

# Materials Selection to be used as Shielding of the Neutron Diffractometer

E. Herrera, S. H. Cruz, R. M. Valdovinos

**Abstract**— The TRIGA Mark-III nuclear reactor has several intrinsic security specifications related with the reactor core and a biological shield provided by the bathtub itself. However, to shield the exposition to gamma rays and thermal neutrons is vital for protecting the workers exposed to ionizing radiation or the incorporation of radioactive materials. For this reason, in this work we present a study for designing the shield for the neutron diffractometer of the nuclear reactor, with sufficient thickness to diminish the neutron flux ( $4.8 \times 10^8$  n/cm<sup>2</sup>-s), and simultaneously to allow the reduction of the dose speed. (Correlation between the absorbed dose and the probability that the stochastic effects appear). For considering the shield dimensions it is necessary to select the adequate materials which allow the attenuation of the gamma radiation and the neutron flux in the peripheral of the diffractometer. The shield design proposed is constituted by a polythene mixture, paraffin and boron, (PBP). A statistical analysis of the results, allows establishing the viability of the design proposed, reducing the neutron flux until an 80%.

**Keywords**— Neutron diffractometer, TRIGA Mark-III Nuclear Reactor, Shield, neutron flux.

## I. INTRODUCCIÓN

EL INSTITUTO Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ, <http://www.inin.gob.mx/>) se cuenta con un reactor de investigación TRIGA Mark-III. El cual tiene una potencia térmica de 1 MW y está en operación desde 1968. En la actualidad, el reactor se utiliza principalmente para realizar análisis por activación, producción de radioisótopos para medicina y capacitación de personal en ciencias y tecnologías nucleares.

El Reactor TRIGA Mark-III, es de tipo alberca con núcleo móvil, su sistema de enfriamiento es por convección natural del agua de la piscina. El reactor es inherentemente seguro debido al tipo de su combustible en una mezcla de hidruro de zirconio y uranio, está diseñado para la investigación en el campo nuclear, para la producción de radioisótopos y entrenamiento de personal. El reactor opera rutinariamente en estado estacionario a niveles de potencia térmica de hasta 1 MW y tiene la capacidad de ser pulsado repetitivamente hasta una potencia pico de aproximadamente 2 000 MW [5].

El reactor cuenta con instalaciones experimentales tales como: puertos de haces radiales y tangenciales, columna térmica horizontal con espacios para experimentación y una puerta de blindaje de concreto de alta densidad, columna térmica vertical, dos instalaciones para irradiación de muestras

que rodean al núcleo (sistema rotatorio de cápsulas y el sistema fijo), un sistema neumático de transferencia de muestras, un cuarto de exposición para altos niveles de radiación con campo mixto, para muestras de gran volumen, y una posición de alto flujo de neutrones y radiación gamma en el centro del núcleo del reactor.

Cuando el reactor está operando en los puertos radiales y tangenciales, se considera que la radiación en el otro extremo es, lo suficientemente baja en cualquier punto para que permita a una persona trabajar en la preparación de otros experimentos. No obstante, para garantizar este supuesto, resulta fundamental encontrar materiales que atenúen diversos tipos de radiación y de este modo ayuden a evitar la sobreexposición del personal ocupacionalmente expuesto [13]. El uso frecuente del uso del Diffractómetro de Neutrones, en estudios de textura y difracción; hace la necesidad de atenuar esa radiación, para evitar sobreexposiciones al personal. Dicho equipo está localizado en los puertos de haces, el cual requiere de una alta intensidad de flujo neutrónico y al menos 20 horas de operación, tiempo en el que los operadores se mantienen en continua exposición.

Diversos estudios han sido desarrollados para determinar el espesor del blindaje y/o análisis del flujo de neutrones. Khan et al. [9] describen el cálculo de la densidad de flujo de neutrones en la columna térmica en uno de los tubos BT-A del reactor TRIGA Mark-II, utilizando el código del transporte de neutrones MCNP5. Para validar los resultados, utilizan el método de activación de láminas de oro colocadas en 13 posiciones de la columna térmica. De este modo, el modelo existente de MCNP5 para el núcleo del TRIGA fue desarrollar la pared de contención de concreto incluyendo los cuatro tubos de irradiación y el colimador neutrónico.

Por otro lado, para determinar la distribución del flujo epitérmico y el cociente termico-a-epitérmico del neutrón, Diaz et al. [4] estudian 3 posiciones típicas de la irradiación del reactor TRIGA Mark-III, usando el “*Cd-ratio para el multimonitor*” y “*bare bi-isotopic monitor*”. En este mismo sentido, [2] muestra un estudio orientado a la obtención de medidas discretas y continuas de la fluencia de neutrones emitida por la instalación de los puertos radiales y tangenciales del reactor nuclear TRIGA Mark-III, utilizando laminillas de oro por el método de activación y detectores plásticos CR39 cubiertos con el convertidor del borato de litio.

