeficientes de fluencia a dosis se determinaron, para cada una de las fuentes estudiadas, los factores de fluencia a dosis. Las dosis calculadas fueron H, H*(10), H_{p,slab}(10,0°), E_{AP} y E_{ISO}. Para los cálculos, las fuentes se modelaron como puntuales y sus características se determinaron en el vacío. Además, para el caso de las fuentes de ²³⁹PuBe y ²⁴¹AmBe, se realizaron cálculos Monte Carlo modelando las fuentes con sus dimensiones, y las propiedades dosimétricas se determinaron en un espacio lleno de aire. Los resultados de esta última fase de cálculos se compararon con los resultados experimentales obtenidos para ambas fuentes.

Descriptores: Fuentes de neutrones; Monte Carlo; dosimetría.

Using Monte Carlo methods, the neutron spectra produced by ²⁵²Cf, ²⁵²Cf/D₂O, ²⁴¹AmBe, ²³⁹PuBe, ¹⁴⁰LaBe, ²³⁹Pu¹⁸O₂ and ²²⁶RaBe were calculated. The mean energy and the dosimetric features for each source were determined. The calculated dose were H, H*(10), H_{p,slab}(10,0°), E_{AP} y E_{ISO}. During calculations the sources were modeled as point-like and the dosimetric features were determined in vacuum. For ²³⁹PuBe and ²⁴¹AmBe neutron sources the Monte Carlo calculations were carried out using the actual dimensions and their dosimetric characteristics were evaluated inside of an air-filled region. These results were compared with experimental data.

Keywords: Neutron sources; Monte Carlo; dosimetry.

PACS: 29.25.Dz; 24.10.i.x; 28.20.Gd

1. Introducción

Al interactuar con la materia, los neutrones depositan su energía de diversas maneras, generando partículas cargadas secundarias que adquieren espectros de energía complejos, o bien emitiendo fotones de captura. La determinación del espectro de neutrones, mediante cálculos o mediciones, es vital en la dosimetría, ya que en la práctica se encuentran neutrones cuyas energías varían desde térmicos hasta varios GeV. En cada situación es necesario conocer el espectro de los neutrones, con el fin de seleccionar el tipo de dosímetro más adecuado que garantice medidas de dosis que reflejen la realidad [1].

Existe una amplia variedad de dispositivos que se utilizan en la espectrometría de neutrones. En función del principio físico bajo el cual operan, la mayoría de estos instrumentos se puede agrupar en alguna de las siguientes categorías:

- Tiempo de vuelo [2].
- Reacción nuclear [3,4].
- Retroceso de protones [2].
- Sistemas integrales [5,6].

En los últimos años se han realizado múltiples desarrollos para tratar de mejorar los instrumentos dosimétricos existen-

tes, así como en el diseño de nuevos dispositivos. Olsher *et al.* [7] han desarrollado un diseño mejorado de dosímetro moderado llamado WENDI. Wiegel y Alevra [8] tienen un espectrómetro de neutrones de esferas de Bonner, denominado NEMUS, en el cual incluyeron esferas con cascarones esféricos de cobre y plomo, lo que permitió tener un instrumento que responde a neutrones de mayor energía.

Recientemente, Olsher *et al.* [9] dieron a conocer un nuevo dosímetro de neutrones moderado al que llaman PRESCI-LA. En Japón, se han hecho estudios para evaluar la calidad de sus dosímetros de neutrones [10].

La necesidad de contar con dosímetros de mayor capacidad y confiabilidad, ha llevado al desarrollo de instrumentos que miden la energía y la dirección, tanto de neutrones como de fotones [11,12], así como al cálculo de las respuestas [13].

A partir del concepto de dosis absorbida, la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP), en su informe 60 [14], define dos grupos de magnitudes: las *limitadoras* y las *operacionales*. Las magnitudes limitadoras definen los límites de dosis (la dosis equivalente en un órgano y la dosis efectiva) y son inmedibles. Las magnitudes operacionales, medibles y buenas estimadoras de las limitadoras, fueron definidas por la Comisión Internacional para las Unidades y Medidas de Radiación (ICRU); una última revisión de ellas puede encontrarse en el informe 51 [15].

Para la vigilancia de áreas, el ICRU define la *dosis equivalente ambiental* $H^*(d)$ y la *dosis equivalente direccional* $H'(d, \Omega)$; y para la vigilancia individual, define la *dosis equivalente personal* $H_P(d)$; donde d es la profundidad en el tejido a la que se recomienda la medida. Si la radiación incidente es penetrante, el valor de este parámetro es 10 mm, y $d = 0.07$ mm si la radiación es poco penetrante. Las magnitudes operacionales están orientadas a la realización de medidas prácticas en la vigilancia individual y de área, se basan en la dosis equivalente en un punto de un maniquí o del cuerpo y se relacionan con el tipo y energía de la radiación existente en ese punto. Éstas se pueden calcular a partir de la fluencia existente en ese punto, que es la cantidad que se mide mediante los instrumentos, y los correspondientes factores de conversión de fluencia a dosis.

