



MX0500265

*XVI Congreso Anual de la SNM y XXIII Reunión Anual de la SMSR*  
*XVI SNM Annual Meeting and XXIII SMSR Annual Meeting*  
Oaxaca, Oaxaca, México, Julio 10-13, 2005 / Oaxaca, Oaxaca, México, July 10-13, 2005

## **Fuentes de Neutrones y sus Características Dosimétricas**

**Héctor René Vega-Carrillo<sup>1,2</sup>, Eduardo Manzanera Acuña<sup>1</sup>**  
**Víctor Martín Hernández Dávila<sup>1,2</sup> y Gema A. Mercado Sánchez<sup>3</sup>**  
*Unidades Académicas de <sup>1</sup>Estudios Nucleares, <sup>2</sup>Ing. Eléctrica y <sup>3</sup>Matemáticas*  
*Universidad Autónoma de Zacatecas*  
*Apdo. Postal 336, 98000 Zacatecas, Zac. México*  
*Buzón electrónico: [rvega@cantera.reduaz.mx](mailto:rvega@cantera.reduaz.mx)*

**Eduardo Gallego Díaz y Alfredo Lorente Fillol**  
*Departamento de Ingeniería Nuclear*  
*Universidad Politécnica de Madrid*  
*C/José Gutiérrez Abascal 2, E-28006 Madrid, España*  
*Buzón electrónico: [eduardogallego@ctn.din.upm.es](mailto:eduardogallego@ctn.din.upm.es)*

### **Resumen**

Mediante métodos Monte Carlo se han calculado los espectros de los neutrones producidos por <sup>252</sup>Cf, <sup>252</sup>Cf/D<sub>2</sub>O, <sup>241</sup>AmBe, <sup>239</sup>PuBe, <sup>140</sup>LaBe, <sup>239</sup>Pu<sup>18</sup>O<sub>2</sub> y <sup>226</sup>RaBe. Con la información del espectro se calculó la energía promedio de los neutrones de cada fuente. Mediante los coeficientes de fluencia a dosis se determinó, para cada una de las fuentes estudiadas, los factores de fluencia a dosis. Las dosis calculadas fueron H, H\*(10), H<sub>p,slab</sub>(10,0°), E<sub>AP</sub> y E<sub>ISO</sub>. Durante la fase de los cálculos las fuentes se modelaron como puntuales y sus características se determinaron a 100 cm en el vacío. Además, para el caso de las fuentes de <sup>239</sup>PuBe y <sup>241</sup>AmBe, se realizaron cálculos modelando las fuentes con sus características respectivas y las propiedades dosimétricas se determinaron en un espacio lleno de aire. Los resultados de esta última fase de los cálculos se compararon con los resultados experimentales obtenidos para ambas fuentes.

### **1. INTRODUCCIÓN**

En su interacción con la materia los neutrones depositan su energía de diversas maneras, generando partículas cargadas secundarias que adquieren espectros de energía complejos. La determinación, mediante cálculos o mediciones, del espectro de neutrones es vital en la dosimetría de neutrones ya que en la práctica se encuentran neutrones cuyas energías suelen ser muy variadas. En estos sitios 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.

Existe un vasto grupo de dispositivos que se utilizan en la espectrometría de neutrones. En función del principio físico que describe su funcionamiento, la mayoría de estos instrumentos se puede agrupar en alguna de las siguientes categorías [1-4],

- Tiempo de vuelo.
- Reacción nuclear.
- Retroceso de protones.
- Sistemas integrales.

Varios esfuerzos se han realizado para mejorar los instrumentos dosimétricos existentes así como en el diseño de nuevos dispositivos. Olsher et al., [5] presentaron un diseño mejorado de dosímetro moderado llamado Wendi, Wiegel y Alevra [6] diseñaron un espectrómetro de neutrones de esferas de Bonner denominado Nemus, en éste incluyeron esferas con cascarones esféricos de cobre y plomo que permitió tener un instrumento que responde a neutrones de mayor energía.

Recientemente, Olsher et al., [7] dieron a conocer un nuevo dosímetro de neutrones moderado al que llaman Prescila. En Japón se han hecho estudios para evaluar la calidad de sus dosímetros de neutrones [8]. 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 [9, 10].

En 1990 la Comisión Internacional para la Protección Radiológica (ICRP) definió dos nuevas cantidades a utilizarse en la protección radiológica: el Equivalente de Dosis,  $H_{T,R}$ , y la Dosis Efectiva,  $E$ , que vinieron a sustituir al Equivalente Efectivo de Dosis,  $H_E$ . En forma global  $H_{T,R}$  y a  $E$  se les llama cantidades de protección [11].