Por esto, el objetivo de este trabajo es seleccionar el material adecuado para atenuar la radiación gamma y el flujo neutrónico, para el Diffractómetro de neutrones del reactor TRIGA Mark-III y de este modo evitar que cualquier maniobra requerida en el diffractómetro sobreexponga al personal ocupacionalmente expuesto. Para esta selección de materiales, se propone la utilización de materiales de bajo costo y con una alta densidad.

E. Herrera, Instituto Nacional de Investigación Nuclear ININ, Departamento del Reactor, La Marquesa, Ocoyoacac, México. [Edgar.herrera@inin.gob.mx](mailto:Edgar.herrera@inin.gob.mx)  
 S.H. Cruz, Instituto Nacional de Investigación Nuclear ININ, Departamento del Reactor, La Marquesa, Ocoyoacac, México. [Simon.cruz@inin.gob.mx](mailto:Simon.cruz@inin.gob.mx)  
 R.M. Valdovinos, Universidad Autónoma del Estado de México, Facultad de Ciencias, Cd. Universitaria, Toluca, México. [li\\_rmvr@hotmail.com](mailto:li_rmvr@hotmail.com)  
 Corresponding author: Rosa María Valdovinos Rosas

## II. REACTOR NUCLEAR TRIGA MARK III

El Reactor nuclear TRIGA Mark-III es de tipo alberca con núcleo móvil, enfriado y moderado por agua ligera [5][15]. Su arquitectura general consta en el extremo norte, junto a la columna térmica, de los tubos que van desde el interior de la piscina hasta el exterior. La parte más distal de estos tubos es conocida como puertos de haces. Por otro lado, los haces radiales son cuatro tubos distribuidos radialmente respecto al núcleo y terminan en las inmediaciones de la posición del núcleo. De forma adicional, se cuenta con los tubos de haces tangenciales que penetran desde un extremo hasta el otro del concreto de la piscina y pasan por el interior de ésta, tangencialmente al núcleo del reactor (Fig. 1).

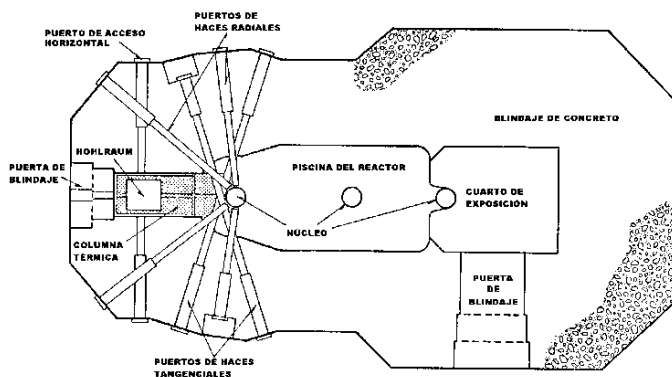


Figura 1. Ubicación de los puertos radiales y tangenciales.

Los tubos radiales en su extremo externo tienen un diámetro de 20 cm (8 pl.), y de 15 cm en el interno (6 pl.), mientras que los tubos tangenciales tienen un diámetro, en su parte exterior de 25 cm (10 pl.) y de 20 cm (8 pl.) en la parte interior. Esta geometría forma un escalón que permite colocar blindajes adecuados para evitar que escape radiación por los tubos, cuando estos no están en uso y de filtros y colimadores cuando sí lo estén.

De igual modo, el reactor tiene 3 puertos de haces dedicados. El puerto radial Este 1 (RE-1), con sus filtros y colimadores adecuados, se utiliza como fuente de neutrones de un equipo de análisis por activación, que utiliza la técnica de "prompt gamma". El radial Este 2 (RE-2) utilizado como fuente de neutrones para un difractor de triple eje; por último, el tangencial Oeste 1 (TG-1) que se utiliza para obtener neutrografías.

En el resto de los puertos, se pueden realizar irradiaciones con haces colimados de neutrones y de radiación gamma, también se pueden usar los tubos para irradiar muestras con haces menos colimados, pero de mayor intensidad, colocándolas en su interior. El orden de magnitud del flujo en el puerto radial este dos es: flujo térmico  $\sim 10^8$  n/cm<sup>2</sup>-s [6].

