

Espectros de neutrones producidos por fuente de ^{239}Pu -Be en reactor nuclear

Neutron Spectra Produced by a Source of ^{239}Pu -Be in Nuclear Reactor

Laura Ximena González Puin^{a,*}
Segundo Agustín Martínez Ovalle^a
Héctor René Vega Carrillo^b

Recepción: 03-oct-12
Aceptación: 10-dic-12

Resumen

En este trabajo se calculan los espectros de fluencia y la dosis absorbida debida a neutrones, en diferentes puntos y celdas localizados en el interior de la piscina de agua natural en el reactor nuclear y que son producidos por una fuente de ^{239}Pu -Be. La fuente es ubicada dentro de la piscina y los cálculos son hechos en puntos simétricos al plano XY y en dirección al eje Z. Para el conteo sobre el eje Z, fueron ubicados *tallies* detectores de 2 cm de diámetro, sobre los que se hicieron las determinaciones. La fluencia de neutrones térmicos y la dosis absorbida debida a neutrones, fueron contadas sobre celdas distribuidas uniformemente en forma de anillo desde el centro hasta el exterior. Las cuentas hechas aquí corresponden al estado que provoca la fuente de ^{239}Pu -Be al inicio de la operación del reactor. El código usado en los cálculos fue MCNPX 2.5.

Palabras clave: dosis absorbida, fluencia de neutrones, kerma.

Abstract

In this paper are calculated fluence spectra and absorbed dose due to neutrons at different points and cells located inside the natural water pool in the nuclear reactor and that are produced by a ^{239}Pu -Be source. The source is located inside of the pool and the calculations are made at symmetrical points in the XY plane and the Z axis direction. For the calculation over Z axis, we placed tallies detectors of 2 cm diameter, on which determinations were made. Thermal neutron fluence and absorbed dose due to neutrons were calculated on cells evenly distributed in rings from the center to the outside. Calculations made here correspond to the state which causes ^{239}Pu -Be source at the beginning of reactor operation. The code used in the calculations was MCNPX 2.5.

Key words: Absorbed dose, Neutron fluence, Kerma.

^aGrupo de Física Nuclear Aplicada y Simulación, Universidad Pedagógica y Tecnológica de Colombia, Tunja.

*Correo electrónico: laugopu@gmail.com

^bUnidades Académicas: CREN, Ingeniería y Matemáticas, Universidad Autónoma de Zacatecas, México.

1. Introducción

Los neutrones, al no tener carga eléctrica, interactúan con la materia, principalmente los núcleos, mediante colisiones elásticas, inelásticas, reacciones de absorción o incluso pueden fisiónar el núcleo. Durante estos mecanismos de interacción, los neutrones ceden total o parcialmente su energía y se producen partículas secundarias [1]. El espectro de energía de los neutrones suele ser dividido, según su energía, en: térmicos, intermedios, rápidos y relativistas. Se consideran neutrones térmicos cuando sus energías son inferiores a 0.5 eV, para los que la energía de absorción más probable es 0.025 eV. Los neutrones intermedios o epitérmicos tienen energías entre 0.5 eV y 1 MeV. La energía de un neutrón rápido se encuentra entre 1 MeV y 10 MeV. Por último, los neutrones relativistas tienen energías superiores a 20 MeV. Los neutrones se producen en los reactores nucleares por aceleradores de partículas y por fuentes de neutrones isotópicas que los emiten con una intensidad específica y una distribución de energía característica del tipo de fuente [2, 3, 4, 5, 6]. Para poder modificar el espectro de neutrones en fuentes primarias se emplean medios moderadores, los cuales son compuestos y elementos de núcleos ligeros como el hidrógeno, deuterio, carbono y berilio [7].