Debido a que  $H_{T,R}$  y  $E$  no se pueden medir directamente la Comisión Internacional de Unidades de Radiación y Mediciones [12] definió el Equivalente de Dosis Ambiental,  $H^*(d)$ , y el Equivalente de Dosis Direccional,  $H'(d, \Omega)$ , con el fin de monitorear áreas de trabajo. En estas cantidades  $d$  es igual a 10 mm para radiación con una alta capacidad de penetración y 0.07 mm para radiación con baja capacidad de penetración y  $\Omega$  representa la dirección del campo de radiación medido a partir de una dirección establecida. Para referirse a la dosis que recibe un individuo el ICRU definió el Equivalente de Dosis Personal,  $H_p(d)$ . Estas magnitudes se pueden medir y en forma generica se les llama cantidades operacionales. [11]

Todos los instrumentos utilizados para medir, directa o indirectamente, la dosis requieren de 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 [13] recomienda como fuentes isotópicas de calibración al  $^{252}\text{Cf}$ , así como el  $^{252}\text{Cf}$  en el centro de un embalaje esférico de 15 cm de radio de  $\text{D}_2\text{O}$ , ( $^{252}\text{Cf}/\text{D}_2\text{O}$ ), el  $^{241}\text{AmBe}$  y al  $^{241}\text{AmB}$ . Sin embargo existen otras fuentes de neutrones que también se emplean para calibración, entre estas están:  $^{241}\text{AmF}$ ,  $^{242}\text{CmBe}$ ,  $^{238}\text{Pu}^{13}\text{C}$ ,  $^{227}\text{AcBe}$ ,  $^{210}\text{PoBe}$ ,  $^{238}\text{PuF}$ ,  $^{226}\text{RaBe}$ , etc.[14]

La diferencia entre las fuentes radica en la distribución de la energía de los neutrones que emite, también llamado espectro,  $\Phi_E(E)$ , en la intensidad de la fuente y en sus dimensiones físicas. Para establecer las características dosimétricas de las fuentes se utiliza la energía promedio de los neutrones y los factores de conversión de fluencia a dosis. En este estudio hemos determinado los espectros de 8 fuentes puntuales de neutrones a una distancia de 100 cm. Para cada fuente, y por unidad de fluencia, se calculó el factor de conversión de fluencia: a Dosis Equivalente,  $H$ , con base a los criterios del ICRP 21, al Equivalente de Dosis Ambiental  $H^*(10)$ , al Equivalente de Dosis Personal,  $H_{p,\text{slab}}(10, 0^\circ)$  y a Dosis Efectiva para una irradiación anteroposterior  $E_{AP}$  y una

irradiación isotrópica,  $E_{ISO}$ . Estos valores también se determinaron para dos fuentes reales (no puntuales),  $^{239}\text{PuBe}$  y  $^{241}\text{AmBe}$ , donde se modelaron los detalles geométricos de los embalajes así como el aire que los 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 espectros medidos se compararon con los espectros obtenidos mediante la simulación Monte Carlo.

## 2. MATERIALES Y MÉTODOS

### 2.1. Cálculos

A partir de los espectros recopilados por la Organización Internacional de Energía Atómica (OIEA) [15, 16] los espectros se calcularon para una distribución que comprende neutrones térmicos hasta neutrones de 20 MeV que corresponde a los grupos de energía utilizados durante el proceso de reconstrucción de los espectros a partir de las tasas de conteo de un espectrómetro de esferas de Bonner [3]. El OIEA presenta los espectros por unidad de letargia,  $\Phi_U(E)$ , y en 56 y 60 grupos de energía. Los espectros se convirtieron de  $\Phi_U(E)$  a  $\Phi_E(E)$  y el espectro resultante se utilizó como término fuente durante la fase de cálculo. El cálculo se realizó transportando los neutrones desde la fuente hasta un detector ubicado a 100 cm y en el vacío para el caso de las fuentes puntuales. El transporte de neutrones se hizo mediante el código Monte Carlo MCNP 4C [17]. Con los espectros calculados se determinaron las energías promedio utilizando el teorema del valor medio,

$$\langle E \rangle = \frac{\int_{E_{\min}}^{E_{\max}} E \Phi_E(E) dE}{\int_{E_{\min}}^{E_{\max}} \Phi_E(E) dE} \quad (1)$$

donde  $\Phi_E(E)$  es la cantidad de neutrones que tienen una energía entre  $E$  y  $E + dE$ .

Las diversas dosis se obtuvieron a través de,

$$\Delta = \frac{\int_{E_{\min}}^{E_{\max}} \delta_{\Phi}(E) \Phi_E(E) dE}{\int_{E_{\min}}^{E_{\max}} \Phi_E(E) dE} \quad (2)$$

donde  $\Delta$  representa el factor de conversión de fluencia a dosis, donde la dosis puede ser la dosis equivalente (H), la dosis ambiental equivalente ( $H^*(10)$ ), la dosis personal ( $H_{p,slab}(10,0^\circ)$ ), las dosis efectivas anteroposterior ( $E_{AP}$ ) y la isotrópica ( $E_{ISO}$ ); y  $\delta_{\Phi}(E)$  son los coeficientes respectivos de

conversión de fluencia a dosis. Estos fueron tomados del ICRP 74 [11], donde los valores se presentan en forma discreta.

