

# CARACTERIZACIÓN DE LOS NEUTRONES DEL REACTOR NUCLEAR IAN-R1 DE COLOMBIA

<sup>1</sup>Laura Ximena González-Puin, <sup>2</sup>Héctor René Vega-Carrillo  
<sup>1</sup>Segundo Agustín Martínez-Ovalle

<sup>1</sup>Grupo de Física Nuclear Aplicada y Simulación  
Universidad Pedagógica y Tecnológica de Colombia  
Ctra. Central del Norte, km 1 vía Paipa  
CP 150003 Tunja, Boy. Colombia.  
E-mail: [s.agustin.martinez@uptc.edu.co](mailto:s.agustin.martinez@uptc.edu.co)

<sup>2</sup>Unidad Académica de Estudios Nucleares  
Universidad Autónoma de Zacatecas  
C. Ciprés 10, Fracc. La Peñuela  
98068 Zacatecas, Zac. México.

## Resumen

Mediante métodos Monte Carlo, con el código MCNPX, las características de los neutrones del reactor nuclear de investigación IAN-R1 de Colombia, en modo apagado pero con la fuente de neutrones en su posición de arranque, han sido estimadas. Los espectros de neutrones, el flujo total y su energía promedio se calcularon en los espacios de irradiación dentro del reflector de grafito, así como en las celdas con aire. También los espectros, el flujo total y la dosis absorbida se calcularon en varios sitios distribuidos a lo largo del eje radial dentro del moderador de agua. El flujo total de neutrones también se estimó a lo largo del eje axial. Las características de los espectros de neutrones varían dependiendo de su posición respecto a la fuente y del material que rodea a la celda donde se hizo el cálculo.

**Palabras clave:** Reactor nuclear; Neutrones; Espectro; Monte Carlo.

## 1.- INTRODUCTION

Los neutrones se producen de manera artificial mediante reactores nucleares, aceleradores de partículas y por fuentes isotópicas; también se producen de manera natural, como producto de los rayos cósmicos, el decaimiento radiactivo o por fisión espontánea. La intensidad específica y la distribución de energía de los neutrones, espectro, dependen de la forma en que son producidos. La energía de los neutrones, de origen natural o antropogénico puede variar desde unas pocas décimas de eV hasta varios GeV, [Vega Carrillo *et al.*, 2012].

Existen reactores nucleares cuyo fin es la generación de energía eléctrica o reactores de potencia, los reactores de investigación cuyo fin es la producción de radioisótopos. Las características y la descripción de los reactores nucleares de investigación han sido reportados en la literatura [Huda *et al.*, 2006; J; Khan *et al.*, 2011; Khattab *et al.*, 2009]. Las características de los neutrones producidos en un reactor se pueden determinar a través de procedimientos experimentales o mediante el método Monte Carlo [Yavar *et al.*, 2012; Bakkari *et al.*, 2010; Huda *et al.*, 2004].

Entre los parámetros importantes de un reactor nuclear están el factor de multiplicación efectivo, la reactividad, la distribución espacial, y el espectro de los neutrones, en los espacios de irradiación, dentro y fuera del núcleo del reactor, así como los valores de la dosis equivalente ambiental en puntos ubicados fuera del blindaje biológico [Vega-Carrillo, 2012].

Jacimovic *et al.* [2003] han señalado que una de las fuentes de error más importantes en el Análisis por activación con neutrones es la variación del espectro de neutrones en los espacios para irradiación de un reactor y en el volumen de la muestra. Cuando se usa el método ko para estandarización es importante determinar varios parámetros que requieren

del conocimiento del espectro de los neutrones [Aghara y Charlton, 2006; Khoo, Sarmani, and Abugassa, 2007]. La determinación de las características de los neutrones se hace mediante cálculos que son verificados mediante mediciones [Snoj, Zerovnik and Trkov, 2012].

El Instituto Colombiano de Geología y Mineralogía del ministerio de Minas y Energía tiene un reactor nuclear de investigación, el IAN-R1. En 1965 el reactor IAN-R1 en Colombia inició sus operaciones con una potencia de 10 kW, en 1980 el reactor fue escalado para operar a 30 kW. A través de la empresa General Atomics en 1997 el combustible de alto enriquecimiento se sustituyó por combustible de bajo enriquecimiento tipo TRIGA y la potencia del reactor se aumentó a 100 kW [GA, 1997].

En 1998 el reactor entró en un largo receso que lo mantuvo fuera de operación. El reactor IAN-R1 es un reactor tipo piscina con blindaje de concreto y dos puertos de irradiación. En la figura 1 se muestra el reactor. El combustible tipo TRIGA es de  $UZrH_{1.6}$  y está contenido en grupos de 4 barras de combustible. La configuración del núcleo es un arreglo rectangular con 50 barras de combustible, 3 barras de control y 3 barras de agua con propósitos experimentales. Cuando opera a 100 kW el flujo de neutrones térmicos varía de  $1.9 \times 10^{12}$  a  $4.2 \times 10^{12}$  n/cm<sup>2</sup>-seg dependiendo de la ubicación dentro del núcleo. El enfriamiento se realiza mediante agua ligera, que también actúa como moderador y blindaje de neutrones [do Prado Souza, Mesquita and Bohorquéz, 2006]

El objetivo de este trabajo fue caracterizar los espectros de neutrones dentro del núcleo del reactor nuclear de investigación IAN-R1 de Colombia, así como en puntos dentro del moderador, donde además se determinó la dosis absorbida debida a los neutrones.



Figura 1.- Reactor Nuclear IAN-R1.