El método de simulación Monte Carlo es muy útil en el estudio de sistemas con elevado número de grados de libertad, tales como: líquidos, materiales desordenados, estructuras celulares o, como en este caso, las interacciones de las radiaciones. Hoy día se usan diversos códigos para el estudio de estos sistemas mediante el método Monte Carlo [8, 9, 10]. Uno de los códigos más utilizados para este propósito es MCNP (Monte Carlo Neutron Photon), diseñado desde un comienzo para el estudio de la interacción de neutrones con la materia. El código MCNPX [8] ha sido empleado en este trabajo para calcular los espectros de fluencia de neutrones y la dosis absorbida en diferentes puntos y celdas ubicadas en el interior de la piscina de agua natural en el reactor nuclear TRIGA-Colombia, producidos por una fuente isotópica de neutrones de $^{239}\text{Pu-Be}$.

2. Metodología

Con el código MCNPX se modeló la piscina del reactor TRIGA-Colombia. Este reactor de fisión usa agua natural como moderador y es activado mediante

una fuente de $^{239}\text{Pu-Be}$. El interés particular de este estudio se centra en las características dosimétricas y los espectros de neutrones de esta fuente.

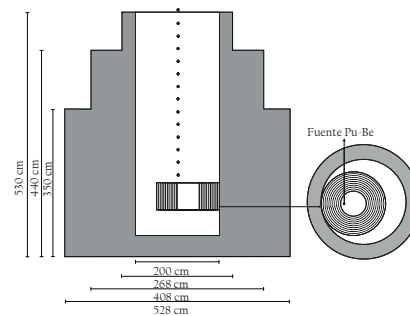


Figura 1. Geometría de la piscina del reactor Triga-Colombia, usada para MCNPX.

En la figura 1 se muestra el corte longitudinal y transversal de la geometría usada en el cálculo. La piscina tiene un diámetro de 200 cm, está llena de H_2O y cubierta por concreto baritado de densidad de $2.3 \text{ g}\cdot\text{cm}^{-3}$. La altura total del reactor es de 530 cm. En la figura se observa también el punto donde está ubicada la fuente de $^{239}\text{Pu-Be}$, que fue simulada según las características del fabricante con su respectivo espectro y que emite de forma isotrópica.

Alrededor de la fuente fueron ubicadas celdas de cálculo en forma de anillo y de 64.24 cm. de altura, desde el centro hasta el borde de la piscina, en el plano XY (en la tabla 1 se presentan sus dimensiones). Sobre estas celdas se calculó tanto la fluencia como la dosis absorbida en cada caso. La dosis absorbida es determinada a partir del kerma debido a neutrones F6/MCNPX. Sobre el eje Z y con el fin de establecer el alcance de los neutrones en el medio, fueron ubicados *tallies* detectores F5/MCNPX de forma esférica y de 2 cm. de diámetro, hasta una altura de 466 cm. Durante aproximadamente sesenta días se simuló un total de 2.15×10^{10} historias, en *cluster* con ocho procesadores en paralelo. Las energías de corte para fotones y neutrones se establecieron en 0.001 y 1×10^{-9} MeV. El modo de cálculo acoplado (neutrón-fotón) permitió tener en cuenta la producción secundaria de fotones por captura neutrónica.

3. Resultados y discusión

En primer término se analiza la energía depositada por los neutrones emitidos desde la fuente en el medio, en función de la distancia. Esta energía está

relacionada con la dosis absorbida y, desde luego, la dosis absorbida está relacionada con la fluencia de neutrones, que disminuye con la distancia. En la tabla 1 se muestran los resultados obtenidos para la fluencia y para la dosis absorbida en las celdas ubicadas en el plano XY.

Tabla 1. Fluencia y dosis absorbida debida a neutrones. (Los resultados están dados por neutrón emitido desde la fuente).