Para el caso de las fuentes reales se utilizaron los datos de la fuente de  $^{239}\text{PuBe}$  de la Unidad Académica de Estudios Nucleares de la UAZ [18, 19] y de la fuente de  $^{241}\text{AmBe}$  del Departamento de Ingeniería Nuclear de la Universidad Politécnica de Madrid [20], donde ambas tienen una geometría cilíndrica.

## 2.2. Mediciones

Los espectros de las fuentes reales además fueron obtenidos 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 [3].

Para la fuente de  $^{239}\text{PuBe}$  el espectro medido se utilizó para calcular la dosis que además se midió con un dosímetro moderador Eberline Modelo ASP-1. Para el caso de la fuente de  $^{241}\text{AmBe}$  el equivalente de dosis ambiental se midió utilizando un dosímetro moderado LB6411 [20].

## 3. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

### 3.1 Cálculos

En la figura 1 se muestran los espectros por unidad de letargia para el  $^{241}\text{AmBe}$  reportado por la OIEA y el calculado. El caso de las fuentes de  $^{252}\text{Cf}$ ,  $^{252}\text{Cf/D}_2\text{O}$ ,  $^{140}\text{LaBe}$  y  $^{226}\text{RaBe}$  se muestran en las figuras 2, 3, 4 y 5 respectivamente. A pesar de que los espectros calculados tienen una menor resolución la similitud con el espectro con mayor resolución es notable.

En la figura 6 se muestran los valores de los factores de conversión fluencia a dosis en función de la energía promedio de cada fuente. Aquí, se observa que para todas las fuentes el equivalente de dosis personal ( $H_{p,\text{slab}}$ ) tiene el mayor valor mientras que el menor valor lo tiene la dosis equivalente (H). En esta figura se unen los puntos para observar la tendencia con la energía.

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

De acuerdo al Reporte 112 del NCRP [21] los neutrones tienen una energía promedio de 5 MeV para el  $^{241}\text{AmBe}$ , 2 MeV para el  $^{252}\text{Cf}$ , de 0.4 a 0.6 MeV para el  $^{252}\text{Cf/D}_2\text{O}$  y entre 4.5 a 5 MeV para la fuente de  $^{239}\text{PuBe}$ . Comparando estos valores con los obtenidos en este trabajo podemos establecer que excepto para el  $^{241}\text{AmBe}$ , los promedios son muy similares.

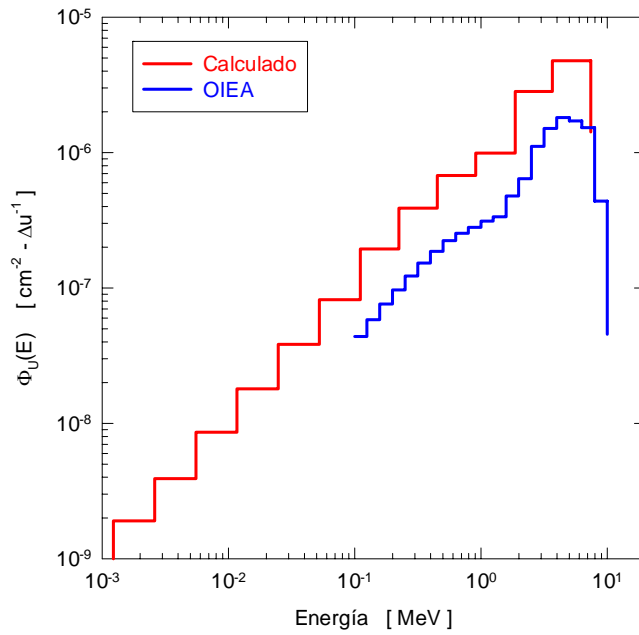


Figura 1. Espectro de los neutrones de  $^{241}\text{AmBe}$ .

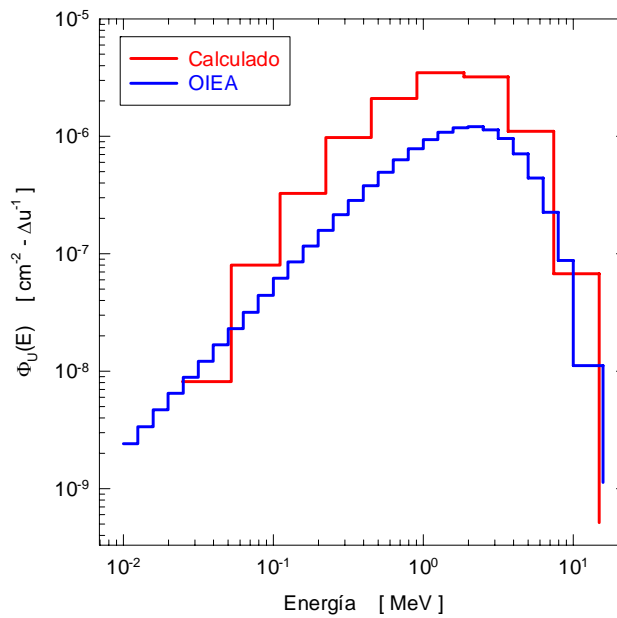


Figura 2. Espectro de los neutrones del  $^{252}\text{Cf}$ .