Todos los instrumentos, utilizados para medir, directa o indirectamente la dosis, requieren ser calibrados con una fuente cuyo espectro sea lo más semejante al espectro donde el dosímetro es cotidianamente utilizado. La Organización Internacional para la Estandarización (ISO) recomienda a cuatro fuentes de neutrones como fuentes de calibración: el ^{252}Cf , el ^{252}Cf en el centro de una esfera de 15 cm de radio de D_2O , ($^{252}\text{Cf}/\text{D}_2\text{O}$), el $^{241}\text{AmBe}$ y al ^{241}AmB [16]. Sin embargo, existen otras fuentes de neutrones que también se emplean para calibración, entre las que están: ^{241}AmF , $^{242}\text{CmBe}$, $^{238}\text{Pu}^{13}\text{C}$, $^{227}\text{AcBe}$, $^{210}\text{PoBe}$, ^{238}PuF , $^{226}\text{RaBe}$, etc. [17]

La diferencia entre las fuentes radica en la distribución de la energía de los neutrones que emiten (espectro), la intensidad de la fuente y en sus dimensiones físicas. Para establecer las características dosimétricas de las fuentes se utilizan las energías promedio de los neutrones y los factores de conversión de fluencia a dosis. En este estudio hemos determinado los espectros de 7 fuentes puntuales de neutrones (^{252}Cf , $^{252}\text{Cf}/\text{D}_2\text{O}$, $^{241}\text{AmBe}$, $^{239}\text{PuBe}$, $^{140}\text{LaBe}$, $^{239}\text{Pu}^{18}\text{O}_2$ y $^{226}\text{RaBe}$). Para cada fuente, se calculó el factor de conversión de fluencia a:

- Dosis equivalente, H , con base a los criterios del ICRP 21 [18].
- Dosis equivalente ambiental $H^*(10)$.
- Dosis equivalente personal, $H_{p,slab}(10, 0^\circ)$.
- Dosis efectiva para una irradiación anteroposterior E_{AP} y una irradiación isótropa, E_{ISO} .

Estas cantidades, también se determinaron para dos fuentes reales (no puntuales), $^{239}\text{PuBe}$ y $^{241}\text{AmBe}$, para las que se modelaron sus detalles geométricos y se incluyó el aire que las rodea.

El espectro de las fuentes reales se midió con un espectrómetro de Esferas de Bonner y se determinó el factor de conversión de la fluencia a las diferentes dosis. Los resultados experimentales se compararon con los resultados calculados mediante Monte Carlo con el código MCNP 4C [19].

2. Materiales y métodos

2.1. Cálculos

Los espectros se calcularon, para una distribución de 31 grupos de energía, a partir de los espectros recopilados por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) [20,21]. Estos 31 grupos corresponden a los utilizados durante el proceso de reconstrucción de los espectros a partir de las tasas de conteo de un espectrómetro de esferas de Bonner [5].

La OIEA presenta los espectros por unidad de letargia, $\Phi_U(E)$, en 56 y 60 grupos de energía. Los espectros se convirtieron de $\Phi_U(E)$ a $\Phi_E(E)$, siendo $\Phi_E(E)$ la cantidad de neutrones que tienen una energía entre E y $E + dE$. La conversión se realizó mediante la siguiente expresión:

$$\Phi_E(E) = \Phi_U(E) \ln \left(\frac{E_s}{E_i} \right) \quad (1)$$

En esta ecuación, E_s y E_i son los intervalos de clase, superior e inferior respectivamente, del grupo de energía. El espectro resultante, se utilizó como término fuente durante los cálculos Monte Carlo, donde los neutrones se transportaron, en el vacío, desde la fuente hasta un detector ubicado a 100 cm. Para estos cálculos se utilizó el código Monte Carlo MCNP 4C [19]. Mediante el teorema del valor medio, a cada espectro se le determinó la energía promedio:

$$\bar{E} = \frac{\int_{E_{\text{mín}}}^{E_{\text{máx}}} E \Phi_E(E) dE}{\int_{E_{\text{mín}}}^{E_{\text{máx}}} \Phi_E(E) dE} \quad (2)$$

Las diversas dosis se obtuvieron a través de

$$\Delta = \frac{\int_{E_{\text{mín}}}^{E_{\text{máx}}} \delta_\Phi(E) \Phi_E(E) dE}{\int_{E_{\text{mín}}}^{E_{\text{máx}}} \Phi_E(E) dE} \quad (3)$$

donde Δ representa el factor de conversión de fluencia a dosis, la dosis puede ser H , $H^*(10)$, $H_{p,slab}(10,0^\circ)$, E_{AP} o E_{ISO} , y $\delta_\Phi(E)$ son los coeficientes respectivos de conversión de fluencia a dosis. Estos fueron tomados directamente de la publicación ICRP 74 [22].

Para el caso de las fuentes reales se utilizaron las dimensiones de la fuente de $^{239}\text{PuBe}$ de la Unidad Académica de Estudios Nucleares de la UAZ [23,24] y de la fuente de $^{241}\text{AmBe}$ del Departamento de Ingeniería Nuclear de la Universidad Politécnica de Madrid [25]. En ambos casos el cálculo se realizó modelando la fuente y el aire, es decir, no se incluyeron los muros.

2.2. Mediciones

Los espectros de las fuentes reales fueron determinados también experimentalmente mediante un sistema espectrométrico de esferas de Bonner, que para ambas fuentes se localizó a 100 cm del centro de la fuente y a una distancia superior a los 200 cm de cualquier muro o piso. Los espectros fueron reconstruidos a partir de las tasas de conteo del espectrómetro de esferas de Bonner mediante el código BUNKIUT y la matriz de respuesta UTA4 [5].

Para la fuente de $^{239}\text{PuBe}$ el espectro medido se utilizó para calcular la dosis, que además se midió con un dosímetro moderado Eberline modelo ASP-1. Para el caso de la fuente de $^{241}\text{AmBe}$, la dosis equivalente ambiental se midió utilizando un dosímetro moderado Berthold modelo LB6411 [25].

3. Resultados y discusión

3.1. Cálculos

Los espectros por unidad de letárgia, reportados por la OIEA [21] y los calculados en este trabajo, para el $^{241}\text{AmBe}$, ^{252}Cf , $^{252}\text{Cf}/\text{D}_2\text{O}$, $^{239}\text{PuBe}$, $^{140}\text{LaBe}$, $^{238}\text{Pu}^{18}\text{O}_2$ y $^{226}\text{RaBe}$ se muestran en las Figs. 1, 2, 3, 4, 5, 6 y 7, respectivamente.