## 2.- MATERIALS AND METHODS

En este estudio se usó el código MCNPX [Pelowitz, 2008] con el que se diseñó un modelo del núcleo y del blindaje biológico del reactor nuclear TRIGA-Colombia. Para iniciar la reacción nuclear de fisión en cadena se usa una fuente de  $^{239}\text{PuBe}$ , que también se incluyó en el modelo. En la figura 2 se muestra el modelo del núcleo del reactor, las tres barras de control en la posición de encendido del reactor a 20 kW y el reflector de grafito.

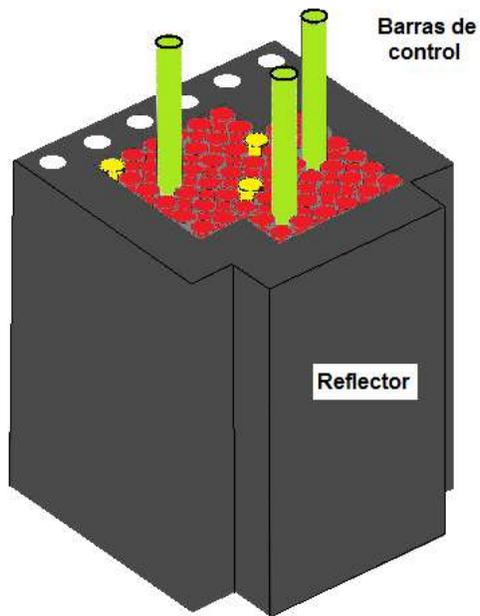


Figura 2.- Núcleo del reactor nuclear.

En la figura 3 se muestra una vista superior del núcleo del reactor donde se aprecia la distribución de las barras de combustible, las barras de aire, las barras de control y los canales para irradiación en el grafito.

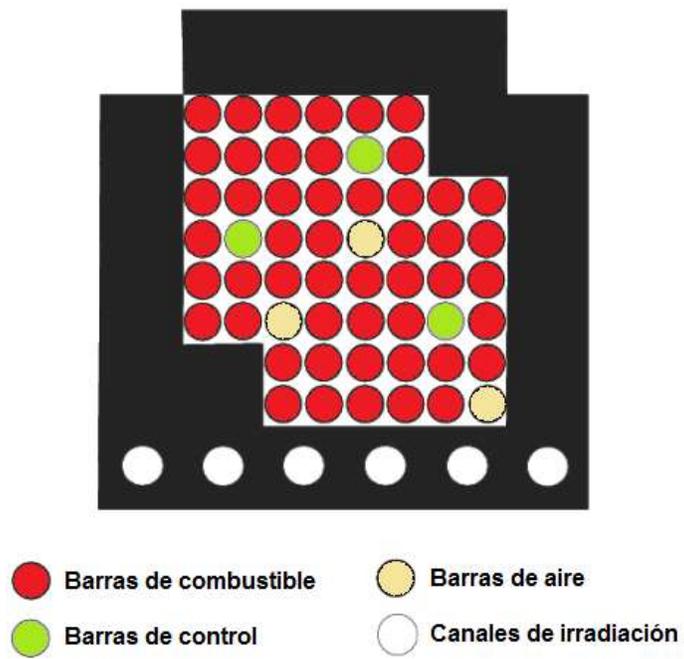


Figura 3.- Vista superior del reactor.

Como término fuente se usó el espectro del  $^{239}\text{PuBe}$  [Vega Carrillo *et al.*, 2002; Vega-Carrillo *et al.*, 2009], y todos los resultados está referidos a una intensidad unitaria de la fuente ( $Q = 1$  neutrón por unidad de tiempo).

En la Figura 4 se muestra el corte longitudinal (a) y transversal (b) del modelo completo que incluye el núcleo, la piscina el moderador con un diámetro de 200 cm, y el blindaje biológico que es de concreto baritado de  $2.3 \text{ gr}\cdot\text{cm}^{-3}$  [Martínez-Ovalle *et al.*, 2012]. En esta figura los círculos concéntricos en torno al núcleo de reactor son un conjunto de celdas cilíndricas cuya base y altura están a 5 cm de la base y la parte superior del núcleo del reactor. La primer celda comprende la superficie externa del reflector hasta 44 cm, a partir de esta celda el resto están separadas cada 2 cm, la última celda está entre el último cilindro y la superficie interna del concreto. Estas celdas se definieron para determinar el promedio del flujo de neutrones a lo largo del radio y el espectro de los neutrones; para este cálculo se usó el *tally* f4.