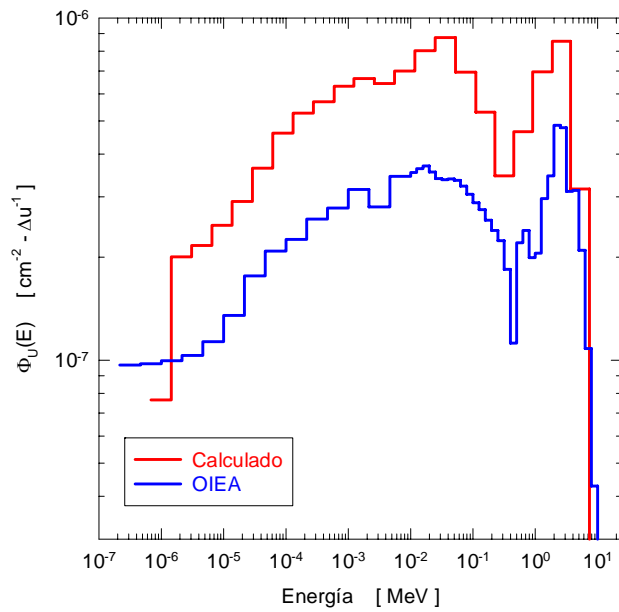


Figura 3. Espectro de los neutrones del  $^{252}\text{Cf}/\text{D}_2\text{O}$ .

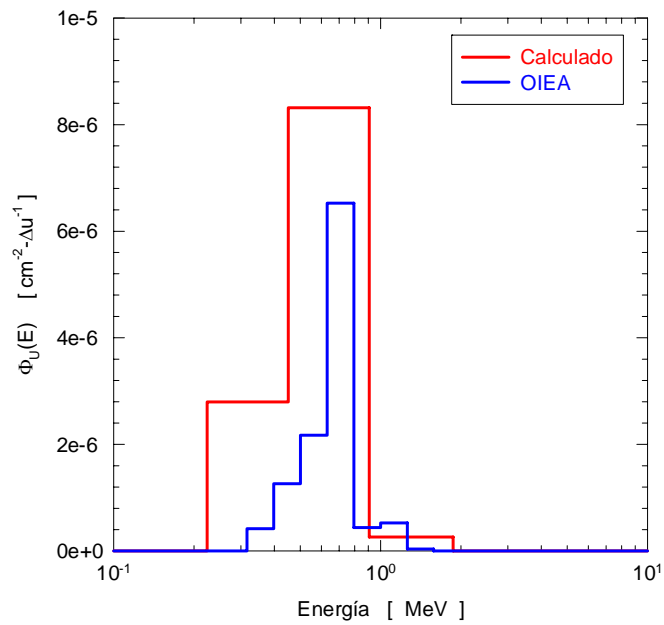


Figura 4. Espectro de los neutrones del  $^{140}\text{LaBe}$ .