Las fuentes isotópicas que utilizan al Be como blanco y a un emisor de partículas alfa, presentan características similares, ya que se basan en la reacción nuclear (α, n). La fuente de $^{241}\text{AmBe}$ emite neutrones cuya energía varía de 0.1 a 10 MeV y tiene un máximo 4 MeV, el $^{239}\text{PuBe}$ emite neutrones entre 0.5 a 11 MeV y su máximo se localiza en 4 MeV, aunque presenta máximos en otros grupos de energía. La fuente de $^{226}\text{RaBe}$ emite neutrones entre 0.3 y 10 MeV y su máximo se localiza en los 4 MeV.

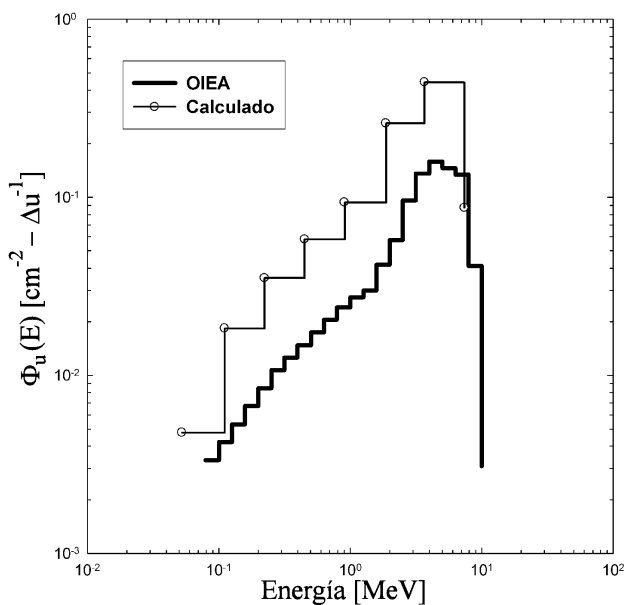


FIGURA 1. Espectro de los neutrones emitidos por la fuente de $^{241}\text{AmBe}$.

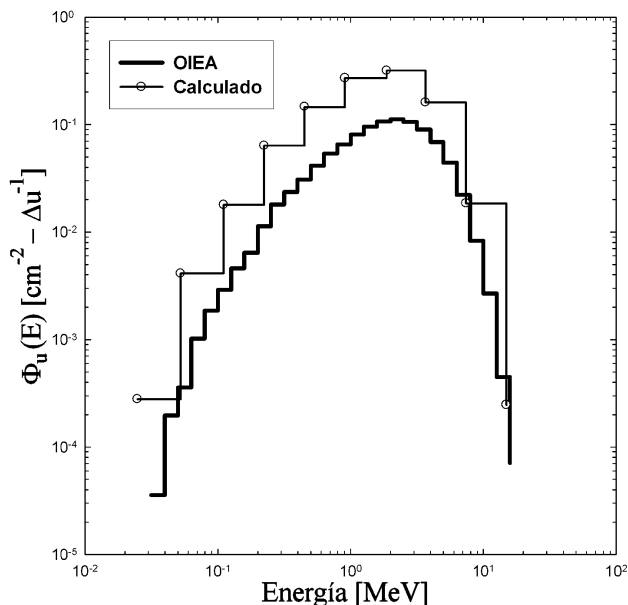


FIGURA 2. Espectro de los neutrones emitidos por la fuente de ^{252}Cf .

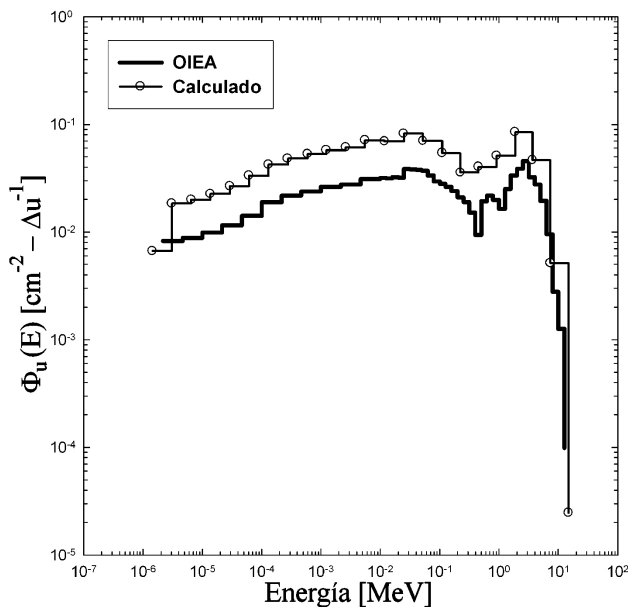


FIGURA 3. Espectro de los neutrones emitidos por la fuente de $^{252}\text{Cf}/\text{D}_2\text{O}$.

La fuente de $^{140}\text{LaBe}$ emite neutrones a través de una reacción (γ, n), donde un fotón de 2.5 MeV, emitido durante la desintegración del ^{140}La , interactúa con el blanco de Be. La energía de los neutrones producidos varía desde 0.2 hasta 11 MeV y su máximo lo tiene en 0.7 MeV

En la fuente de $^{238}\text{Pu}^{18}\text{O}_2$ el ^{238}Pu emite partículas alfa que reaccionan con el ^{18}O produciendo neutrones, esta situación ocurre en instalaciones donde se procesan materiales nucleares [20]. Esta fuente genera neutrones con energías de 0.4 a 4 MeV y con un máximo de 3 MeV.