Radio [cm]	Fluencia [cm ²]	Err. Rel.	Dosis absorbida [Gy]	Err. Rel.	Volumen [cm ³]
14.3	1.14E-04	< 0.01	4.87E-05	< 0.01	101259
15.3	2.29E-07	< 0.01	8.32E-08	< 0.01	25832
17.3	8.59E-08	< 0.01	3.19E-08	< 0.01	27447
19.3	3.31E-08	< 0.01	1.25E-08	< 0.01	29062
21.3	1.30E-08	< 0.01	4.97E-09	< 0.01	30676
23.3	5.15E-09	< 0.01	2.00E-09	< 0.01	32291
25.3	2.08E-09	< 0.01	8.17E-10	< 0.01	33905
27.3	8.49E-10	< 0.01	3.36E-10	< 0.01	35520
29.3	3.51E-10	< 0.01	1.39E-10	< 0.01	37134
31.3	1.45E-10	< 0.01	5.80E-11	< 0.01	38749
33.3	6.09E-11	< 0.01	2.47E-11	< 0.01	40363
35.3	2.51E-11	< 0.01	1.04E-11	< 0.01	41978
37.3	1.09E-11	0.02	4.58E-12	0.02	43592
39.3	4.68E-12	0.03	1.93E-12	0.04	45207
41.3	1.96E-12	0.05	8.30E-13	0.06	46821
43.3	9.58E-13	0.08	3.94E-13	0.09	48436
45.3	3.98E-13	0.12	1.64E-13	0.14	50050
47.3	1.82E-13	0.19	6.43E-14	0.22	51665
49.3	7.19E-14	0.3	2.94E-14	0.34	53279
51.3	1.86E-14	0.46	8.42E-15	0.56	54894
53.3	8.73E-15	0.84	4.55E-15	0.72	56509
55.3	1.72E-15	1	2.43E-15	1	58123
57.3	5.26E-15	1	1.42E-15	1	59738

En las figuras 2a y 2b se muestra que tanto la fluencia como la dosis absorbida debida a neutrones, obedecen a un decaimiento exponencial de la forma,

$$Y = Y_0 + Ae^{Br} \quad (1)$$

donde Y_0 es el valor de ajuste, A y B son constantes y r es la distancia a la fuente.

De la figura 2 se observa que básicamente son necesarios 30 cm. de H₂O para moderar los neutrones. Con este espesor de agua se advierte además que la fluencia disminuye drásticamente y, por consiguiente, la dosis absorbida. En la tabla 2 se muestran los factores de ajuste a las dos ecuaciones que reproducen el decaimiento exponencial decreciente que sufren estas dos variables.

La fuente de ²³⁹Pu-Be produce neutrones entre 0.5 y 12 MeV, con una energía promedio de 4.5 y 5

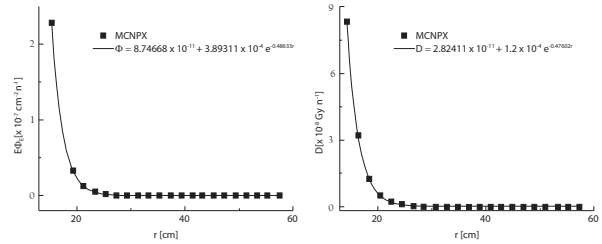


Figura 2. Izquierda: ajuste exponencial a la variación de la fluencia de neutrones con la distancia. Derecha: ajuste exponencial a la variación de la dosis absorbida debida a neutrones como función de la distancia.

MeV. Por lo tanto, si la situamos en un medio rico en H, como en este caso, todos los neutrones, ya sean térmicos, epitérmicos o rápidos, sufrirán pérdidas de energía mediante colisiones elásticas e inelásticas, y habrá algunos que no presentarán ninguna interacción en los ≈ 5 m de agua que blindada la fuente, principalmente los rápidos y los relativistas.

En la figura 3 se hace una normalización a los espectros de neutrones calculados sobre el eje Z, la cual permite analizar el comportamiento de neutrones y rápidos, que son los que conseguirán mayor alcance en el medio.

El primer *tally*-detector sobre el eje Z fue ubicado a una altura de 46.4 cm. de la fuente. A este espesor de agua, como se evidencia en la figura 2a, se van a encontrar muy pocos neutrones térmicos, solamente aparecen epitérmicos y rápidos, según se observa en la secuencia de espectros de la figura 3.