## III. DIFRACTÓMETRO DE NEUTRONES

El Difractor de Neutrones, es de marca Mitsubishi del tipo NX-1330 y es un equipo que cuenta con lo necesario para estudiar el fenómeno de difracción [3]. El Difractor se localiza en el puerto RE-2 del reactor. A la salida de este puerto, se tiene radiación gamma y neutrones de diferentes energías.

Dichas energías se pueden seleccionar por medio de un cristal monocromador (grafito pirolítico), el cual está formado de pequeños monocristales que tienen un eje común  $z$  y difracta los neutrones de una longitud de onda predeterminada (Fig. 2).

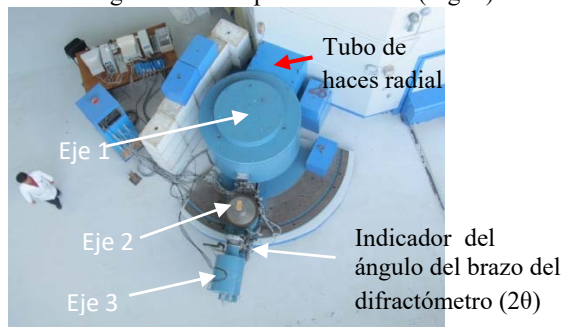


Figura 2. Difractor Mitsubishi.

Este tipo de Difractor cuenta con tres ejes. En el primer eje se coloca el cristal monocromador con el que se seleccionan los neutrones de energía requerida en el experimento. El segundo eje es utilizado, regularmente, para colocar la muestra que se van a analizar. Por último, el tercer eje se utiliza para analizar la energía de los neutrones dispersados cuando hay efectos inelásticos, es decir, el cristal monocromador selecciona la energía de los neutrones, los cuales se difractan e interaccionan con la muestra en estudio.

Usando el monocromador y uno de los otros dos ejes, se pueden hacer estudios de difracción en materiales de acuerdo con su estructura, de la misma manera que la técnica por Difracción de neutrones [14]. Por ejemplo, con una longitud de onda conocida y una muestra de cobre en forma de polvo, se pueden observar los picos característicos de la muestra. La cual va a tener una exactitud angular del brazo y de la mesa de la muestra de  $\pm 0.02$  grados en manejo continuo.

## IV. DESARROLLO EXPERIMENTAL

En esta sección se describen de forma detallada la metodología utilizada para dar solución al problema expuesto y que permita crear la selección de materiales en el Difractor de neutrones.

### A. Caracterización del puerto radial este 2

El puerto RE-2 se encuentra localizado en la pared del Reactor Nuclear TRIGA Mark-III. Para la caracterización del puerto se utilizaron laminillas de oro. Empleando la técnica de activación neutrónica, basada en la actividad (número de desintegraciones por segundo) inducida de un radioisótopo de interés [8]. Por otro lado, la identificación se realiza basándose en sus características nucleares: vida media, tipo de radiaciones que emite y la energía de estas radiaciones.

En términos generales, la irradiación de las laminillas de oro se realizó de la siguiente forma:

- (i). Se colocó un lote de treinta y cuatro laminillas de oro, la mitad de ellas fueron cubiertas con Cadmio (flujo subcádmico) y el resto fueron colocadas sin Cadmio (flujo epicádmico), esto con el fin de determinar el flujo en el puerto RE-2. El lote fue irradiado por un tiempo de 15 minutos en el puerto RE-2, para determinar el efecto

producido de la interacción de los neutrones térmicos en la materia.

- (ii). El flujo de neutrones térmicos fue determinado mediante el método de activación de Laminillas de Oro, de acuerdo a la recomendación del ASTM – ES61-90 [1].
- (iii). Con la finalidad de asegurar una mínima variación en las condiciones de irradiación, la operación del Reactor se llevo a cabo en el modo manual a un nivel de potencia de 1 MW, manteniendo las mismas condiciones de operación de las barras combustibles (Transitoria 366, Seguridad 305, Fina 305 y Reguladora 305), con un periodo de 10 segundos.

Para una laminilla de oro, la razón de átomos de Au-198, producidos en la irradiación por unidad de tiempo, está dada por:

$$\frac{dI(t)}{dt} = S \int_0^{\infty} \sigma(E)\phi(E)dE - \lambda I \quad (1)$$

donde: I(t) = número de átomos de Au-198 al tiempo t, S = número de átomos de Au-197 en la laminilla,  $\sigma(E)$  = sección eficaz microscópica dependiente de la energía para la reacción, en  $\text{cm}^2$ ,  $\lambda$  = constante de decaimiento del Au-198 en  $\text{seg}^{-1}$  y  $\phi$  = flujo de neutrones/ $\text{cm}^2\text{seg}$ .