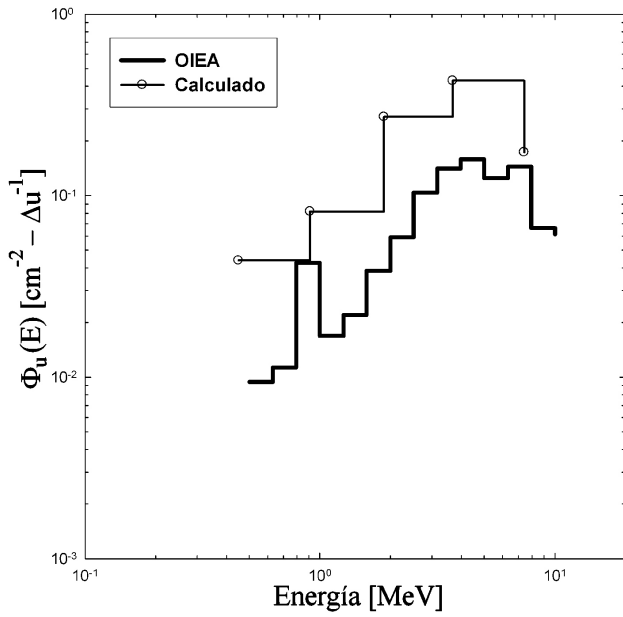


FIGURA 4. Espectro de los neutrones emitidos por la fuente de $^{239}\text{PuBe}$.

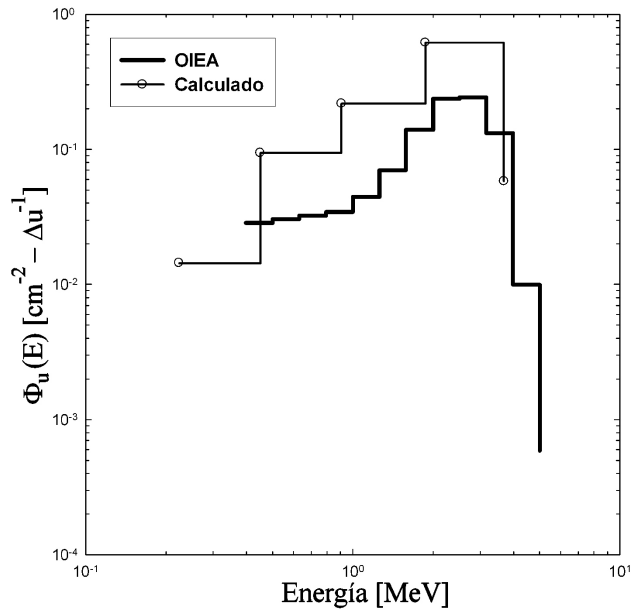


FIGURA 6. Espectro de los neutrones emitidos por la fuente de $^{238}\text{Pu}^{18}\text{O}_2$.

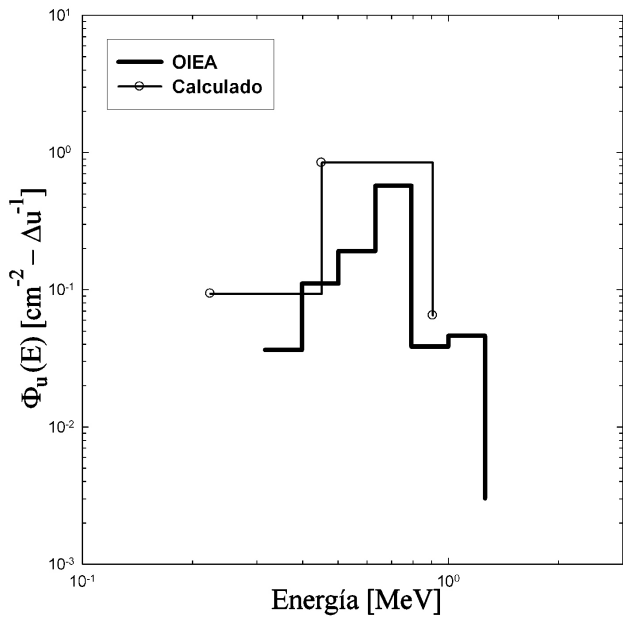


FIGURA 5. Espectro de los neutrones emitidos por la fuente de $^{140}\text{LaBe}$.

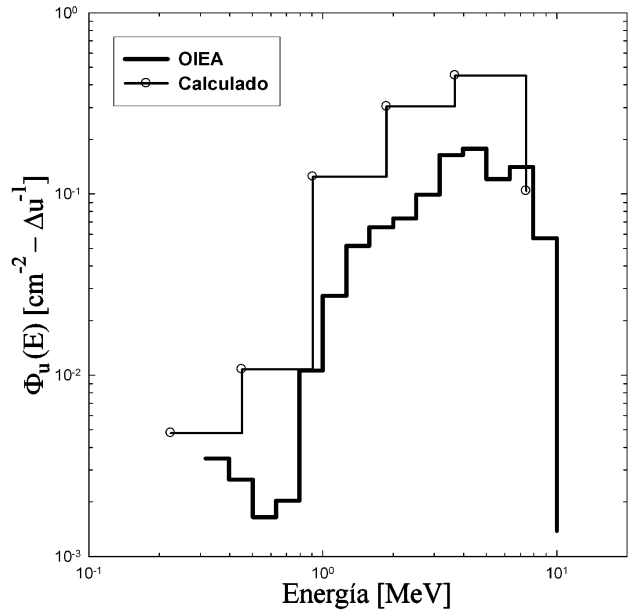


FIGURA 7. Espectro de los neutrones emitidos por la fuente de $^{226}\text{RaBe}$.