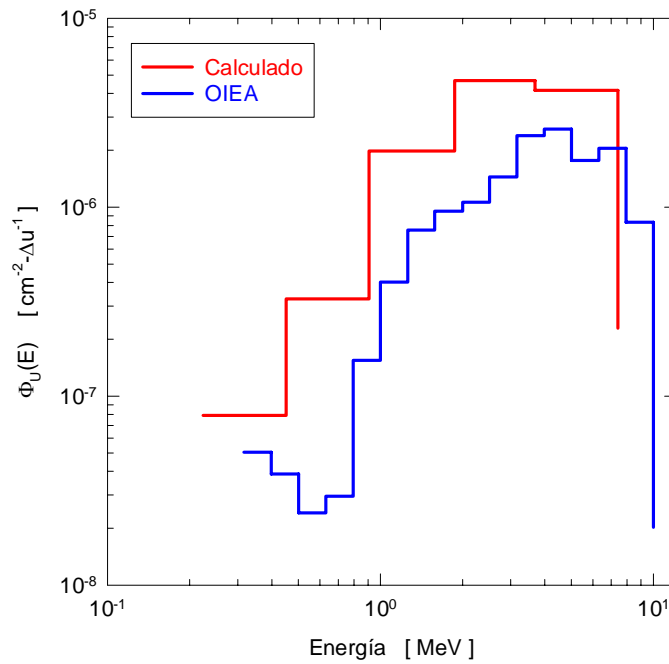
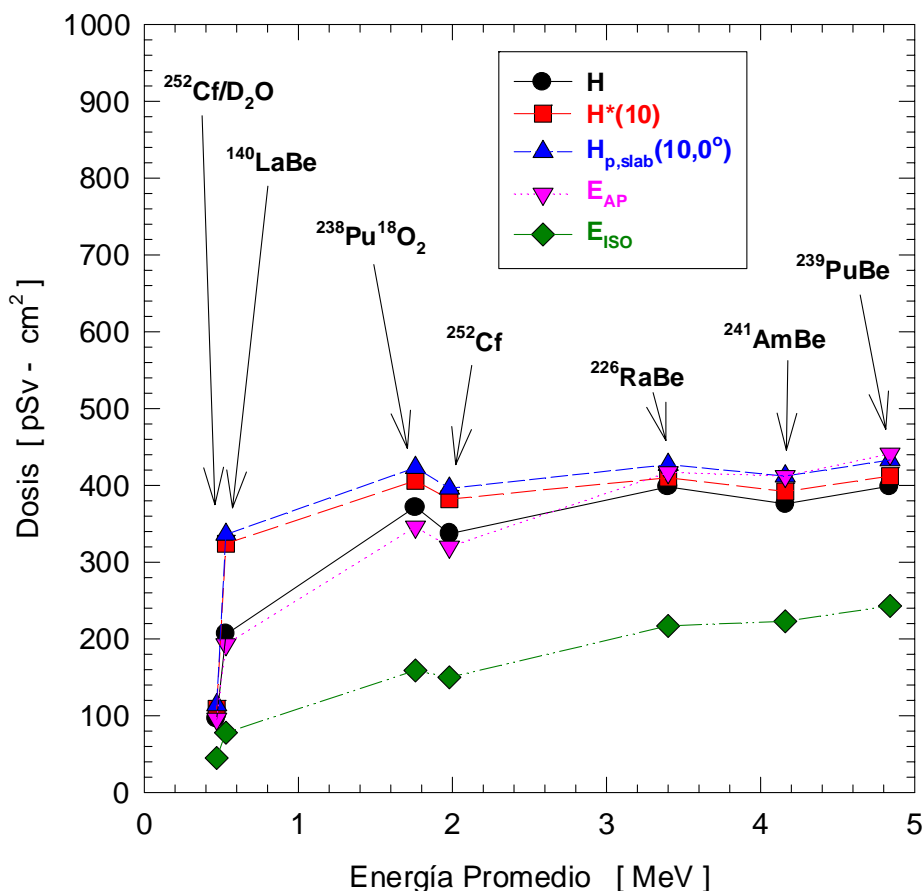


Figura 5. Espectro de los neutrones del <sup>226</sup>RaBe.

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

Fuente	Energía Promedio [MeV]	H [pSv-cm <sup>2</sup> ]	H*(10) [pSv-cm <sup>2</sup> ]	H <sub>p,slab</sub> (10,0 <sup>o</sup> ) [pSv-cm <sup>2</sup> ]	E <sub>AP</sub> [pSv-cm <sup>2</sup> ]	E <sub>ISO</sub> [pSv-cm <sup>2</sup> ]
<sup>252</sup> Cf/D <sub>2</sub> O	0.47	96	109	114	96	45
<sup>140</sup> LaBe	0.53	206	324	336	193	78
<sup>238</sup> Pu <sup>18</sup> O <sub>2</sub>	1.76	372	406	423	346	159
<sup>252</sup> Cf	1.80	337	382	396	320	150
<sup>226</sup> RaBe	3.40	398	410	427	417	217
<sup>241</sup> AmBe	4.16	376	392	412	412	223
<sup>239</sup> PuBe	4.84	399	412	433	441	243



**Figura 6. Factores de fluencia a dosis en función de la energía promedio de las fuentes.**

Comparando la energía promedio del <sup>241</sup>AmBe derivada de nuestros cálculos con la reportada con el ISO encontramos que es más coincidente ya que se define una energía promedio de 4.15 MeV [22].

De acuerdo al ISO [13] el Equivalente de Dosis Ambiental del <sup>241</sup>AmBe es de 391 pSv-cm<sup>2</sup> y el Equivalente de Dosis Personal es de 411 pSv-cm<sup>2</sup>, mientras que los valores de las dosis para el <sup>252</sup>Cf son H\*(10) = 385 pSv-cm<sup>2</sup> y H<sub>p,slab</sub>(10,0°) = 400 pSv-cm<sup>2</sup>.