Si al inicio de la irradiación no existen átomos de Au-197, después de un tiempo de irradiación  $t_i$ , en segundos, la actividad de la muestra A( $t_i$ ), en desintegraciones por segundo, debida a la radiactividad del Au-197 será de:

$$A(td) = A(t_i)e^{-\lambda td} \quad (2)$$

donde: A( $t_i$ ) = actividad al término de la irradiación en DPS y A( $t_d$ ) = actividad después de un tiempo de decaimiento  $t_d$ , en segundos, contando a partir del fin de la irradiación.

Por otra parte, se sabe que el Cadmio es un eficaz absorbedor de neutrones con energías menores de 0.4 Ev [10], por tanto, si una laminilla de oro se cubre con cadmio y se irradia en un flujo de neutrones, la actividad inducida en ella se deberá únicamente a neutrones con energías mayores a 0.4 Ev. Tomando en cuenta lo anterior se puede escribir:

$$\int_0^A \sigma(E)\phi(E)dE = \frac{1}{1 - e^{-\lambda t}} \left( \frac{A dt e^{\lambda t}}{s} - \frac{A c dt e^{\lambda t}}{s} \right) \quad (3)$$

donde se ha supuesto el mismo tiempo y lugar de irradiación para las dos laminillas, pero diferentes tiempos de decaimiento y masas, ya que:

$$S = \frac{k mA}{Pa} \quad (4)$$

donde: k = abundancia isotópica del Au-198, m = masa de la laminilla, en gr., A = número de Avogrado y Pa = peso atómico del Au-198.

El flujo subcádmico se define como [Knoll, 00]:

$$\phi_{cd} = \frac{Pa}{kA\sigma(1 - e^{-\lambda t})} \left[ \frac{A dt e^{\lambda t}}{md} - \frac{A c dt e^{\lambda t}}{mcd} \right] \quad (5)$$

Considerando que el Au-198 emite radiación  $\beta$  y  $\gamma$  de diferentes energías, sin embargo, la actividad de una laminilla puede determinarse detectando las  $\gamma$  de una sola energía, usando un analizador monocanal de eficiencia total conocida, esto es:

$$A = \frac{N}{60 p p d \epsilon t} \quad (6)$$

Donde: A = Actividad total de la laminilla (DPS), PPD = Porcentaje por desintegración de las  $\gamma$  que se detectan, N = Conteo  $\gamma$  de la laminilla registrando en el monocanal en CPM y  $\epsilon t$  = Eficiencia total del sistema detector para las  $\gamma$ . Si el conteo específico  $nt_d$  en CPS/gr de una laminilla después de irradiarse durante  $t_i$  minutos y decaer  $t_d$  minutos es:

$$nt_d = \frac{N t_i e^{\lambda t_d}}{60 m} \quad (7)$$

Una vez caracterizado el puerto radial este dos, usando el método de análisis de activación de laminillas de oro, se procede a verificar la alineación del difractor de neutrones.

## B. Verificación de la alineación

El procedimiento de alineación del difractor se realizó en cuatro pasos:

- (i). Ubicación del láser. Como primer paso, se desensambló el difractor y se colocó un láser centrado en la salida del tubo de haces radial del reactor. Dado que el soporte del láser tiene movimiento, se fabricó uno rígido.
- (ii). A continuación se alinearon los tres ejes y el detector. Como se observó un desplazamiento del cero del indicador del ángulo del brazo del difractor respecto a la nueva alineación, se ajustó por medio de la incidencia del láser en tres puntas de aluminio para que coincidiera con ella.
- (iii). Elevación del soporte del detector. Una vez realizado lo del paso 2, se observó que el detector quedaba por debajo de la línea de centros, el láser incidía en la parte alta de aquél. Para corregir el defecto se elevó el soporte del detector insertando calzas de 19 cm x 8 cm y 2.54 cm de espesor.
- (iv). Construcción de soporte de cristal rígido. Debido a que el soporte del cristal monocromador contaba con exceso de grados de libertad y resultaba difícil colocarlo en la posición adecuada, además de interferir con el haz de neutrones, fue necesaria la construcción de uno completamente rígido y con mejores sujetadores del cristal. Adicionalmente se maquinó la flecha que une la mesa del monocromador con el brazo  $2\theta$  por haberse fracturado.
- (v). Simulación de cristal monocromador. Finalmente, para simular el cristal monocromador y verificar que el haz difractado incida en el detector cuando el brazo del difractor se desplaza entre  $2\theta = 0^\circ$  y  $60^\circ$ , se pulió a “espejo” una placa de acero inoxidable y se colocó en el soporte del cristal monocromador. Se ajustó la posición de la placa hasta que en el intervalo angular  $0^\circ$  y  $60^\circ$  el laser reflejado incidió siempre en el detector.