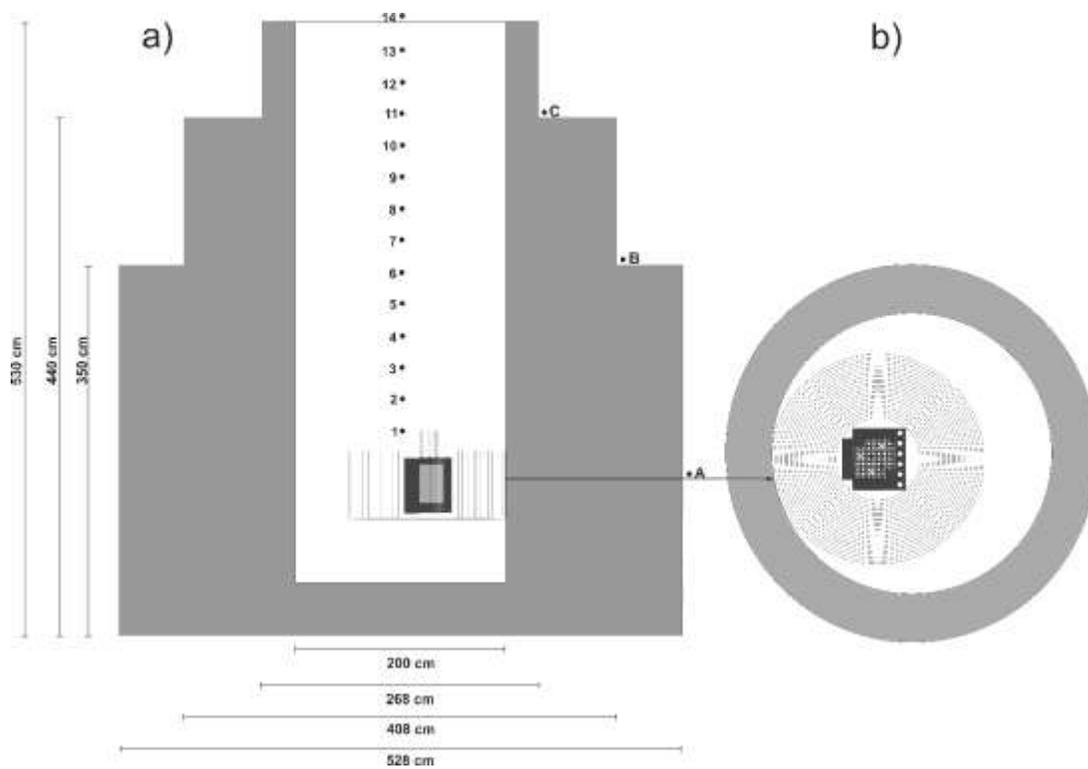


Figura 4.- Modelo completo del reactor TRIGA-Colombia.

En su transporte en el moderador, los neutrones pierden energía a través de colisiones elásticas e inelásticas, esta energía es absorbida por los átomos del hidrógeno y el oxígeno. Para estimar la dosis absorbida en las celdas cilíndricas se usó el *tally* f6.

La parte superior del reactor se encuentra aproximadamente a 411 cm debajo del moderador, con el fin de estimar el alcance de los neutrones a lo largo del eje axial, en el modelo se incluyeron detectores puntuales, sobre el eje Z. Catorce de estos detectores se ubicaron desde 76 cm de la base del núcleo del reactor y separados cada 30 cm hasta cubrir una altura de 466 cm los cuales se encuentran enumerados desde el número 1 hasta el 14. Estos detectores se usaron para estimar el promedio del flujo de neutrones mediante el *tally* f5. Para los cálculos se usaron  $5.05 \times 10^8$  historias, en un *cluster* con 8 procesadores en paralelo, que requirieron aproximadamente 60 días. En los cálculos se usó el valor de  $10^{-9}$  MeV como energía de corte de los neutrones.

En este estudio los cálculos se realizaron con las tres barras de control totalmente insertadas en el núcleo del reactor, modo apagado, pero con la fuente de neutrones en su posición de arranque.

### **3.- RESULTS AND DISCUSSION**

#### **3.1.- Dentro del núcleo del reactor**

En la figura 5 se muestra la distribución de los neutrones en torno al núcleo del reactor que incluye la fuente de neutrones de  $^{239}\text{PuBe}$ . Con el fin de identificar el patrón de distribución de los neutrones los detalles del núcleo del reactor han sido incluidos. En esta figura se observa que la mayor cantidad de neutrones está en torno a la fuente de neutrones, alguno de estos se transportan hacia los componentes del núcleo del reactor y se moderan, los que

se termalizan y alcanzan las barras de combustible inducen fisión, otros son absorbidos por las barras de control.

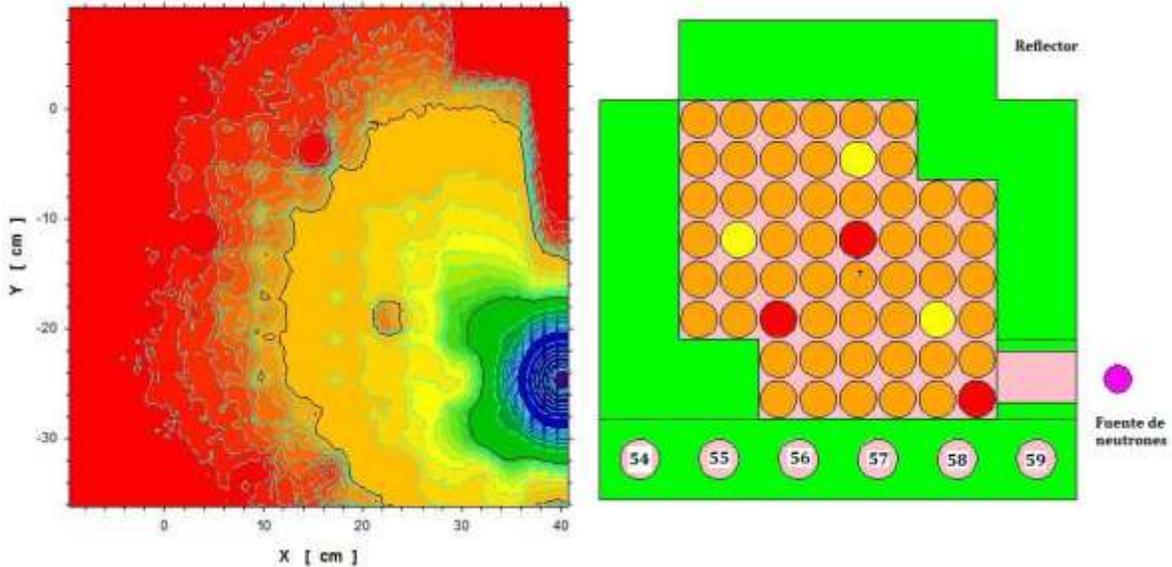


Figura 5.- Distribución de los neutrones en torno al núcleo del reactor.