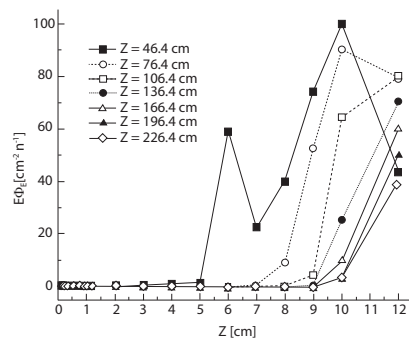


Figura 3. Espectros de neutrones producidos por la fuente ²³⁹Pu-Be en agua en Z = 46.4, 76.4, 106.4, 136.4, 166.4, 196.4, 226.4 cm.

En los espectros de la figura 3 se evidencia una disminución de neutrones epitérmicos, a medida que aumenta el espesor de H₂O, hasta quedar prácticamente solo neutrones rápidos, como era de esperarse. Los *tally*-detectores fueron ubicados desde 46.4 cm hasta 436.4 cm (superficie de la piscina), cada 30 cm.

Tabla 2. Factores de ajuste exponencial de la fluencia y dosis absorbida debidaa neutrones

Fluencia (ϕ)							
Y_0		A		B		Estadística	
Valor	Error	Valor	Error	Valor	Error	Chi-Cuadrado	Aj. R-Cuad.
8.75E-11	5.56E-11	3.89E-04	-6.88E-06	-0.48633	0.00114	5.43E-20	0.99998
Dosis (D)							
2.82E-11	1.76E-11	1.21E-04	1.81E-06	-0.47602	9.59E-04	5.44E-21	0.99998

Se obtuvieron determinaciones en los primeros ocho, como se muestra en la figura 3, para los demás no se consiguieron resultados.

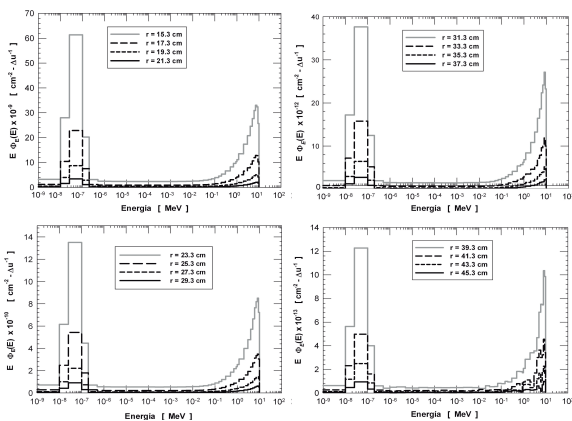


Figura 4. Espectros de neutrones producidos por la fuente $^{239}\text{Pu-Be}$ en agua en celdas cilíndricas de radios $r = 15.3\text{-}45.3$ cm.

En la figura 4 se presentan algunos de los espectros de neutrones obtenidos en los cascarones cilíndricos de espesores (1 cm.) y radios indicados en la tabla 1. El error relativo en los primeros espesores es <0.01 , mientras que en el cilindro más alejado es de hasta 0.1.

De los resultados obtenidos se observa que el pico de neutrones térmicos es superior en todos los casos. Sin embargo, a 45 cm., la fluencia de neutrones térmicos disminuye notablemente en ≈ 60000 órdenes de magnitud. Por otra parte, los neutrones rápidos disminuyen su fluencia en ≈ 35000 órdenes de magnitud hasta los 45 cm.

Por último, en la figura 5 se muestra una comparación entre el espectro de neutrones de una fuente moderada de $^{239}\text{Pu-Be}$, de 1.85×10^{11} Bq, a 100 cm de distancia. La fuente se inserta en un contenedor con agua, el cual es de forma cilíndrica y tiene 14 cm de radio y 16 cm de altura [11]. En la figura hemos incluido el espectro medido mediante un espectrómetro de esferas Bonner con el mismo arreglo usado en los cálculos Monte Carlo, así mismo se muestra el espectro calculado en este trabajo para el caso $r =$

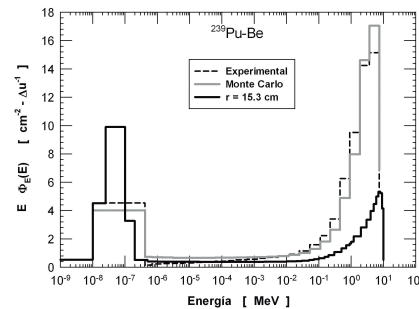


Figura 5. Espectros del $^{239}\text{Pu-Be}$ moderado por agua ligera.