## C. Mediciones experimentales de rapidez de dosis y rapidez de exposición

Para comprobar si los valores de espesor para el Plomo son menores de 20 cm y PBP (Polietileno, Boro y Parafina) de 83

cm (obtenidos de manera teórica) son adecuados, se realizaron experimentos de medición de rapidez de exposición y dosis. Para fines de estudio, el análisis se dividió en dos etapas: Medición de rapidez de exposición para la radiación gamma y rapidez de dosis para la radiación neutrónica.

Para medir la rapidez de dosis para el personal ocupacionalmente expuesto, se utilizó un detector de neutrones BF<sub>3</sub> que se encuentra dentro de una esfera de polietileno, su intervalo de energías va de 0.025eV (térmicos) hasta 10 MeV y su intervalo estándar de operación es de 1mrem/h hasta 10,000 mrem/h en una escala logarítmica de 4 décadas [10].

En el caso de los neutrones, se realizaron las mediciones experimentales de rapidez de dosis a 1W, 10W, 100W, 1KW, 10KW, 100KW, 200KW, 300KW y 500KW utilizando placas de PBP, elaboradas por personal del reactor. Con estos datos se obtuvieron las curvas de rapidez de dosis-espesor para cada una de las potencias arriba señaladas. Una vez encontrada la sección eficaz de remoción promedio, con éste valor se extrapoló el espesor de PBP necesario para que la rapidez de dosis en la superficie del blindaje de PBP sea de 2.5mrem/h. En la ecuación 8, se indica la atenuación de dosis absorbida para el Personal Ocupacionalmente Expuesto (POE).

$$\dot{H} = \dot{H}_0 e^{-0.145x} \tag{8}$$

El detector utilizado para la medición de radiación gamma es de Tipo Geiger–Muller Modelo RM-12A con intervalo estándar de operación de 0.1 mR/h a 10,000mR/h en una escala logarítmica de 5 décadas [10]. En el caso de gammas se realizaron las mediciones experimentales de rapidez de exposición a 1W, 10W, 100W, 1KW 1KW, 10KW, 100KW, 200KW, 300KW y 500KW utilizando placas de Plomo.

Con estos datos se obtuvieron las curvas rapidez de exposición-espesor de plomo y se obtuvo el coeficiente de atenuación lineal del plomo utilizado. Con este coeficiente se extrapoló el espesor de Plomo necesario para que la rapidez de exposición a contacto del blindaje sea de 2.5mR/h. En la ecuación 9, se representa la atenuación de la rapidez de exposición en la materia.

$$\dot{X} = \dot{X}_0 e^{-0.334x} \tag{9}$$

En la Tabla I se muestran los diferentes materiales utilizados para atenuar a las radiaciones gamma y neutrónica.

TABLA I  
MATERIAL UTILIZADO PARA BLINDAJE

Material	Especificación	Espesor (cm)
PBP	Sección de remoción en cm <sup>-1</sup> 0.145	80.00
Plomo	Coefficiente de atenuación lineal en cm <sup>-1</sup> 0.334	20.00

Estos datos se realizaron de forma experimental y se considero el espesor a emplear para el blindaje del difractor de neutrones. De igual modo, se considero el incremento de plomo en el puerto RE-2, hasta atenuar la radiación gamma y neutrónica a valores que el POE no presente algún daño por radiación.

V. RESULTADOS

Los resultados obtenidos en la caracterización del puerto radial este 2, se presentan en un perfil de flujo (Fig. 3), el cual

es muy importante debido a que se puede localizar el flujo neutrónico y la orientación que tiene en el puerto radial.

				20 Pos 9				
				15 Pos 8				
				10 Pos 7				
				5 Pos 6				
20 Pos 13	15 Pos 12	10 Pos 11	5 Pos 10	0 Pos 1	5 Pos 2	10 Pos 3	15 Pos 4	20 Pos 5
				5 Pos 14				
				10 Pos 15				
				15 Pos 16				
				20 Pos 17				

Figura 3. Arreglo de las muestras de laminillas de oro.

La medición de flujo se realizó por medio del método de Activación de laminillas, empleando el programa CAL FLU y los valores requeridos se muestran a continuación:

- (i). Factor de corrección térmico = 1.0420E+00.
- (ii). Factor de corrección epicadmico = 1.0130E+00.
- (iii). Constante de decaimiento (1/seg) = 2.9757E-06.
- (iv). Sección eficaz de activación (BARN) = 9.8800E+01.
- (v). Porcentaje por desintegración = 9.5450E-01.
- (vi). Eficiencia total del equipo de conteo = 1.5906E-02.
- (vii). Periodo del reactor (seg) = 1.0000E+01.
- (viii). Tiempo de irradiación (seg) = 1.5000E+03.
- (ix). Error en la eficiencia = 4.6819E-04.

