

CARACTERIZACIÓN DE MATERIALES PARA EL BLINDAJE FRENTE A NEUTRONES

Debido al uso de la radiación neutrónica en varios campos de la industria, medicina e investigación, es necesario el estudio y desarrollo de materiales que tengan unas características de blindaje frente a neutrones destacables y conocidas. El propósito de este trabajo es estudiar las propiedades de absorción de neutrones por parte de diferentes materiales comerciales, determinando tanto su sección eficaz macroscópica total de absorción como la atenuación porcentual de la radiación incidente para varios rangos de energía del espectro de una fuente de neutrones de Am-Be. Las técnicas utilizadas han sido el método de activación de láminas y un detector de neutrones que combina un fotodiodo con un radiador de ⁶Li. Para alguno de los materiales analizados, se han alcanzado valores de atenuación superiores al 99% en el rango térmico-epitérmico y cercano al 80% para neutrones rápidos cuando se consideran espesores extrapolados de 1 cm.

INTRODUCCIÓN

La protección frente a la radiación neutrónica es importante tanto en aplicaciones biosanitarias (radiación neutrónica secundaria producida en aceleradores) como tecnológicas (transporte y gestión de combustible nuclear gastado). Por otra parte las fuentes de neutrones son utilizadas muy a menudo en la industria e investigación. Debido al efecto radiobiológico relativamente alto y al factor de ponderación en la dosis que tienen los neutrones [1], es importante una eficaz protección frente a los mismos. Por lo tanto es necesario disponer de información cuantitativa de la capacidad de moderación y absorción de neutrones proporcionada por materiales comercializados con este propósito.

En la interacción neutrones-materia se pueden dar fundamentalmente dos efectos que dependen de la energía de los mismos [2]: la pérdida de energía o moderación de neutrones mediante dispersión elástica o inelástica, y las reacciones nuclea-

res de absorción. Por ese motivo se suelen clasificar los neutrones según su energía dando a los diferentes intervalos energéticos nombres que son más o menos representativos tal y como se muestra en la Tabla 1 [3].

En el proceso de dispersión o *scattering* elástico el neutrón resulta desviado y pierde una fracción de su energía, el núcleo con el que interacciona aumenta su energía cinética total pero conserva su estructura interna. Sin embargo en la dispersión inelástica el neutrón también pierde parte de su energía, excitando al núcleo a un estado de energía superior al fundamental en el que se encontraba antes del proceso. En general esta energía se reemite en forma de radiación gamma por medio de uno o varios fotones. Este último proceso es poco frecuente por debajo de 0.5 MeV pero tiene bastante importancia para energías más elevadas especialmente si se trata de núcleos pesados. Estos procesos a menudo se denotan mediante los símbolos (n, n) y (n, n').

Denominación	Energía E
Térmicos	0.025 eV
Epitérmicos	1 eV
Lentos	1 keV
Rápidos	100 keV-10 MeV

Tabla 1. Denominación de los neutrones según su energía.

DANIEL RÁBAGO

Dpto. Ciencias Médicas y Quirúrgicas.
Facultad de Medicina.

UNIVERSIDAD DE CANTABRIA

SUSANA GÓMEZ

Dpto. Ciencias de la Tierra y Física de la Materia Condensada (CITIMAC).
Facultad de Ciencias

UNIVERSIDAD DE CANTABRIA

ÁNGEL MAÑANES

Dpto. Física Moderna.
Facultad de Ciencias

UNIVERSIDAD DE CANTABRIA

DOMINGO LIMA

EQUIPOS NUCLEARES S.A. (ENSA)

NEUTRON SHIELDING MATERIALS CHARACTERIZATION

Due to the presence of neutron radiation in industry, medicine and research, it is necessary to study and improve new materials with neutron shielding properties. In this work, we study neutron absorption characteristics of four commercial materials, we determine their macroscopic absorption cross-section and attenuation percentage at different energy ranges within an Am-Be neutron source spectrum. Experimental techniques used for this purpose were activation foil method and neutron detection using a device composed by a thin layer of a ⁶Li radiator combined with a photodiode. Results show that, for some of the analyzed materials, the attenuation is above 99% in the thermal-epithermal range and close to 80% for rapid neutrons, when an extrapolated thickness of 1 cm is considered.



El segundo tipo de interacción consiste en reacciones nucleares de absorción. Para neutrones lentos o térmicos el proceso predominante es la captura radiativa en forma de (n, γ) , donde la energía de excitación se emite por medio de radiación gamma. Para neutrones rápidos aparte de la captura existen con gran probabilidad procesos (n, p) y (n, α) , es decir, procesos de emisión de protones y de partículas alfa al final de la reacción. Para neutrones por encima de 10 MeV se producen reacciones del tipo $(n, 2n)$ en las cuales dos neutrones son emitidos por cada neutrón absorbido.