De acuerdo al OIEA [16] el <sup>241</sup>AmBe produce H\*(10) = 395 pSv-cm<sup>2</sup> y H<sub>p,slab</sub>(10,0°) = 415 pSv-cm<sup>2</sup> y la E<sub>AP</sub> = 411 pSv-cm<sup>2</sup>. El <sup>252</sup>Cf produce H\*(10) = 380 pSv-cm<sup>2</sup> y H<sub>p,slab</sub>(10,0°) = 399 pSv-cm<sup>2</sup> y la E<sub>AP</sub> = 336 pSv-cm<sup>2</sup>, mientras que la fuente de <sup>252</sup>Cf/D<sub>2</sub>O produce H\*(10) = 107 pSv-cm<sup>2</sup>



y  $H_{p,slab}(10,0^{\circ}) = 112 \text{ pSv-cm}^2$  y la  $E_{AP} = 97.5 \text{ pSv-cm}^2$ . La comparación de estos valores reportados y los obtenidos en este estudio se muestran en la Tabla II.

**Tabla II. Comparación entre los valores reportados y los obtenidos en este estudio.**

Fuente	$H^*(10)$		$H_{p,slab}(10,0^{\circ})$		$E_{AP}$
	OIEA/EE	ISO/EE	OIEA/EE	ISO/EE	OIEA/EE
$^{241}\text{AmBe}$	1.008	0.997	1.007	0.998	0.998
$^{252}\text{Cf}$	0.995	1.008	1.007	1.010	1.050
$^{252}\text{Cf/D}_2\text{O}$	0.952	-	0.982	-	1.016

OIEA/EE es la razón entre los valores reportados por el OIEA y los obtenidos en Este Estudio

ISO/EE es la razón entre los valores reportados por el ISO y los obtenidos en Este Estudio

De la comparación mostrada se puede observar que al comparar nuestros resultados con los reportados por el ISO la diferencia mayor es del 1% que ocurre con la fuente de  $^{252}\text{Cf}$  para la  $H_{p,slab}(10,0^{\circ})$ . Al comparar nuestros resultados con los reportados por el OIEA encontramos que la máxima diferencia es del 5% y se observa para la  $E_{AP}$  de la fuente de  $^{252}\text{Cf}$ .

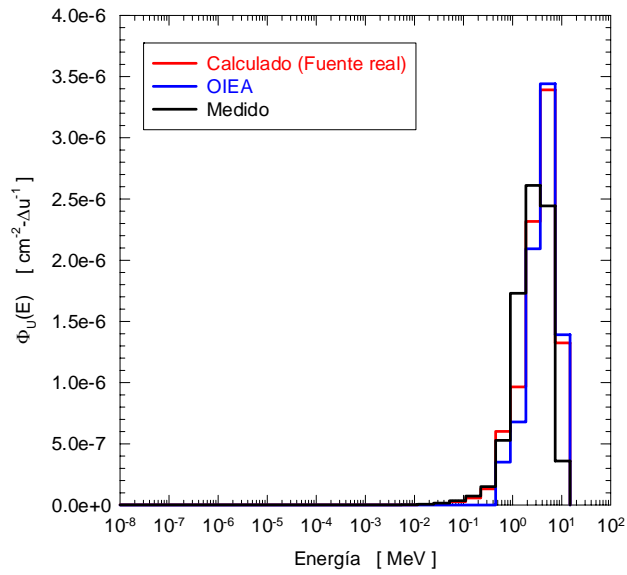
No obstante las diferencias observadas no son grandes, éstas se atribuyen a la estructura de energía de los espectros utilizados y los correspondientes valores de los coeficientes de fluencia a dosis utilizados por el ISO y el OIEA. Estas diferencias nos permiten establecer una incertidumbre global en las dosis calculadas del 5%.

### 3.2. Mediciones

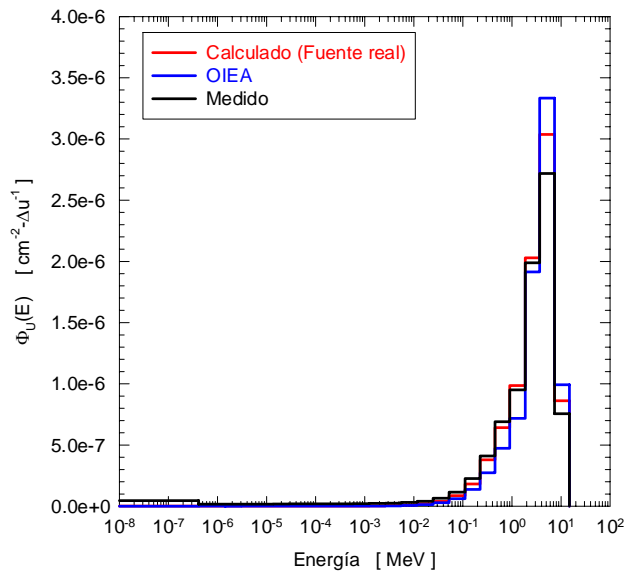
El espectro del  $^{239}\text{PuBe}$  reportado por el OIEA, el calculado utilizando un modelo realista para la fuente y en una atmósfera con aire, así como el espectro medido con el sistema espectrométrico de Esferas de Bonner se muestra en la figura 7, mientras que en la figura 8 se muestra el caso del  $^{241}\text{AmBe}$ . En ambos casos se aplicó la prueba de la  $\chi^2$  para determinar si el espectro medido es estadísticamente igual al espectro calculado con el modelo realista de la fuente, para ambas fuentes la respuesta fue positiva.

