

# ESTUDIO DE LA INFLUENCIA DE LOS NEUTRONES EPITERMICOS EN EL COEFICIENTE DE REFLEXION DE NEUTRONES

L.Desdín y L.García, Centro de Aplicaciones Tecnológicas y Desarrollo Nuclear(CEADEN)

## RESUMEN

En el presente trabajo se estudia la influencia de los neutrones epitérmicos en el coeficiente de reflexión de neutrones. Para ello se empleó una instalación de reflexión de neutrones de geometría abierta y la simulación por el método de Monte Carlo. Se analizaron los casos de muestras de naturaleza simple y compleja.

## ABSTRACT

In the present paper was studied the influence of epithermal neutrons in the neutron reflection coefficient. It was used an open neutron reflection setup and the simulation using the Monte Carlo method. There were analyzed simple and complex samples.

## INTRODUCCION

Entre los variados métodos empleados en la medición de agua e hidrógeno en diferentes materiales se encuentra el basado en la moderación de los neutrones rápidos emitidos por una fuente radioisotópica.

Si un detector de neutrones térmicos se sitúa en la superficie libre de una placa seminfinita, el coeficiente de reflexión de neutrones  $\eta$  en función del espesor  $x$  de dicha capa muestra una saturación en el entorno de los 8 cm [1]:

$$\eta = \frac{I - I_0}{\rho I_0} \quad (1)$$

donde  $I$  e  $I_0$  son las velocidades de conteo con y sin la placa respectivamente y  $\rho$  es la densidad de la misma. En experimentos previos se demostró que  $\eta$  depende linealmente del contenido de hidrógeno [2].

En general en una instalación de reflexión de neutrones de geometría abierta (IRNGA),  $\eta$  no sólo depende del contenido de agua(hidrógeno), sino también de otros parámetros (densidad y composición de la capa). La mayoría de los modelos de respuesta de dichas instalaciones son muy complejos y frecuentemente es necesario simularlas usando métodos numéricos y la simulación por Monte Carlo.

La simulación por Monte Carlo está emergiendo de manera rápida como un procedimiento estándar de diseño y calibración en los procesos de mediciones de radiaciones nucleares con fines de aplicación [3-4].

Muchas de las IRNGA emplean detectores de  $\text{BF}_3$  porque en adición a su alta velocidad de conteo posible, estos tienen la ventaja de ser robusto, insensible a los rayos  $\gamma$  y tiene alta eficiencia.

En el presente trabajo se estudia la influencia de los neutrones epitérmicos en el coeficiente de reflexión de neutrones  $\eta$ . Para ello se empleará una IRNGA y el método de simulación de Monte Carlo. Dicha instalación emplea un detector del tipo  $\text{BF}_3$ . Partiremos de ignorar la contribución de los neutrones epitérmicos a  $\eta$  y compararemos los resultados obtenidos sobre la base de esta premisa con los obtenidos de manera experimental o por simulación teniendo en cuenta la contribución de dichos neutrones.

Partiendo de (1) es fácil de demostrar que:

$$\eta = \eta_{th} + \eta_{epi} \quad (2)$$

donde  $\eta_{th}$  y  $\eta_{epi}$  son los coeficientes de reflexión de neutrones térmicos y epitérmicos respectivamente. Entonces el error que se introduce al ignorar la contribución de los neutrones epitérmicos es:

$$\frac{\Delta\eta}{\eta} = \frac{\eta_{epi}}{\eta} \quad (3)$$

## EXPERIMENTOS Y SIMULACION

La instalación experimental se muestra en la Figura 1. Los neutrones fueron producidos por una fuente de AmBe con una salida  $6.6 \cdot 10^6 \text{ ns}^{-1}$ . Un detector de  $\text{BF}_3$  registra los neutrones moderados y reflejados en la muestra(capa). Una lamina de cadmio cubre la superficie inferior del detector,

filtrando los neutrones térmicos y reduciendo el fondo del moderador.