En los canales de irradiación ubicados en el reflector de grafito se han incluido los números de las celdas; el espectro de los neutrones en estos canales se muestra en la figura 6 donde se muestra el valor del promedio de la energía de los neutrones y el flujo total de neutrones por cada neutrón que emite la fuente. Se observa que la menor energía promedio, así como el flujo total de neutrones, se presenta en la celda más alejada de la fuente de neutrones, y conforme la distancia respecto a la fuente disminuye, la energía promedio y el flujo total de neutrones aumentan.

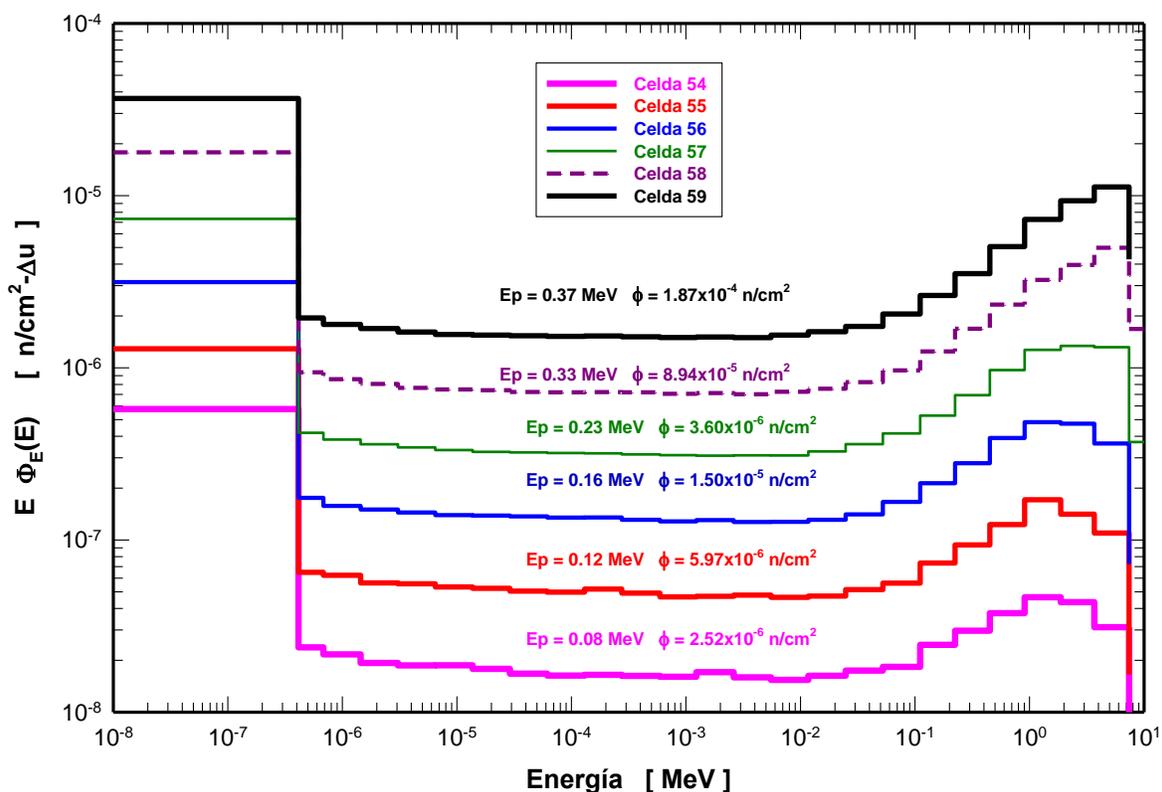


Figura 6.- Espectro de los neutrones en las celdas de irradiación en el grafito.

En la figura 7 se muestra una sección cuadrada del núcleo donde la distribución de los neutrones se observa con mayor detalle; también se incluye el núcleo del reactor donde se muestran las 3 celdas que definen los canales de aire dentro del núcleo.

En esta figura se observa que la mayor cantidad de neutrones proviene de la fuente que se multiplican cuando alcanzan las barras de combustible, y disminuyen en forma drástica cuando alcanzan las barras de control, en particular la barra que está cerca de la fuente. Del lado izquierdo de la figura, donde están las barras de combustible más alejadas de la fuente, la cantidad de neutrones es mínima.