La  $H^*(10)$  de la fuente de  $^{239}\text{PuBe}$  se midió con un dosímetro moderado dando como resultado  $130 \pm 10 \mu\text{Sv-h}^{-1}$ . De la reconstrucción del espectro se obtuvo que a 1 metro de la fuente el flujo es de  $92 \text{ cm}^{-2}\text{-s}^{-1}$  que, por lo tanto el equivalente de dosis ambiental es,

$$\begin{aligned}
 H^*(10) &= (92 \text{ cm}^{-2}\text{-s}^{-1})(405 \text{ pSv-cm}^2)(3600 \text{ s-h}^{-1})(10^{-12} \text{ Sv-pSv}^{-1})(10^6 \mu\text{Sv-Sv}^{-1}) = \\
 &= 134 \pm 7 \mu\text{Sv-h}^{-1}. \text{ La incertidumbre asociada proviene del 5\% de error obtenido durante los cálculos.}
 \end{aligned}$$



**Figura 7. Espectro de la fuente de  $^{239}\text{PuBe}$  de la Universidad Autónoma de Zacatecas. El espectro medido tiene, en cada grupo de energía una incertidumbre menor al 10% y el calculado tiene una incertidumbre menor al 5%.**



**Figura 8. Espectro de la fuente de  $^{241}\text{AmBe}$  de la Universidad Politécnica de Madrid. El espectro medido tiene, en cada grupo de energía una incertidumbre menor al 10% y el calculado tiene una incertidumbre menor al 5%.**

La  $H^*(10)$  de la fuente de  $^{241}\text{AmBe}$  se midió con un dosímetro moderado dando como resultado  $83 \pm 1 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ . De la reconstrucción del espectro se obtuvo que a 1 metro de la fuente el flujo es de  $72 \text{ cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$  que, por lo tanto el equivalente de dosis ambiental es,

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

La incertidumbre asociada proviene del 5% de error obtenido durante 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. Para esta fuente las mediciones se hicieron en un recinto cerrado donde los neutrones sufren diversas colisiones con los núcleos de los muros lo que genera una mayor contribución 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 P/R	$H^*(10)$ P/R	$H_{p,\text{slab}}(10,0^0)$ P/R	$E_{\text{AP}}$ P/R	$E_{\text{ISO}}$ P/R
$^{241}\text{AmBe}$	1.096	1.013	1.017	1.046	1.448
$^{239}\text{PuBe}$	1.034	1.017	1.019	1.047	1.066

P/R significa puntual a real

A una distancia de 100 cm una fuente puntual de  $^{241}\text{AmBe}$  en el vacío produce un equivalente de dosis ambiental 1.3 % mayor a la que produce una fuente real y en aire. Este porcentaje es de 1.7 % para la  $H_{p,\text{slab}}(10,0^0)$  y 4.6 % para la  $E_{\text{AP}}$ .

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 1.9 % para  $H_{p,\text{slab}}(10,0^0)$ . Este valor alcanza el 4.6% para el caso de  $E_{\text{AP}}$ .

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  $E_{\text{ISO}}$  ya que las razones entre el modelo puntual y el real para el  $^{239}\text{PuBe}$  es de 6.6% y del 44.8% 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,  $H^*(10)$ ,  $H_{p,\text{slab}}(10,0^0)$ ,  $E_{\text{AP}}$  y  $E_{\text{ISO}}$ , estas últimas se

determinaron por unidad de fluencia, con la intención de que los valores sean aplicados en forma simple durante los procedimientos de seguridad radiológica.

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  $^{252}\text{Cf}$ ,  $^{252}\text{Cf}/\text{D}_2\text{O}$ ,  $^{241}\text{AmBe}$  los valores calculados de los factores de fluencia a dosis coinciden con los publicados.

Los factores de fluencia a dosis determinados en este estudio se utilizaron para determinar la dosis ambiental de dos fuentes de neutrones,  $^{241}\text{AmBe}$  y  $^{239}\text{PuBe}$  cuyos espectros y dosis ambiental fueron determinadas experimentalmente. Se encontró que los espectros medidos coinciden con los calculados. El equivalente de dosis ambiental calculado coincide con el medido para el caso de  $^{239}\text{PuBe}$  debido a que el experimento se realizó en ausencia de muros y la distancia entre la fuente y el piso es de 230 cm, esta circunstancia se asemeja a las condiciones utilizadas durante la modelación Monte Carlo.