Las muestras empleadas en el experimento pesaron aproximadamente 700 g, 10 cm de diámetro y 12 cm de alto. La muestra se encontraba rodeada por una lamina de cadmio(1 mm) para reducir el fondo, excepto en su parte inferior. El tiempo de medición fue de 2 minutos, lo que aseguró que el error estadístico fuera despreciable en comparación con las otras fuentes de error. Los valores típicos de  $I$  y  $I_0$  fueron de 23000-43000 y 13800, respectivamente.

Los cálculos por el método de Monte Carlo fueron efectuados usando el "Monte Carlo N-Particle Transport Code System, MCNP-4A" [5]. Los datos de las secciones eficaces usadas fueron tomados de la biblioteca ENDF/B-V[6]. El tratamiento geométrico del MCNP-4A permite hacer configuraciones tridimensionales definidas en un sistema de coordenadas cartesianas. Los volúmenes, que contienen materiales específicos, fueron construidos con el uso de operadores de Boole que combinan las celdas básicas geométricas enlazadas por superficies de primero y segundo grado. Las celdas geométricas y superficies fueron diseñadas acorde a la Figura 1 y se empleó una aproximación de fuente isotópica puntual.

Las fuentes de errores en la simulación son las siguientes: los errores estadísticos(incluyendo la precisión de la simulación (< 2 %) y el error estadístico de  $\eta$  producto de los valores simulados de  $I$  y  $I_0$ ) y las incertidumbres de los datos nucleares. Esta última fuente puede ser ignorada considerando los primeros.

## RESULTADOS Y DISCUSION

Para evaluar la contribución de los neutrones epitérmicos al coeficiente de reflexión fueron empleados dos conjuntos de muestras con un amplio rango de valores de dicha magnitud. El primer conjunto de muestras tiene una composición simple y sus valores de  $\Delta\eta/\eta$  fueron determinados directamente comparando los valores simulados con y sin la contribución de los neutrones epitérmicos. La evaluación del segundo conjunto de muestras(muy complejas y de composición desconocida) fue realizada de la siguiente manera: se midió  $\eta$  y posteriormente se le cubrió el fondo del portamuestra con una lamina de cadmio de 1 mm de espesor obteniéndose así  $\eta_{epi}$ .

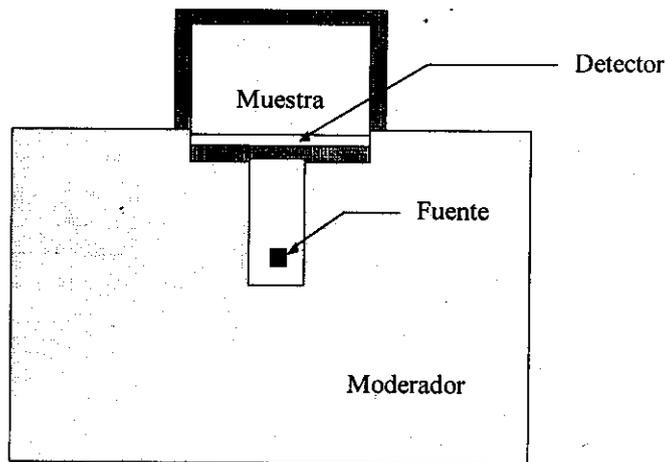


Figura 1. Instalación experimental.

La información sobre el primer conjunto de muestras (alto contenido de hidrógeno y baja absorción) está contenida en la Tabla 1. Para este conjunto la correlación entre los valores simulados de  $\eta$  con la contribución y  $\eta_S$  sin la contribución de los neutrones epitérmicos respectivamente es la siguiente:

$$\eta = (0.96 \pm 0.03)\eta_S + (0.17 \pm 0.05) \quad (4)$$

Para el segundo conjunto de muestras (con un amplio rango en el contenido de hidrógeno y alta absorción, Tabla 2) en la Figura 2 se muestra la dependencia ( $\Delta\eta/\eta$ ) vs.  $\eta$  obtenida por el procedimiento experimental descrito previamente.