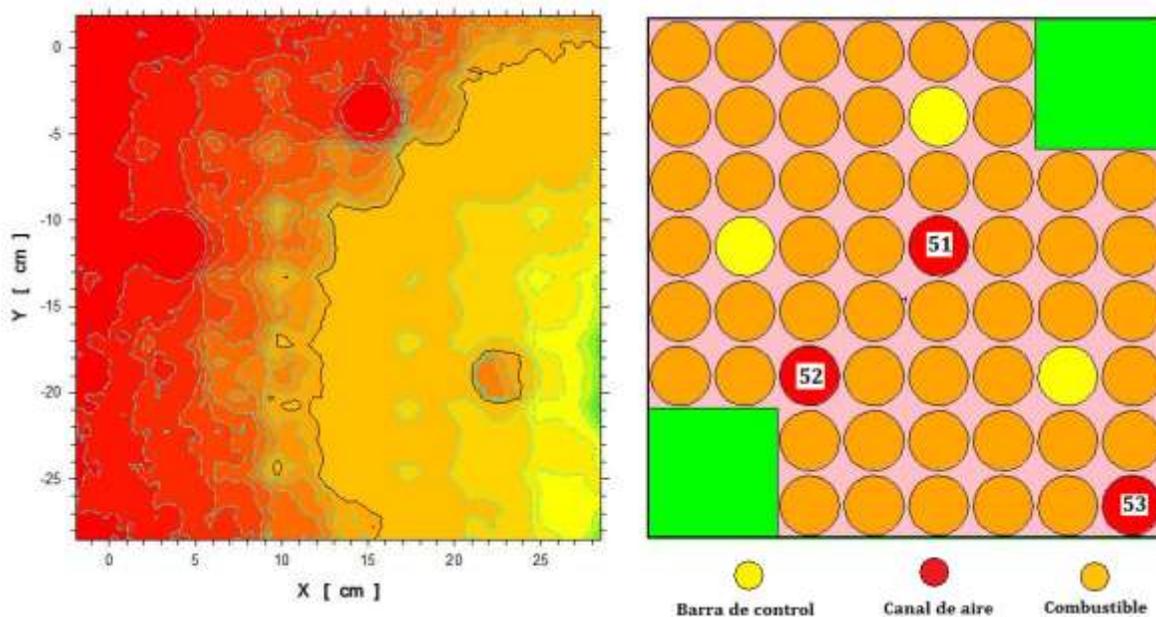


Figura 7.- Distribución de los neutrones en el núcleo del reactor.

En la figura 8 se muestra el espectro de los neutrones en los canales de aire con los valores del flujo total de neutrones y la energía promedio de los neutrones. En esta figura, la mayor cantidad de neutrones se presenta en la celda que está más cercana a la fuente de neutrones, el valor de la energía media es la más alta, lo que implica que el espectro es más “duro”. En las celdas 51 y 52 el flujo total de neutrones disminuye conforme la distancia respecto a la fuente aumenta, no obstante los espectros son similares, esta característica se confirma con el valor de la energía promedio; esto implica que a partir de esta región la energía media de los neutrones permanece constante probablemente porque hay un equilibrio entre los pocos neutrones que se producen en la fisión y aquellos que se moderan y se termalizan.

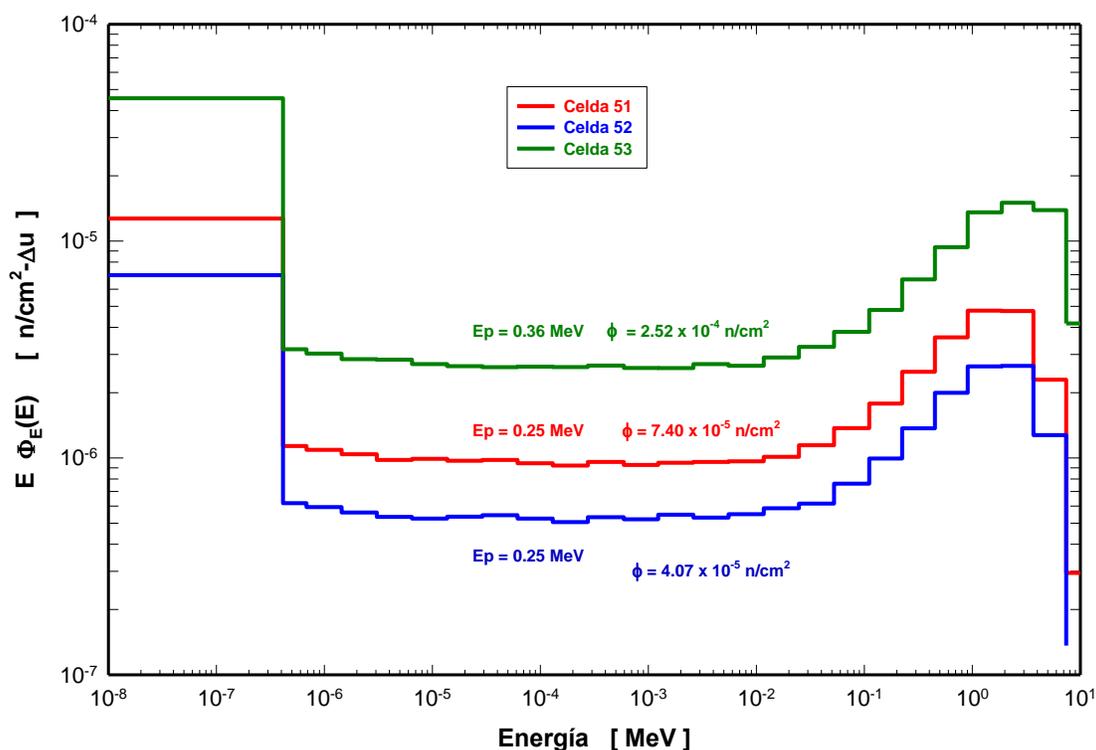


Figura 8.- Espectros de los neutrones en los canales de aire.

### 3.2.- Fuera del núcleo del reactor

En la figura 9 se muestra la distribución radial de los neutrones por cada neutrón producido por la fuente de  $^{239}\text{PuBe}$ . Un conjunto de estos valores se usó para hacer un ajuste a una función con dos funciones exponenciales. El comportamiento de los primeros 4 valores, es cualitativamente similar al reportado por Amin *et al.* [2014] quienes determinaron la distribución radial del flujo de neutrones en el reflector de grafito y el moderado de agua de un reactor TRIGA Mark III.

En la figura 10 se muestran algunos de los espectros de neutrones estimados en las celdas cilíndricas que se modelaron en el moderador de agua ubicados fuera del reflector. Para compararlos se ha incluido la función que describe los neutrones de fisión cuya altura es relativa.