El ^{252}Cf es un isótopo artificial que genera neutrones a través de la fisión espontánea en el 3.1 % de los casos y decae emitiendo partículas alfa en un 96.9 %. La fuente desnuda emite neutrones desde 0.02 hasta 15 MeV con un máximo en 2 MeV. Cuando esta fuente se coloca en una esfera de 15 cm de radio de agua pesada, los neutrones de la fuente se moderan y son producidos con energías que van de 1 eV hasta los 15 MeV. En este espectro se sigue observando el máximo de 2 MeV del ^{252}Cf , y tiene una contribución importante de neutrones epitérmicos generados durante la moderación.

Los espectros calculados tienen un menor número de grupos de energía debido a que este arreglo es el que se obtiene, en forma experimental, con el sistema de esferas de Bonner. A pesar de que los espectros calculados tienen una menor resolución, se puede observar la similitud con el espectro con mayor resolución.

En la Fig. 8, se muestran los valores de los factores de conversión de fluencia a dosis en función de la energía promedio de cada fuente. En ella se observa que para todas las fuentes, la dosis equivalente (H) tiene el menor valor, mientras que el valor mayor, excepto para 4.3 y 4.8 MeV, lo tiene

TABLA I. Factores de conversión de fluencia a dosis de cada fuente.

| Fuente | Energía Promedio [MeV] | H [pSv-cm ²] | H*(10) [pSv-cm ²] | H _{p,slab} (10,0°) [pSv-cm ²] | E _{AP} [pSv-cm ²] | E _{ISO} [pSv-cm ²] |
|--|------------------------|--------------------------|-------------------------------|--|--|---|
| ²⁵² Cf/D ₂ O | 0.6 | 101 | 115 | 120 | 105 | 50 |
| ¹⁴⁰ LaBe | 0.7 | 246 | 359 | 371 | 222 | 90 |
| ²³⁸ Pu ¹⁸ O ₂ | 2.2 | 383 | 409 | 426 | 376 | 180 |
| ²⁵² Cf | 2.3 | 354 | 391 | 407 | 347 | 169 |
| ²⁴¹ AmBe | 4.0 | 379 | 395 | 414 | 413 | 222 |
| ²²⁶ RaBe | 4.3 | 403 | 410 | 430 | 438 | 237 |
| ²³⁹ PuBe | 4.8 | 399 | 412 | 434 | 441 | 243 |

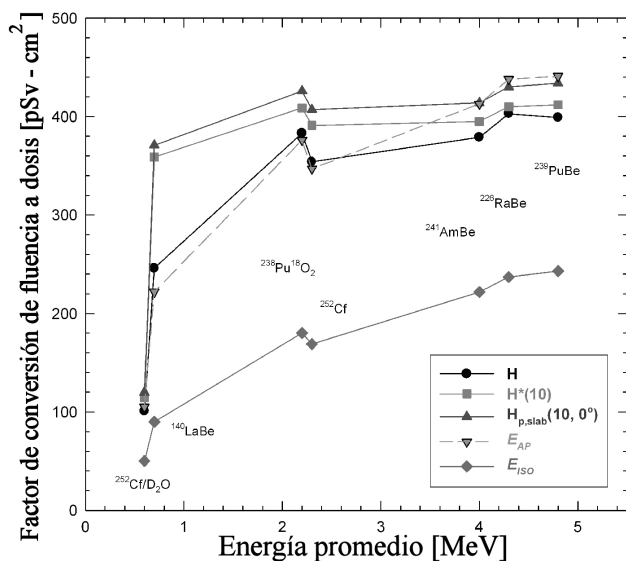


FIGURA 8. Factores de conversión de fluencia a dosis en función de la energía promedio de las fuentes.

la dosis equivalente personal (H_{p,slab}). Esto se debe las características de los coeficientes de conversión de fluencia a dosis.[22]

En la Tabla I se muestran los valores de la energía promedio y los coeficientes de conversión de fluencia a dosis para cada fuente.

De acuerdo al Informe 112 del NCRP [26] los neutrones tienen una energía promedio de 5 MeV para el ²⁴¹AmBe, 2 MeV para el ²⁵²Cf, de 0.4 a 0.6 MeV para el ²⁵²Cf/D₂O y entre 4.5 a 5 MeV para la fuente de ²³⁹PuBe. Comparando estos valores con los obtenidos en este trabajo podemos establecer que, excepto para el ²⁴¹AmBe, los promedios son muy similares.

Comparando la energía promedio del ²⁴¹AmBe, derivada de estos cálculos, con la reportada por el ISO [16], encontramos que es más coincidente ya que se define una energía promedio de 4.15 MeV [17].

De acuerdo al ISO [16], la dosis equivalente ambiental del ²⁴¹AmBe es de 391 pSv-cm² y la dosis equivalente personal es de 411 pSv-cm², mientras que los valo-

res de las dosis para el ²⁵²Cf son H*(10) = 385 pSv-cm² y H_{p,slab}(10,0°) = 400 pSv-cm².

De acuerdo al OIEA [20] el ²⁴¹AmBe produce H*(10) = 395 pSv-cm², H_{p,slab}(10,0°) = 415 pSv-cm² y E_{AP} = 411 pSv-cm². El ²⁵²Cf produce H*(10) = 380 pSv-cm², H_{p,slab}(10,0°) = 399 pSv-cm² y E_{AP} = 336 pSv-cm², mientras que la fuente de ²⁵²Cf/D₂O produce H*(10) = 107 pSv-cm² y H_{p,slab}(10,0°) = 112 pSv-cm² y la E_{AP} = 97.5 pSv-cm².

