

# 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, (PPB). 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