Tabla 1. Características de las muestras del primer conjunto.

ESTANDARES	COMPOSICION	$\rho$ (g/cm <sup>3</sup> )	% H
AGUA	H <sub>2</sub> O	1.00	11.11
BUTANOL	C <sub>4</sub> H <sub>9</sub> OH	0.819	13.60
TOLUENO	C <sub>7</sub> H <sub>8</sub>	0.866	8.76
HEPTANO	C <sub>7</sub> H <sub>16</sub>	0.866	16.09
ACETONA	C <sub>3</sub> H <sub>6</sub> O	0.791	10.41
ESTANDAR 1	Si <sub>2</sub> O	0.813	0.00
ESTANDAR 2	4.7% H <sub>2</sub> O + 95.3% Si <sub>2</sub> O	0.844	0.05
ESTANDAR 3	9.9% H <sub>2</sub> O + 90.1% Si <sub>2</sub> O	0.893	1.11
ESTANDAR 4	15.2% H <sub>2</sub> O + 84.8% Si <sub>2</sub> O	0.915	1.70
ESTANDAR 5	21.2% H <sub>2</sub> O + 78.8% Si <sub>2</sub> O	0.941	2.38

Para las muestras del primer grupo con un alto poder de moderación y baja absorción la contribución de los neutrones epitérmicos es pequeña y los procesos de simulación pueden dar un valor cercano a  $\eta$  ignorando dichos neutrones.

Si asumimos que la relación entre el flujo térmico  $\Phi_{\text{ter}}$  y el epitérmico  $\Phi_{\text{epi}}$  en la muestra es igual a  $\xi\Sigma_S/\Sigma_a$  ( $\xi$ -decremento logarítmico medio de la energía,  $\Sigma_S$ -sección macroscópica de dispersión y  $\Sigma_a$ -sección macroscópica de absorción) y que el flujo total  $\Phi_T$  de los neutrones en la región donde la eficiencia del detector es significativa resulta  $\Phi_T \approx \Phi_{\text{ter}} + \Phi_{\text{epi}}$ , entonces a partir de los datos nucleares se obtiene en el caso más crítico ( $\text{SiO}_2$ ) un error relativo de 13 %, mientras que en un caso más favorable ( $\text{H}_2\text{O}$ ), sólo un 1.3 %. Sin embargo esta evaluación presupone que existe una distribución homogénea de la fuente de neutrones en un medio infinito, requisito que el sistema analizado no cumple rigurosamente.

Una mayor exactitud en la determinación de la relación  $\Phi_{\text{epi}} / \Phi_{\text{ter}}$  se puede obtener empleando la aproximación propuesta en [7]:

$$\frac{\Phi_{\text{epi}}(0)}{\Phi_{\text{ter}}(0)} = \frac{\Sigma_a (1 + \beta^2)^2 (1 + \gamma)}{\xi \Sigma_S \beta (1 + \beta) \gamma^2}$$

donde  $\beta = L_1/L_2$  es la relación de las longitudes de difusión de los grupos rápido y epitérmico y  $\gamma$  es función definida en el trabajo citado y que sólo depende de la composición química del medio.

En la Figura 2 se muestra la dependencia  $(\Delta\eta / \eta)$  vs.  $\eta$ , para las muestras del segundo conjunto la cual se describe adecuadamente como:

$$\left(\frac{\Delta\eta}{\eta}\right) = -(70.5 \pm 8.4)\eta + (33.6 \pm 2.0)$$

Tabla 2. Datos de la mediciones de las muestras del segundo conjunto.