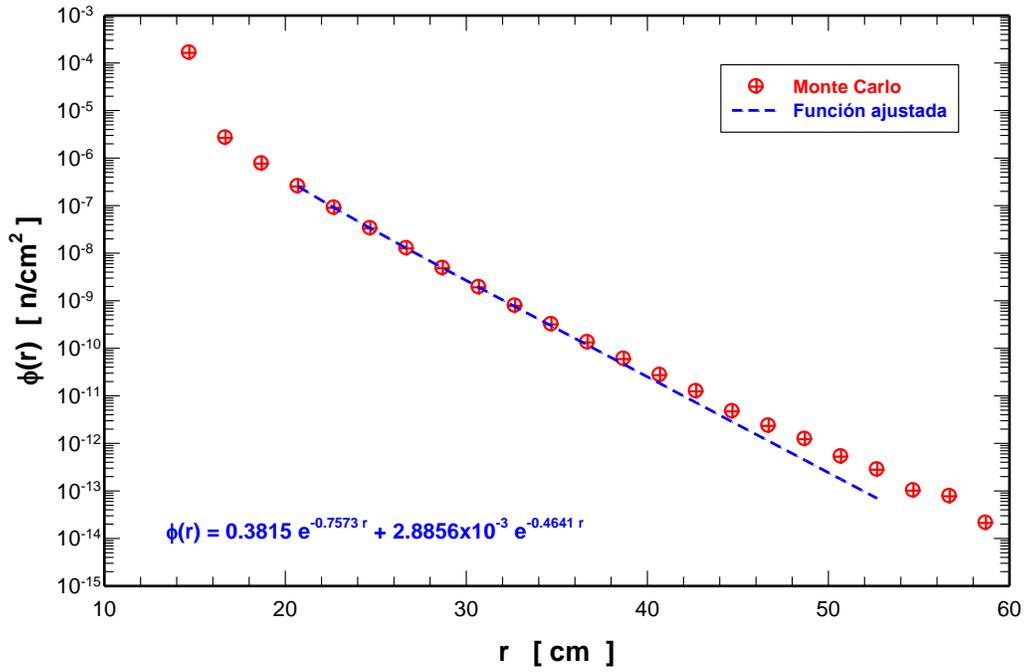


Figura 9.- Distribución radial de los neutrones en el moderador.

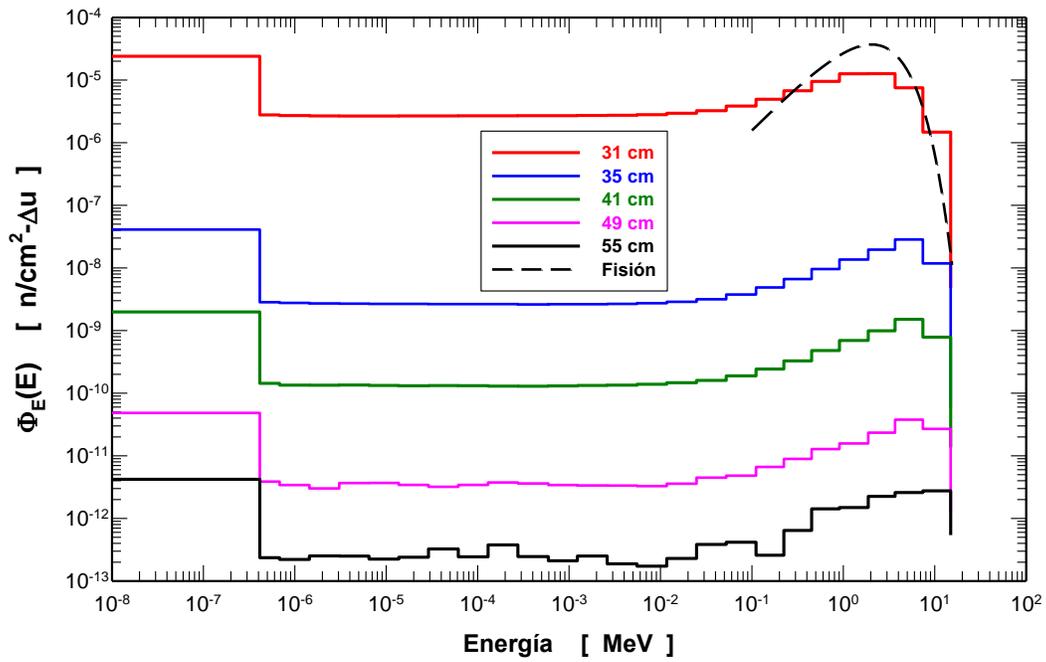
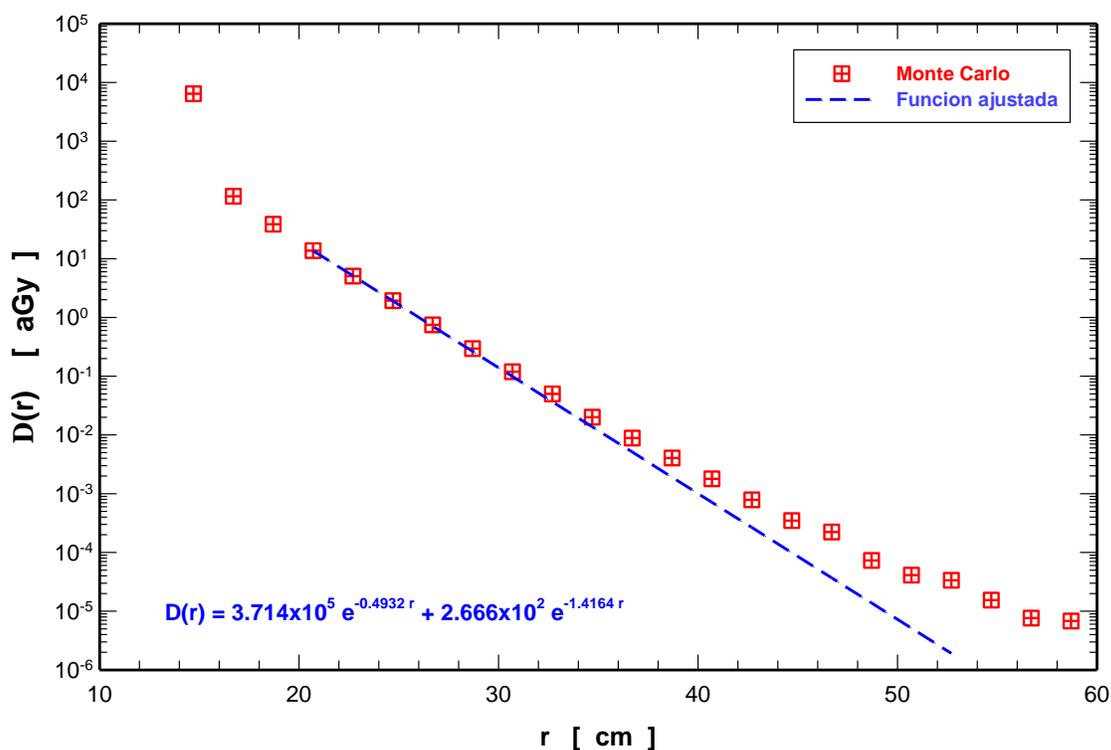