La comparación, entre los valores de los factores de conversión de fluencia a dosis, para el ²⁴¹AmBe, el ²⁵²Cf y el ²⁵²Cf/D₂O, reportados por la OIEA y el ISO, y los obtenidos en este estudio se muestran en la Tabla II. Para el caso del ²⁴¹AmBe la mayor diferencia (0.8%) ocurre con la H_{p,slab}(10,0°) del ISO. Con la fuente de ²⁵²Cf, la mayor diferencia encontrada, 3.2%, se da con la E_{AP} reportada por la OIEA. Para la fuente de ²⁵²Cf/D₂O, la mayor diferencia (7.1%) se presenta para la E_{AP} del OIEA.

Las diferencias observadas no son grandes y se atribuyen a la estructura de energía de los espectros utilizados y los correspondientes valores de los coeficientes de fluencia a dosis utilizados por el ISO y el OIEA. Estas diferencias nos permiten establecer una incertidumbre global en las dosis calculadas del 7%.

La energía promedio de los neutrones del ²³⁹PuBe varía de 4.5 a 5 MeV [26, 27], en este intervalo se encuentra el valor aquí calculado. Para las fuentes de ¹⁴⁰LaBe esta energía es de 0.6 MeV de acuerdo a Garg y Batra [27] y de 0.8 MeV de acuerdo a Knoll [28]; en este trabajo la energía promedio es 0.7 MeV. El promedio de la energía de los neutrones del

TABLA II. Comparación entre los valores reportados y los obtenidos en este estudio. OIEA/EE e ISO/EE es la razón entre los valores reportados por el OIEA y el ISO respectivamente, y los obtenidos en este estudio.

| Fuente | H*(10) | | H _{p,slab} (10,0°) | | E _{AP} |
|------------------------------------|---------|--------|-----------------------------|--------|-----------------|
| | OIEA/EE | ISO/EE | OIEA/EE | ISO/EE | OIEA/EE |
| ²⁴¹ AmBe | 1.000 | 0.990 | 1.000 | 0.992 | 0.995 |
| ²⁵² Cf | 0.972 | 0.985 | 0.980 | 0.982 | 0.968 |
| ²⁵² Cf/D ₂ O | 0.930 | - | 0.933 | - | 0.929 |

$^{226}\text{RaBe}$ ha sido reportado como 3.6 MeV [27] y 3.94 MeV [29], estos valores son inferiores a 4.3 MeV, esto se atribuye a la calidad del espectro utilizada para esta determinación.

3.2. Mediciones

En la Fig. 9 se muestran tres espectros; uno es el de la fuente de $^{239}\text{PuBe}$ reportado por el OIEA [20], otro es el calculado utilizando un modelo realista y el tercero es el medido con el sistema espectrométrico de esferas de Bonner. En la Fig. 10, se muestran los correspondientes al caso de la fuente de $^{241}\text{AmBe}$.

La $H^*(10)$ de la fuente de $^{239}\text{PuBe}$ se midió con un dosímetro moderado Eberline modelo ASP-1, dando como resultado $130 \pm 10 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$. Del cálculo Monte Carlo, el factor de conversión de fluencia a dosis obtenido fue $405 \text{ pSv}\cdot\text{cm}^{-2}$. De la reconstrucción del espectro se obtuvo, que a 1 metro de la fuente el flujo es $92 \text{ cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ y, por lo tanto, la dosis equivalente ambiental resulta ser

$$H^*(10) = (92 \text{ cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1})(405 \text{ pSv}\cdot\text{cm}^2)(3600 \text{ s}\cdot\text{h}^{-1}) \times (10^{-12} \text{ Sv}\cdot\text{pSv}^{-1})(10^6 \mu\text{Sv}\cdot\text{Sv}^{-1}) = 134 \pm 7 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}.$$

La incertidumbre asociada proviene del 5% de error obtenido durante los cálculos. Este valor coincide con el medido mediante el dosímetro moderado Eberline.

La $H^*(10)$ de la fuente de $^{241}\text{AmBe}$ se midió con un dosímetro moderado Berthold modelo LB6411, dando como resultado $83 \pm 1 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$. Del espectro medido se obtuvo que a 1 metro de la fuente el flujo es $72 \text{ cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$. Del cálculo Monte Carlo con la fuente real el factor de conversión de

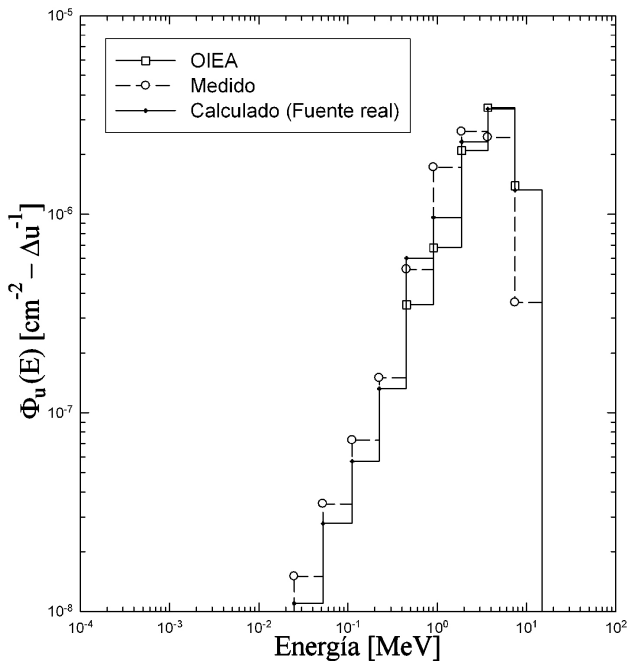


FIGURA 9. Espectro de la fuente de $^{239}\text{PuBe}$ de la Universidad Autónoma de Zacatecas.