15.3 cm., que presenta una menor cantidad de neutrones rápidos y una mayor cantidad de neutrones térmicos, debido a que hay más agua.

4. Conclusiones

En este trabajo se demuestra que el blindaje de agua es suficiente para moderar los neutrones de todas las energías, que son emitidos por esta fuente de Pu-Be. Sin embargo, los *tallies* detectores usados en el cálculo registran neutrones a 2.26 m. de distancia de la fuente.

Los espectros de neutrones en las celdas de forma cilíndrica, presentan en todos los casos mayor fluencia de neutrones térmicos. Es decir, que el moderador usado cumple con su función en lo que respecta a los neutrones emitidos por la fuente. El pico característico de mayor fluencia de neutrones térmicos se encuentra alrededor de 0.1 eV en todos los casos.

Entre los espectros encontrados en la figura 3, están principalmente neutrones rápidos y relativistas, con energías superiores a 1 MeV. Sin embargo, los cálculos indican que la columna de agua es suficiente para blindar todos los neutrones que son emitidos desde la fuente.

Referencias

[1] H. R. Vega, E. Manzanares, V.M. Hernández, G. A. Mercado, E. Gallego y A. Lorente,

- “Características dosimétricas de fuentes isotópicas de neutrones”, *Revista Mexicana de Física*, vol. 51, no. 5, pp. 494-501, 2005.
- [2] H. R. Vega y C. Torres, “Low energy neutrons from a $^{239}\text{PuBe}$ isotopic neutron source inserted in moderating media”, *Revista Mexicana de Física*, vol. 48, no. 5, pp. 405-412, 2002.
- [3] N. C. Tam, J. Bagi y L. Lakosi, “Determining Pu isotopic composition and Pu content of Pu-Be sources by neutron coincidence technique”, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research*, vol. 262, pp. 75-80, 2007.
- [4] I. ElAgib, J. Csikai, J. Jordanova y L. OlaAh, “Leakage neutron spectra from spherical samples with a Pu-Be source”, *Applied Radiation and Isotopes*, vol. 51, pp. 329-333, 1999.
- [5] J. Bagi, N. C. Tam y L. Lakosi, “Assessment of the Pu content of Pu-Be neutron sources”, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research*, vol. 222, pp. 242-248, 2004.
- [6] R. H. Zachary, *Neutron flux and energy characterization of a plutonium-beryllium isotopic neutron source by Monte Carlo simulation with verification by neutron activation analysis*. Las Vegas, USA: University of Nevada, 2010.
- [7] N. A. Carrillo y H. R. Vega, Cálculo de los espectros de neutrones de una fuente isotópica moderada. Presentado en 5as Jornadas de Investigación de la UAZ, CB/UEN-10/042, 2001.
- [8] B. Pelowitz, MCNPX User’s Manual version 2.5.0 Los Alamos National Laboratory Report LA-UR-02-2607. Presentado en Computation Topical Meeting, Avignon, France, 2005.
- [9] A. Ferrari, P. R. Sala, A. Fasso y J. Ranft, “FLUKA: A Multi-Particle Transport Code”, CERN, Meyrin, Suiza, 2005.
- [10] S. Agostinelli et al., “GEANT4: A Simulation toolkit”, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research*, vol. 506, pp. 250-303, 2003.
- [11] A. Carrillo-Núñez y H. R. Vega, “Design of neutron source for calibration”, *American Institute of Physics Proceedings*, vol. 630, pp. 220-227, 2001.