Figura 10.- Espectros de neutrones en 5 celdas a lo largo del eje radial en el moderador.

Como se observa en la figura 10, el espectro ubicado en la celda que se ubica a 31 cm de la superficie externa del reflector tiene neutrones térmicos, epitérmico y rápidos, estos últimos tienen la forma del espectro de la fisión que conforme interactúan con el moderador pierden energía y se convierten en epitérmicos y térmicos. Conforme la distancia radial aumenta, la cantidad de neutrones rápidos va perdiendo la identidad de los neutrones de fisión, mientras que el grupo de los neutrones térmicos la mantiene. Esto implica que a medida que la distancia dentro del moderador aumenta el promedio de la energía de los neutrones disminuye, esto se confirma al calcular la dosis absorbida, en attoGrays por cada neutrón de fuente, que se muestra en la figura 11.



La dosis absorbida disminuye conforme la distancia entre el núcleo del reactor y el moderador aumentan, esta tendencia confirma que además de que el flujo total de neutrones disminuye su energía media también disminuye.

En la figura 12 se muestra la distribución axial (a lo largo del eje Z) de los neutrones en el moderador.

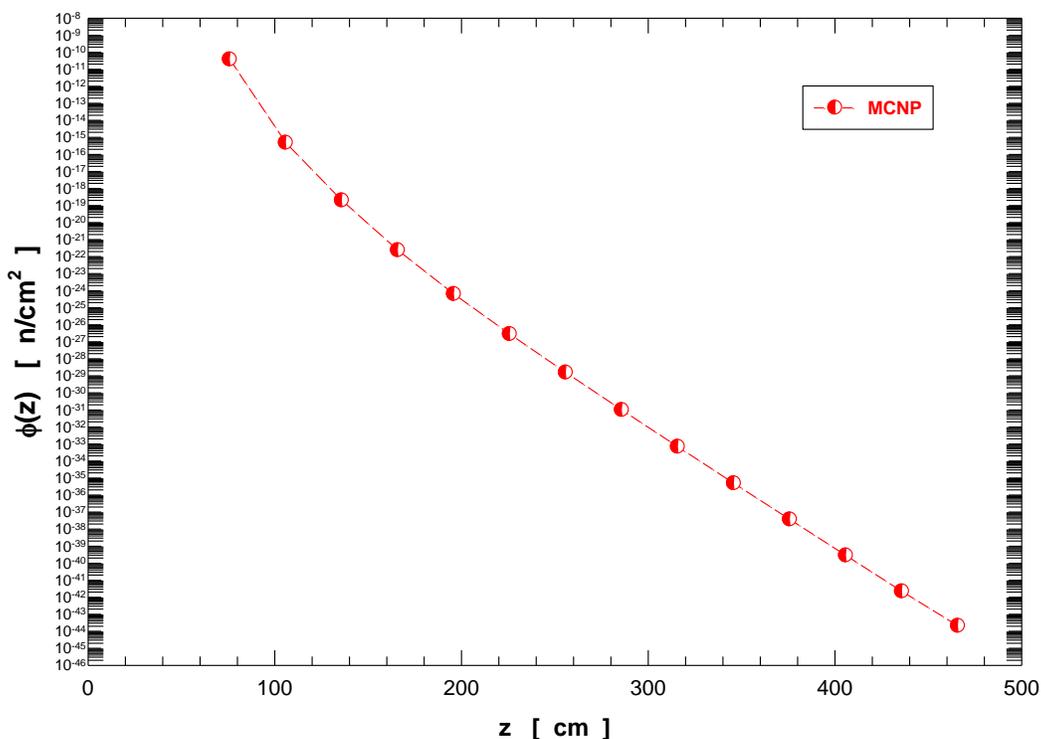


Figura 12.- Distribución axial de los neutrones en el moderador.

En esta figura se puede observar que la cantidad de agua sobre el reactor garantiza que no hay neutrones en la superficie de la piscina ya que se requiere que la intensidad de la fuente sea del orden de  $10^{44}$  n/seg para que en la superficie del moderador tengamos un flujo de  $1$  n/cm<sup>2</sup>-seg.