Para el caso de la fuente de  $^{241}\text{AmBe}$  el equivalente de dosis ambiental medido es inferior al calculado 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  $E_{\text{ISO}}$ .

## REFERENCIAS

1. Van Eijk, C.W.E., Bessiere, A. and Dorenbos, P., "Inorganic thermal-neutron scintillators", *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*, **529**, p. 260-267 (2004).
2. Van Eijk, C.W.E., "Inorganic scintillators for thermal-neutron detection", *Radiation Measurements*, **38**, p. 337-342 (2004).
3. Vega-Carrillo, H.R. and Iñiguez, M.P., "Catalogue to select the initial guess spectrum during unfolding", *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*, **476**, p. 270-272 (2002).
4. Vega-Carrillo, H.R., Wehring, B.W., Veinot, K.G. and Hertel, N.E., "Response matrix for a multisphere spectrometer using a  $^6\text{LiF}$  thermoluminescence dosimeter", *Radiation Protection Dosimetry*, **81**, p. 133-140 (1999).
5. Olsher, R.H., Hsu, H.H., Beverding, A., Kleck, J.H., Casson, W.H., Vasilik, D.G. and Devine, R.T., "WENDI: An improved neutron rem meter", *Health Physics*, **79**, p. 170-181 (2002).
6. Wiegel, B. and Alevra, A.V., "NEMUS - the PTB neutron Multisphere Spectrometer: Bonner spheres and more", *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*, **476**, p. 36-41 (2002).
7. Olsher, R.H., Seagraves, D.T., Eisele, S.L., Bjork, Ch.W., Martinez, W.A., Romero, L.L., Mallett, M.W., Duran, M.A. and Hurlbut, Ch.R., "PRESCILA: A new, lightweight neutron rem meter", *Health Physics*, **86**, p. 603-612 (2004).

8. Saegusa, J., Yoshizawa, M., Tanimura, Y., Yoshida, M., Yamano, T. and Nakaoka, H. (2004). "Evaluation of energy responses for neutron dose-equivalent meters made in Japan", *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*, **516**, p. 193-202 (2004).
9. Luszik-Bhadra, M., Reginato, M. and Lacoste, V., "Measurement of energy and direction distribution of neutron and photon fluences in workplace fields", *Radiation Protection Dosimetry*, **110**, p. 237-241 (2004).
10. Muñiz, J.L., Vicente, M.C., González, E.M., Romero, A.M., Embid, M. and Delgado, A., "A new area multidetector dosimeter for mixed n- $\gamma$  fields", *Radiation Protection Dosimetry*, **110**, p. 243-248 (2004).
11. Smith, H. (editor), Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation. ICRP Publication 74. *Annals of the ICRP*, **26**, (1997).
12. ICRU, Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry, *ICRU Report 51*, International Commission on Radiation Units and Measurements, Bethesda, Maryland (1993).
13. ISO, Reference Neutron Radiations. Characteristics and Methods of Production. International Organization for Standardization, ISO-Standard 8529, Part 1, (2001).
14. Buckner, M.A. and Sims, C.S. (1992), "Neutron dosimetric quantities for several radioisotopic neutron sources", *Health Physics*, **63**, p. 352-355 (1992).
15. Griffith, R.V.; Palfalvi, J. and Madhvanath, U. (editors), *Compendium of Neutron Spectra and Detector Responses for Radiation Protection Purposes*. IAEA Technical Reports Series No. 318. Vienna, (1990).
16. Griffith, R.V.; Palfalvi, J. and Siebert, B.R.L. (editors), *Compendium of Neutron Spectra and Detector Responses for Radiation Protection Purposes. Supplement to Technical Reports Series No. 318*. IAEA Technical Reports Series No. 403. Vienna, (2001).
17. Briesmeister, J.F. (editor), "MCNP<sup>TM</sup>-A general Monte Carlo N-Particle Transport Code", Los Alamos National Laboratory Report LA-13709-M. (2002)
18. Vega-Carrillo, H.R. and Torres, M., C., "Low energy neutrons from a <sup>239</sup>PuBe isotopic neutron source inserted in moderating medium", *Revista Mexicana de Física*, **48**, p. 405-412 (2002).
19. Vega-Carrillo, H.R.; Manzanares-Acuña, E.; Becerra-Ferreiro, A.M. and Carrillo-Nuñez, A., "Neutron and gamma-ray spectra of <sup>239</sup>PuBe and <sup>241</sup>AmBe", *Applied Radiation and Isotopes*, **57**, p. 167-170 (2002).
20. Gallego, E., Lorente, A. and Vega-Carrillo, H.R., "Characteristics of the neutron field of the facility at DIN-UPM", *Radiation Protection Dosimetry*, **110**, 73-79 (2004).
21. 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. USA. (1991).
22. M.A. Buckner and C.S. Sims, "Neutron dosimetric quantities for several radioisotopic neutron sources", *Health Physics*, **63**, p. 352-355 (1992).