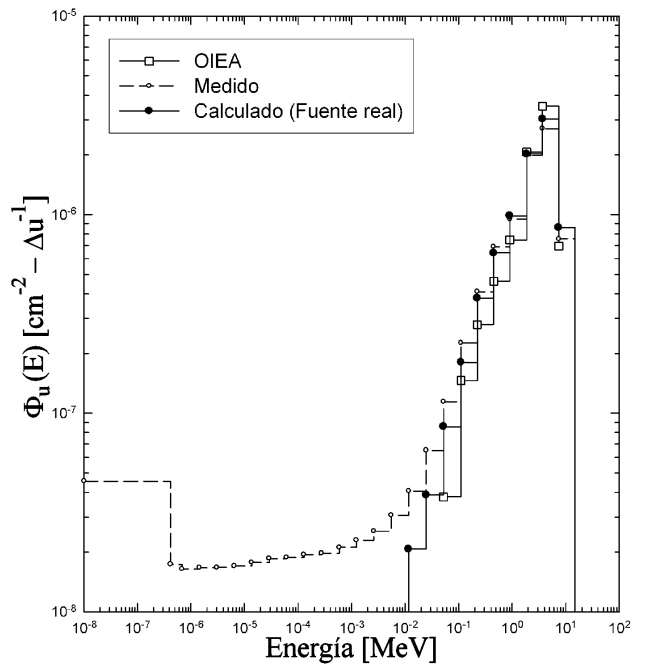


FIGURA 10. Espectro de la fuente de $^{241}\text{AmBe}$ de la Universidad Politécnica de Madrid.

fluencia a dosis es $387 \text{ pSv}\cdot\text{cm}^2$, por lo tanto, la dosis equivalente ambiental es

$$H^*(10) = (72 \text{ cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1})(387 \text{ pSv}\cdot\text{cm}^2)(3600 \text{ s}\cdot\text{h}^{-1}) \times (10^{-12} \text{ Sv}\cdot\text{pSv}^{-1})(10^6 \mu\text{Sv}\cdot\text{Sv}^{-1}) = 100 \pm 5 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}.$$

La incertidumbre asociada proviene del 5% de error obtenido en los cálculos.

En este caso existe una diferencia no despreciable entre la $H^*(10)$ medida y la calculada, que se atribuye a que las condiciones experimentales difieren de las utilizadas en los cálculos Monte Carlo. Para esta fuente, a diferencia de la anterior, las mediciones se hicieron en un recinto cerrado, aquí los neutrones son dispersados hacia el centro del recinto, con energías epitérmicas y térmicas, dando como resultado un espectro menos “duro”. En el cálculo Monte Carlo se incluyeron los detalles geométricos de la fuente inmersa en un medio con aire, donde los únicos factores de dispersión son los materiales del encamisado de la fuente y el aire, ninguno de los cuales modera los neutrones. Esta situación se observa en la Fig. 10, donde el espectro medido muestra la presencia de neutrones epitérmicos y térmicos.

Los factores de conversión de fluencia a dosis entre las fuentes puntuales y las reales se muestran en la Tabla III.

TABLA III. Razón entre los coeficientes de fluencia a dosis para fuentes puntuales y para fuentes reales.

| Fuente | H | $H^*(10)$ | $H_{p,slab}(10, 0^\circ)$ | E_{AP} | E_{ISO} |
|---------------------|-------|-----------|---------------------------|----------|-----------|
| $^{241}\text{AmBe}$ | 1.105 | 1.021 | 1.022 | 1.048 | 1.441 |
| $^{238}\text{PuBe}$ | 1.034 | 1.017 | 1.021 | 1.047 | 1.066 |

A una distancia de 100 cm, una fuente puntual de $^{241}\text{AmBe}$ en el vacío produce una dosis equivalente ambiental 2.1 % mayor a la que produce una fuente real y en aire. Este porcentaje es de 2.2 % para la $H_{p,slab}(10,0^\circ)$ y 4.8 % para la E_{AP} . Para el caso de la fuente de $^{239}\text{PuBe}$ los porcentajes de la $H^*(10)$ entre una fuente puntual y una real es de 1.7 % y de 2.1 % para $H_{p,slab}(10,0^\circ)$. Este valor alcanza el 4.7 % para el caso de E_{AP} .

Lo anterior implica que para una distancia superior a 100 cm y en un medio donde el muro más próximo esté a una distancia mayor a 200 cm, se puede utilizar un modelo puntual para estimar la dosis de fuentes de neutrones del tipo $^{241}\text{AmBe}$ y $^{239}\text{PuBe}$. Esta aproximación, no se recomienda para el caso de la dosis efectiva E_{ISO} ya que las razones entre el modelo puntual y el real para el $^{239}\text{PuBe}$ son de 6.6 % y del 44.1 % para el $^{241}\text{AmBe}$.

4. Conclusiones

Se determinaron las características dosimétricas de un conjunto de fuentes de neutrones. La determinación se hizo para el caso de fuentes puntuales ubicadas en el vacío, así como para el caso de dos fuentes reales. Las características dosimétricas que se determinaron fueron los espectros de las fuentes, la energía promedio, la H , $H^*(10)$, $H_{p,slab}(10,0^\circ)$, E_{AP} y E_{ISO} . Estas últimas se determinaron por unidad de fluencia, con la intención de que los valores sean aplicados, en forma simple, durante la calibración o la determinación de diferentes tipos de dosis.

Para el caso de las fuentes puntuales se encontró una relación directa entre la energía promedio y la intensidad

de la dosis. En forma general la $H_{p,slab}(10,0^\circ)$ tiene el valor más alto para cualquier fuente. Para la fuente de ^{252}Cf , $^{252}\text{Cf}/\text{D}_2\text{O}$, $^{241}\text{AmBe}$ los valores calculados de los factores de fluencia a dosis coinciden con los publicados.