## 4.- CONCLUSIONS

Usando métodos Monte Carlo las características de los neutrones, dentro y fuera del núcleo del reactor nuclear IAN-R1 de Colombia, han sido estimadas. El cálculo se realizó con las tres barras de control totalmente insertadas dentro del núcleo, en la posición de apagado,

pero con la fuente de inicio es su posición. Las conclusiones más importantes son las siguientes:

- Dentro del núcleo la mayor cantidad de neutrones se presenta en puntos cercanos a la fuente.
- Los espectros de neutrones dentro del núcleo varían dependiendo de la celda, su intensidad y su energía promedio dependen de la distancia respecto a la fuente y de si la celda tiene aire y está rodeada por el combustible y las barras de control o si están dentro del moderador de grafito.
- En puntos fuera del núcleo los espectros de neutrones, en la zona de los neutrones rápidos, tienen la estructura de los neutrones de fisión. Su magnitud disminuye con la distancia respecto a la superficie externa del reflector de grafito.
- Un comportamiento similar al de los flujos de neutrones a lo largo del radio del moderador se observa en la dosis absorbida.
- La cantidad de agua sobre el reactor es suficiente para que no existan neutrones en la superficie de la piscina del reactor.

## **Agradecimientos**

Los autores agradecen la colaboración recibida por el ingeniero Jaime Sandoval y el físico Adrian Hernández, sin la cual no hubiese sido posible este trabajo.

## REFERENCIAS

- Aghara, S. and Charlton, W. (2006). *Characterization and quantification of an in-core neutron irradiation facility at a TRIGA II research reactor*. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B **248**: 181-190.
- Amin, E.; Shama, A. and Hussein, H. (2014). *Benchmarking of the WIMSD/CITATION deterministic code system for the neutronic calculations of TRIGA Mark-III research reactors*. Annals of Nuclear Energy **66**: 113-123.
- Bakkari, B.; Nacir, B.; Bardouni, T.; Younoussi, C.; Merround, O.; Htet, A.; Boulaich, Y.; Zoubair, M.; Boukhal, H.; Chakir, M. (2010). *Monte Carlo modelling of TRIGA research reactor*. Radiation Physics and Chemistry **79**: 1022-1030.
- GA. (1987). *Reactor startup and acceptance tests summary of results*. General Atomics.
- do Prado Souza., R. M. G.; Mesquita, A. Z.; and Bohórquez, L. A. C. (2006). *Recommissioning test results of the IAN-R1 TRIGA reactor*. 3<sup>rd</sup> World TRIGA Users Conference. August 22 to 25, Belo Horizonte, Minas Gerais Brazil. Pp. 6
- Huda, M. Q.; Rahman, M.; Sarker, M. M.; Bhuiyan, S. I. (2004). *Benchmark analysis of the TRIGA MARK II research reactor using Monte Carlo techniques*. Annals of Nuclear Energy **31**: 1299-1313.
- Huda, M. Q. (2006). *Computational analysis of Bangladesh 3 MW TRIGA research reactor using MCNP4C, JENDL-3.3 and ENDF/B-VI data libraries*. Annals of Nuclear Energy **33**: 1072-1078.
- Jacimovic, R.; Stibilj, V.; Benedik, L. and Smodis, B. (2003). *Characterization of the neutron flux gradients in typical irradiation channels of a TRIGA Mark II reactor*. Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry **257**: 545-549.
- Khan, R.; Karimzadeh, S.; Stummer, T.; Böck, H. (2011). *Monte Carlo simulation of the thermal column and beam tube of the TRIGA Mark II research reactor*. Nuclear Engineering and Design **241**: 2859-2864.
- Khattab, K.; Sulieman, I. (2009). *Calculations of the thermal and fast neutron fluxes in the Syrian miniature neutron source reactor using the MCNP-4C code*. Applied Radiation and Isotopes **67**: 535-538.

- Khoo, K. S.; Sarmani, S. B. and Abugassa, I. O. (2007). *Determination of thermal to epithermal neutron flux ratio ( $f$ ), epithermal neutron flux shape factor ( $\alpha$ ) and comparator factor ( $F$ ) in the TRIGA Mark II reactor, Malaysia*. Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry **271**: 419-424.
- Martínez-Ovalle, S.A; Barquero, R; Gómez-Ros, J.M. and Lallena-Rojo, A.M. (2012). *Ambient neutron dose equivalent outside concrete vault rooms for 15 and 18 MV radiotherapy accelerators*. Radiation Protection Dosimetry **148**: 457-464.
- Pelowitz, D.B. (Editor). *MCNPX User's manual*. Los Alamos National Laboratory Report LA CP 07 1473. (2008).
- Snoj, L.; Zerovnik, G. and Trkov, A. (2012). *Computational analysis of irradiation facilities at the JSI TRIGA reactor*. Applied Radiation and Isotopes **70**: 483-488.
- Vega-Carrillo, H. R., Manzanares-Acuña, E., Becerra-Ferreiro, A. M. and Carrillo-Nuñez, A. (2002). *Neutron and gamma-ray spectra of  $^{239}\text{PuBe}$  and  $^{241}\text{AmBe}$* . Applied Radiation and Isotopes **57**: 167-170.
- Vega-Carrillo HR; Manzanares E; Hernandez-Davila VM; Ramirez-Gonzalez; Hernandez-Villasana J; Ruiz-Chacon A. (2009). *Spectrometry and dosimetry of a neutron source*. Radiation Effects and Defects in Solids **164**: 218-223.
- Vega-Carrillo HR. *TEORÍA DE REACTORES NUCLEARES*. Saarbrucken Germany, Editorial Académica Española. (2012).
- Yavar, A. R.; Khalafi, H.; Kasesaz, Y.; Sarmani, S.; Yahaya, R.; Wood, A. K.; Khoo, K. S. (2012). *Verification of MCNP simulation of neutron flux parameters at TRIGA MK II reactor of Malaysia*. Applied Radiation and Isotopes **70**: 2488-293.