El diseño del blindaje de cualquier fuente radiactiva que emita neutrones depende de la localización, intensidad y distribución de energía de los neutrones de la misma. Uno de los principales inconvenientes que implica el blindaje de neutrones es el amplio rango de energías que debe ser considerado [4]. Los neutrones rápidos son muy penetrantes, y no fáciles de atenuar. Se requiere disminuir su energía, y absorberlos una vez ralentizados. Materiales como el hidrógeno, hierro, grafito, agua, polietileno y hormigón tienen una sección eficaz de dispersión adecuada y por lo tanto se pueden utilizar como moderadores de neutrones [5].

Para neutrones de baja energía, o moderados previamente, se precisa de materiales con una alta sección eficaz de captura. El isótopo ^{10}B , 19.9% del boro natural, con una sección eficaz de captura de 3837 barn se convierte en un elemento atractivo como absorbente de neutrones [6]. Otros materiales como Cd cadmio (2520 barn), que se utiliza como absorbente de referencia a energías térmicas, y la tierra rara Gd gadolinio (49700 barn) pueden ser utilizados como materiales absorbentes de neutrones de baja energía [7].

La forma de cuantificar la probabilidad de interacción de los neutrones de una determinada energía con los núcleos de la materia para llevar a cabo un proceso nuclear concreto, viene descrita por medio de la sección eficaz microscópica σ que tiene dimensiones de superficie. Su significado físico puede visualizarse considerando que es la superficie transversal del núcleo que resulta activa para que el proceso se produzca. La unidad de medida es el barn (b) que corresponde a 10^{-24} cm^2 .

Aunque el estudio de las interacciones de un neutrón con un único núcleo a escala microscópica proporciona una base para comprender el proceso de interacción, las medidas se realizan con muestras de un determinado espesor que a menudo contienen una mezcla de elementos. Estas características adicionales se describen mediante el uso de la sección eficaz macroscópica Σ (cm^{-1}), más apropiada para materiales con un cierto volumen [8], que se relaciona con la microscópica y la densidad atómica ρ_{at} mediante la ecuación [9]:

$$\Sigma = \rho_{at} \cdot \sigma \quad (1)$$

El flujo de neutrones ϕ_x que atraviesa un espesor de material x viene dado por la expresión:

$$\phi_x = \phi_0 \cdot e^{-\Sigma x} \quad (2)$$

donde ϕ_0 es el flujo de neutrones que incide en la muestra expresado en $\text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$.

Una característica muy descriptiva de la transmisión de neutrones en un material es el recorrido libre medio λ , que es la distancia media que recorre un neutrón sin interaccionar. Se obtiene a partir de la sección eficaz macroscópica como:

$$\lambda = \frac{1}{\Sigma} \quad (3)$$

La atenuación de neutrones se puede obtener a partir de la sección eficaz macroscópica como:

$$\text{Atenuación (\%)} = 100 \cdot \left(\frac{\phi_0 - \phi_x}{\phi_0} \right) = 100 \cdot (1 - e^{-\Sigma x}) \quad (4)$$

MATERIALES Y METODOS

El objetivo de esta investigación es determinar la capacidad de blindaje de neutrones de una serie de materiales comercializados con este fin. Para conseguir esto, se ha utilizado tanto un detector de neutrones como el método de activación de láminas de indio (In) y aluminio (Al). Se trata de medir el flujo de neutrones ϕ_x de una fuente de americio-berilio (Am-Be) de forma directa (con un detector de neutrones) o indirectamente (mediante activación de láminas) y observar cómo se modifica dicho flujo inicial ϕ_0 al atravesar un determinado espesor de material x . A partir de estos valores se determina la sección eficaz macroscópica, el recorrido libre medio y el porcentaje de atenuación de cada uno de los materiales.

La fuente de neutrones utilizada para realizar el estudio pertenece al Laboratorio de Radiactividad del Departamento de Física Moderna de la Universidad de Cantabria, se trata de una fuente de neutrones de Am-Be de 3 Ci (111 GBq) de actividad de ^{241}Am que en contacto con el berilio generan un flujo de neutrones de $\Phi_n = 6.6 \times 10^6$ neutrones/s $\pm 10\%$ (en geometría 4 π). El espectro de energía de la fuente se extiende hasta los 10 MeV. La fuente está colocada en un contenedor de parafina, donde el flujo de neutrones térmicos a los 5 cm se encuentra entre 2 y $2.5 \cdot 10^4$ n/cm 2 s.

Materiales atenuadores de neutrones

Las principales características técnicas, según el fabricante, de los materiales estudiados como blindaje de neutrones, se muestran en la Tabla 2. Se destacan los porcentajes en masa de hidrógeno y boro, elementos que cumplen la función de moderador y absorbente de neutrones respectivamente. Además se muestra la sección eficaz macroscópica de absorción de neutrones térmicos Σ_a , tomada como referencia, calculada a partir del contenido de boro. El Bisco NS4 se comercializa como blindaje de radiación neutrónica y gamma e incluye un 21% de aluminio.