Los factores de fluencia a dosis se utilizaron para calcular la dosis ambiental de dos fuentes de neutrones, el $^{241}\text{AmBe}$ y el $^{239}\text{PuBe}$, cuyos espectros y dosis ambiental fueron obtenidos experimentalmente. Se encontró que los espectros medidos coinciden con los calculados.

Para la fuente de $^{239}\text{PuBe}$ la dosis equivalente ambiental calculada y la medida coinciden, porque durante las mediciones la distancia entre la fuente y el piso fue de 230 cm, además, el experimento se realizó en ausencia de muros; esta circunstancia, se asemeja a las condiciones utilizadas durante la modelación Monte Carlo. Para la fuente de $^{241}\text{AmBe}$, la dosis equivalente ambiental medida es inferior a la calculada, debido a que durante la fase experimental los muros y el aire del recinto donde se hicieron las mediciones tienden a desplazar el espectro hacia zonas de menor energía.

Para una distancia superior a 1 m y en un recinto donde el muro más próximo esté a una distancia superior a los 2 m se puede utilizar un modelo puntual para estimar la dosis de fuentes de neutrones del tipo $^{241}\text{AmBe}$ y $^{239}\text{PuBe}$. Esta aproximación no se recomienda para el caso de la dosis efectiva E_{ISO} .

Agradecimientos

Este trabajo fue parcialmente apoyado por el CONACyT bajo el convenio SEP-2004-C01-46893

1. J.C. McDonald, B.R.L. Siebert, y W.G. Alberts, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A* **476** (2002) 347.
2. D.J. Thomas, *Radiation Protection Dosimetry* **110** (2004) 141.
3. C.W.E. Van Eijk, *Radiation Measurements* **38** (2004) 337.
4. C.W.E. Van Eijk, A. Bessiere y P. Dorenbos, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A* **529** (2004) 260.
5. H.R. Vega-Carrillo y M.P. Iñiguez de la Torre, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A* **476** (2002) 270.
6. H.R. Vega-Carrillo, B.W. Wehring, K.G. Veinot y N.E. Hertel, *Radiation Protection Dosimetry* **81** (1999) 133.
7. R.H. Olsher *et al.*, *Health Physics* **79** (2000) 170.
8. B. Wiegel y A.V. Alevra, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A* **476** (2002) 36.
9. R.H. Olsher *et al.*, *Health Physics* **86** (2004) 603.
10. J. Saegusa *et al.*, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A* **516** (2004) 193.
11. J.L. Muñoz *et al.*, *Radiation Protection Dosimetry* **110**(2004) 243.
12. M. Luszik-Bhadra, M. Reginato y V. Lacoste, *Radiation Protection Dosimetry* **110** (2004) 237.
13. H.R. Vega-Carrillo, E. Manzanares-Acuña, V.M. Hernández-Dávila y G.A. Mercado Sánchez, *Rev. Mex. Fís.* **51** (2005) 47.
14. ICRP, 1990 Recommendations of the ICRP, Publication 60, *Annals of the ICRP* **21**(1-3), International Commission on Radiological Protection, Pergamon Press, New York (1991).
15. ICRU, Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry, *ICRU Report 51*, International Commission on Radiation Units and Measurements, Bethesda, Maryland (1993).
16. ISO, Reference Neutron Radiations. Characteristics and Methods of Production. International Organization for Standardization, *ISO-Standard 8529*, Part 1 (2001).
17. M.A. Buckner y C.S. Sims, *Health Physics* **63** (1992) 352.
18. ICRP, "Data for protection against ionizing radiation from external sources: Supplement to ICRP Publication 15. International Commission on Radiological Protection", *ICRP 21*, Pergamon Press, New York (1971).
19. J.F. Briesmeister (editor), "MCNPTM-A general Monte Carlo N-Particle Transport Code", Los Alamos National Laboratory Report *LA-13709-M* (2000).

20. R.V. Griffith, J. Palfalvi y U. Madhvanath (editors), "Compendium of Neutron Spectra and Detector Responses for Radiation Protection Purposes", International Atomic Energy Agency, *Technical Reports Series No 318*. Vienna (1990).
21. R.V. Griffith, J. Palfalvi y B.R.L. Siebert (editors), "Compendium of Neutron Spectra and Detector Responses for Radiation Protection Purposes", Supplement to Technical Reports Series No. 318. International Atomic Energy Agency, *Technical Reports Series No 403*. Vienna (2001).
22. ICRP, Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation, Publication 74, *Annals of the ICRP* **26**(3/4), International Commission on Radiological Protection, Pergamon Press, New York (1996).
23. H.R. Vega-Carrillo y C. Torres Muhech, *Rev. Mex. Fís.* **48** (2002) 405.
24. H.R. Vega-Carrillo, E. Manzanares-Acuña, A.M. Becerra-Ferreiro y A. Carrillo-Núñez, *Applied Radiation and Isotopes* **57** (2002) 167.
25. E. Gallego, A. Lorente y H.R. Vega-Carrillo, *Radiation Protection Dosimetry* **110** (2004) 73.
26. NCRP, "Calibration of Survey Instruments Used in Radiation Protection for the Assessment of Ionizing Radiation Fields and Radioactive Surface Contamination. National Council on Radiation Protection and Measurements", *Report No. 112*. Bethesda, MD (1991).
27. A.N. Garg y R.J. Batra, Isotopic sources in Neutron Activation Analysis, *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Articles* **98** (1986) 167.
28. G.F. Knoll, *Radiation Detection and Measurements*, John Wiley Sons (Second Edition 1989) 27.
29. J. Hoste, "Isotopic neutron sources for Neutron Activation Analysis. International Atomic Energy Agency", *IAEA-TECDOC-465* (1988).