Este programa, lleva a cabo todas las operaciones involucradas en el cálculo del perfil de flujo subcádmico dando como resultado los valores del perfil con su respectivo error propagado. Los valores del perfil de flujo en el puerto RE-2, a la potencia de 1 MW, aparecen en la Tabla I. Estos valores indican la ubicación del has de neutrones y su respectivo flujo, los cuales se identifican de acuerdo a la posición del arreglo de las muestras de las laminillas.

TABLA II  
FLUJO SUBCÁDMICO Y EPICÁDMICO

Posición	Flujo Subcádmico cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup>	Error Propagado cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup>	Flujo Epicádmico cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup>	Error Propagado cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup>
1	8.2162E+08	6.1599E+07	2.3661E+08	1.4299E+07
2	1.5206E+08	1.3905E+07	2.4173E+07	2.1429E+06
3	5.7255E+08	5.0566E+07	1.7396E+08	1.1140E+07
4	7.4655E+08	5.5394E+07	2.2987E+08	1.2075E+07
5	8.8304E+08	6.5834E+07	1.9597E+08	1.0997E+07
6	5.8961E+08	4.8414E+07	1.4859E+08	1.0003E+07
7	1.7212E+08	1.4824E+07	2.4731E+07	2.1812E+06
8	8.7126E+07	1.0211E+07	1.9323E+07	2.2418E+06
9	3.4456E+08	2.8913E+07	6.4303E+07	5.2413E+06
10	7.0728E+08	5.9620E+07	2.0914E+08	1.3065E+07
11	7.1273E+08	5.9696E+07	2.1797E+08	1.1949E+07
12	3.7758E+08	2.9396E+07	6.5228E+07	4.4415E+06
13	7.8721E+07	1.2379E+07	3.8794E+07	3.7028E+06
14	5.6874E+08	4.7865E+07	2.7793E+07	2.5032E+06
15	3.3356E+08	2.8022E+07	2.6694E+07	2.4281E+06
16	6.9236E+07	5.8899E+07	1.8863E+07	1.7126E+06
17	5.2701E+07	4.7789E+07	1.8774E+07	1.7045E+06

Finalmente, la Fig. 4 muestra cómo es que el perfil de flujo se encuentra exactamente a la parte central del puerto radial este dos, lo cual se considera que esta colimado, por lo tanto, este haz de neutrones permitirá una colimación al incidir en el cristal monocromador [11]. Considerando que el flujo

promedio en el Subcádmico es de  $4.8043E+08$  y el Epicádmico es  $1.2682E+08$ . Cabe mencionar que el flujo subcádmico es el único que se utilizó debido a que los flujos que necesita el difractor de neutrones son de  $0.025$  eV (Neutrones térmicos).

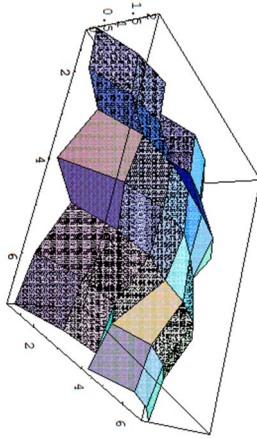


Figura 4. Perfil de flujo subcádmico.

**A. Rendimiento en función de la potencia**

Después de las correcciones anteriores se midió el rendimiento en función de la potencia de operación del reactor, con objeto de seleccionar las condiciones óptimas de operación (Fig. 5). Para ello, se colocó el detector en un ángulo  $2\theta$  de  $22^\circ$  y efectuando conteos a diversas potencias de operación.

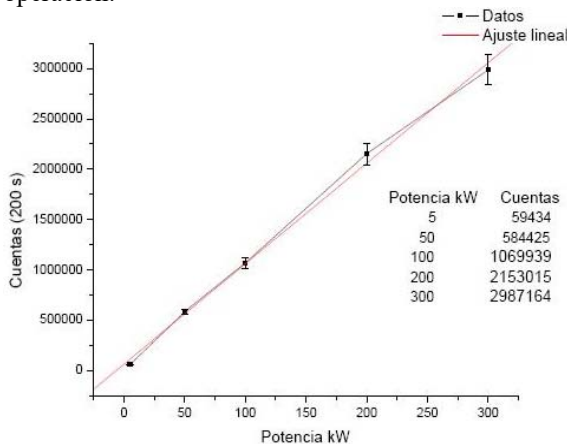


Figura 5. Rendimiento en función de la potencia.