MATERIAL	$\eta$	$\eta_{\text{epi}}$	$(\Delta\eta/\eta)$ (%)
Magnetita	$0.118 \pm 0.003$	$0.022 \pm 0.001$	$22.9 \pm 2.2$
Barita	$0.054 \pm 0.002$	$0.013 \pm 0.002$	$31.7 \pm 5.7$
Serpentina	$0.297 \pm 0.008$	$0.032 \pm 0.003$	$12.1 \pm 1.4$
Limonita	$0.227 \pm 0.005$	$0.034 \pm 0.003$	$17.6 \pm 2.1$
Bauxita	$0.213 \pm 0.005$	$0.033 \pm 0.002$	$18.3 \pm 1.6$
Zeolita	$0.320 \pm 0.009$	$0.035 \pm 0.004$	$12.3 \pm 1.9$
Caliza	$0.117 \pm 0.003$	$0.026 \pm 0.001$	$28.6 \pm 2.5$

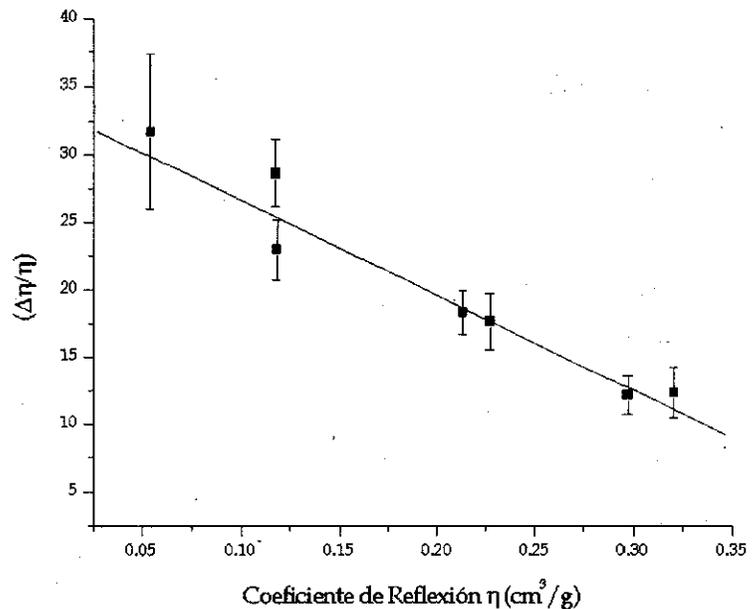


Figura 2. Contribución de los neutrones epitérmicos al coeficiente de reflexión de neutrones.

Para este grupo de muestras con elevada absorción y menor poder de moderación la contribución de los neutrones epitérmicos puede llegar a constituir 15-30% del valor de  $\eta$  y por lo tanto si no se les tiene en cuenta en los procesos de simulación el valor  $\eta$  obtenido sólo tendrá un carácter de aproximación grosera.

## REFERENCIAS

1. DESDIN, L. and R. PEREZ (1991): **Proceeding of the Symposium on Nuclear Techniques in the Exploration and Exploitation of Energy and Mineral resources**, IAEA, Vienna, 241.

- 2 BUCZKO, M.; Z. DEZSO and J. CSIKAI (1975): **J. Radioanal. Chem.** 25, 179.
3. SHYU, C.M.; R.P.GARDNER and K.VERGHESE (1993): **Nuclear Geophysics**, 7(2), 241.
4. LIU, L. and R.P.GARDNER (1997a): **Nuclear Science and Engineering**, 125, 188.
5. BREISMEISTER, J. (Editor)(1993): MCNP "General Monte Carlo Code N-Particle Transport Code Versión 4ª", LA-12625.
6. KINDSEY, R. (1979): "Data format and Procedures for Evaluated Nuclear data File, ENDF", Brookhaven National Laboratory Report, BNL-NCS-50496(ENDF) 2ª Ed. (ENDF/B).
7. SCIESINKA, E. (1970): **Nuklonika**, XV, 9 -10(608).