Las medidas se repitieron modificando los parámetros electrónicos: amplificación, tiempo de formación del pulso, ventanas del Analizador Monocanal, etc. El tiempo de cada conteo del analizador monocanal fue de 200 segundos. Se observó que la razón de cambio de potencia a ese tiempo se mantuvo constante, es decir, que el rendimiento se comporta linealmente con la potencia, lo que permitirá escoger está de acuerdo al experimento a realizar [12].

**B. Cálculo de blindaje**

El método Montecarlo fue utilizado para calcular [7], el espesor de plomo para el Difractor de Neutrones.

Tomando como base el flujo Subcádmico calculado con el método de activación de laminillas. La densidad del Plomo fue de  $11.35$  g/cm<sup>3</sup>, el flujo neutrónico es  $4.8043E+08$  n/cm<sup>2</sup>/seg, El diámetro del puerto RE- 2 es de  $0.2032$  m.

Los resultados obtenidos se muestran en la Tabla III, en estos, el número de interacciones fue de  $1 \times 10^{10}$  y el error de  $2.3$  % entre la parte experimental y la parte teórica.

TABLA III  
CÁLCULO DEL BLINDAJE DE PLOMO

Flujo	Incertidumbre	Error	Blindaje(cm)
$8.2162E+08$	$6.1599E+07$	0.0026	19.845
$3.4456E+08$	$2.8913E+07$	0.0015	20.123
$6.9236E+07$	$5.8899E+07$	0.0021	21.322

De igual forma se realizaron los cálculos necesarios para determinar el espesor de PBP del blindaje del Difractor de Neutrones. La densidad del PBP fue de  $1.3$  g/cm<sup>3</sup>, el flujo neutrónico es  $4.8043E+08$  n/cm<sup>2</sup>/seg, la dimensión del puerto radial este dos es de  $0.2032$  m. Los resultados obtenidos se encuentran en la Tabla IV. En estos resultados es posible observar que el número de interacciones fue de  $1 \times 10^{10}$ , el error de  $2.5$  % entre la parte experimental y la parte teórica.

TABLA IV  
CÁLCULO DEL BLINDAJE DE PBP

Nps	Medio	Error	Blindaje(cm)
$8.8304E+08$	$6.5834E+07$	0.0026	81.965
$8.7126E+07$	$1.0211E+07$	0.0025	82.265
$7.8721E+07$	$1.2379E+07$	0.0021	82.796

**C. Características de diseño**

El blindaje propuesto, se diseñó de modo que se optimicen al máximo los espacios. Se tiene una sección circular de plomo de  $20$  cm. de espesor y una sección circular de PBP de  $80$  cm de espesor. Por este motivo y de acuerdo a los resultados teóricos, se diseñó el blindaje de la Fig. 6, con el fin de asegurar todos los requerimientos para proteger al personal ocupacionalmente expuesto.

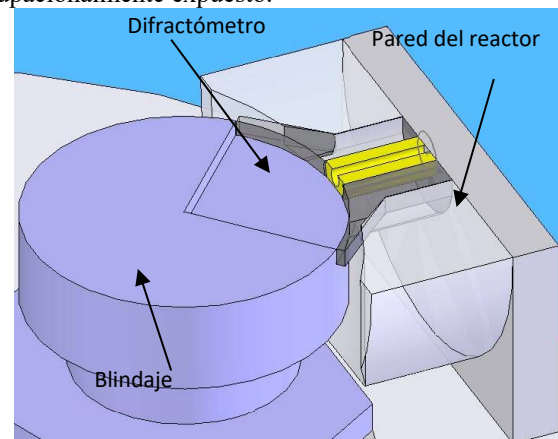


Figura 6. Diseño del blindaje del Difractor de Neutrones

**VI. CONCLUSIONES**

El trabajo reportado corresponde a resultados preliminares en la incorporación de materiales usados para el blindaje al Difractor de neutrones del reactor TRIGA Mark-III con

el que cuenta el ININ. Con base experimental, en este trabajo se describe los espesores del blindaje del empleando materiales de bajo costo y alta densidad, con la intención de que sea implementado y de este modo atenuar el flujo neutrónico y la radiación electromagnética y, en consecuencia, evitar que con las maniobras requeridas en el difractorómetro no sobreexponga al personal.

Teniendo en cuenta que la parte teórica y práctica consideran un espesor de blindaje para el PBP calculado por el método de Montecarlo, muestra un 2.1% de error con respecto a los datos experimentales obtenidos midiendo la rapidez de dosis equivalente con el reactor a 1 MW en posición columna térmica.

Derivado del análisis experimental fue posible corroborar que, con la selección de materiales propuesto es posible detener los neutrones y la radiación gamma emitida por el difractorómetro de neutrones y de este modo evitar que ocasione efectos secundarios en el personal el POE.

Las líneas abiertas de estudio se encuentran orientadas a la implementación del diseño propuesto, analizando el cumplimiento de la hipótesis planteada con el diseño. De igual modo, se pretende ampliar el estudio a otras instalaciones experimentales del reactor.

#### AGRADECIMENTOS

Este trabajo ha sido subvencionado parcialmente por los proyectos: Operación del Reactor, UR-001 del ININ y 3072/2011 de la UAEM.

#### REFERENCIAS

- [1] ASTM E261, "Standard Practice for Determining Neutron Fluence Rate, Fluence, and Spectra by Radiactivation Techniques". Annual Book of ASTM Standards. 1990. Vol. 12, Num. 2, p. 57. 1990, pp. 245-255.
- [2] B. Balcazar, A. Delfin, M.E. Camacho, "Neutron spectra profile in beam ports of a triga mark III experimental reactor". *Nuclear Tracks and Radiation Measurements*. 1993. Vol. 22(1-4), pp. 643-646.
- [3] J. Bernstein, P.M. Fishbane, S. Gasiorowicz: *Modern Physic*. Prentice-Hall. 2000.
- [4] O. Diaz, E. Herrera, M.C. López, "Epithermal neutron flux characterization of the TRIGA Mark-III reactor, Salazar, Mexico, for use in INAA". *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*. 1997. Vol. 220, Núm. 1, pp. 95-97.
- [5] D. M. Fouquet, J. Razvi, L. Whitemore-William, "TRIGA research reactors: A pathway to the peaceful applications of nuclear energy". *Nuclear News*. November 2003. Vol. 46, Núm.12, pp. 46 – 56.
- [6] TRIGA MARK III Reactor, "Mechanical Maintenance and Operating Manual for CNEN", Gulf General Atomic GA-6610, 1968, p. 245-256.
- [7] R. Jeffrey: *Subjective Probability: the real Thing*. Cambridge University Press. 2004.
- [8] Y. Katsumara, Y. Tabata, T. Seguchi, N. Hayakawa, K. Yoshida, N. Tamura, "Fast neutron irradiation effects-I. Dosimetry". *Radiation Physics and Chemistry*. 1985. Vol. 26, Núm. 2, pp. 211-220.
- [9] R. Khan, S. Karimzadeh, H. Böck, "Modeling a TRIGA Mark II Biological Shield using MCNP5". En: International Conference of Nuclear Energy for New Europe (2009, Bled Slovenia). Memorias de congreso. Bled, Slovenia, 2009, pp. 14-17.
- [10] G. F. Knoll: *Radiation Detection and Measurement*. 3a edition. Wiley. 2000.
- [11] M. Marrale, M. Brai, G. Gennaro, "Alanine blends for ESR measurements of thermal neutron fluence in a mixed radiation field". *Radiation Protection Dosimetry*. 2007. Vol. 126-(1-4), pp. 631-635.
- [12] J. Ramírez, F. Aguilar, E. Herrera, "Reacondicionamiento del Difractorómetro de Neutrones I". XVIII Congreso Técnico científico ININ-SUTIN 3 al 5 de diciembre de 2008, pp. 56.
- [13] K. J. Shultis, R. E. Faw: *Radiation Shielding*. American Nuclear Society. 2000, pp. 537.

[14] B.E. Warrem, "X Ray Diffraction". Addison-Wesley. 1969, pp. 324-327.

[15] F.J. de Lima, C. García, "Uma Proposta de Arquitetura de Sistema de Proteção de Planta Nuclear do Tipo PWR". Vol. 4, Num. 6, pp. 399-402, 2006.



**Edgar Herrera Arriaga.** Doctor en Ciencias Nucleares, Supervisor del Reactor TRIGA MARK III del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, así como catedrático de la Facultad de Ingeniería de la Universidad Autónoma del Estado de México.



**Simón Hilarión Cruz Galindo.** Doctorado en Ciencias Nucleares, Miembro activo de la Sociedad Nuclear. Investigador del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares



**Rosa María Valdovinos Rosas** Doctora en Ciencias Computacionales, miembro del Sistema Nacional de Investigadores. Miembro activo de la Asociación Mexicana de Inteligencia Artificial (SMIA), de la International Association of Pattern Recognition (IAPR), de la Academia Mexicana de Computación (AMEXCOM) y de la Red Mexicana de Investigación y Desarrollo en Computación (REMIDEC).