En la Figura 1 se muestran los materiales estudiados; estos se han mecanizado para realizar medidas tanto con el detector de neutrones como por el método de activación. En el caso del detector de neutrones, que se muestra en la Figura 2, para estudiar la atenuación se ha introducido el mismo en un cilindro hueco de material. En el método de activación las láminas de indio



Material	$\rho_{at}(H) \text{ (cm}^{-2}\text{)}$	$\rho_{at}(B) \text{ (cm}^{-2}\text{)}$	$\rho \text{ (g/cm}^3\text{)}$	$\Sigma \text{ (cm}^{-1}\text{)}$	% masa H	% masa B
Bisco NS4	$5.88 \cdot 10^{22}$	$4.1 \cdot 10^{20}$	1.63	0.3	5.96	0.47
Borated Polyethylene	$6.07 \cdot 10^{22}$	$1.99 \cdot 10^{22}$	1.19	14.5	8.5	30.0
Flex-Boron	$2.7 \cdot 10^{22}$	$2.32 \cdot 10^{22}$	1.64	17.5	2.7	25.4
Neutron Putty	$5.9 \cdot 10^{22}$	$6.1 \cdot 10^{21}$	1.10	4.7	8.9	10.0

Tabla 2. Características técnicas de los materiales.

y aluminio se han situado entre dos discos de material.

Atenuación medida con el detector de neutrones

La medida del flujo de neutrones antes y después de cada espesor de material en este caso se realiza directamente mediante un detector de neutrones (ver Figura 2) [10]. La parte sensible a la detección consta de un fotodiodo de silicio sobre el que se ha dispuesto una lámina muy delgada de fluoruro de litio LiF, enriquecido en ^6Li , para favorecer la reacción nuclear $^6\text{Li} \text{ (n,}\alpha\text{)} ^3\text{H}$. Los productos de la

reacción, la partícula alfa y el núcleo del tritio, salen con direcciones opuestas, debido a la conservación del momento, y con energías cinéticas $E(\alpha)=2.05 \text{ MeV}$ y $E(^3\text{H})=2.73 \text{ MeV}$ respectivamente. A partir de la tasa de partículas totales puede realizarse una medida directa del flujo de neutrones térmicos y epitérmicos.

La sección eficaz de la reacción (n, α) del ^6Li viene dominada por la zona de baja energía [11], lo que indica que la mayor contribución a la detección viene dada por neutrones térmicos y epitérmicos. Por lo tanto la información que proporciona esta

técnica es principalmente debido a la de neutrones con energía por debajo de 1 eV. Este detector no presenta ningún fondo ambiental de neutrones [10].

Atenuación medida con métodos de activación

El método de activación de láminas consiste en el análisis del decaimiento de isótopos radiactivos formados en los procesos de absorción de neutrones. Para este estudio se han activado láminas de indio y aluminio y se ha observado cómo se modifica el flujo de neutrones incidente al atravesar un espesor x de material. La zona del espectro de neutrones térmicos-epitérmicos se ha analizado con el indio mientras que los neutrones rápidos, con energía superior a 5 MeV, activando aluminio. Los procesos de activación seleccionados para llevar a cabo el estudio se muestran en la Tabla 3.

Una vez activadas las láminas de In y Al se realiza la detección de los fotones gamma emitidos en el decaimiento de los núcleos radiactivos formados, utilizando un detector de centelleo NaI(Tl). Se han activado láminas de las mismas características tanto envueltas por dos capas de material absorbente (geometría sándwich), como colocadas a la misma distancia de la fuente rodeadas sólo de parafina. La sección eficaz macroscópica del material se obtiene como:

$$\Sigma = \frac{1}{x} \ln\left(\frac{\phi_0}{\phi_x}\right) = \frac{1}{x} \ln\left(\frac{C_0}{C_x}\right) \quad (5)$$

donde C_0 y C_x son las cuentas netas, extraído el fondo, bajo los fotopicos que interesen en cada caso, medidas con el detector de centelleo NaI(Tl) antes y después del espesor de material de estudio respectivamente.

A partir de la activación del indio se puede obtener la sección eficaz macroscópica de absorción Σ_a de los materiales, utilizando como filtro el Cd, para obtener la fracción de neutrones térmicos que juegan papel en el proceso.

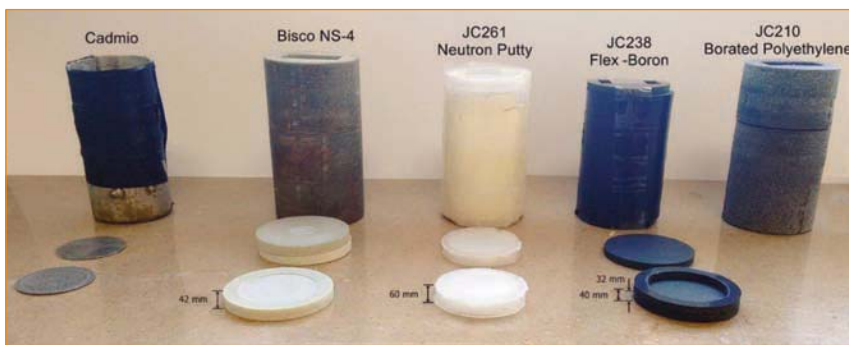


Figura 1. Fotografías de los distintos materiales a estudio como atenuadores de neutrones.

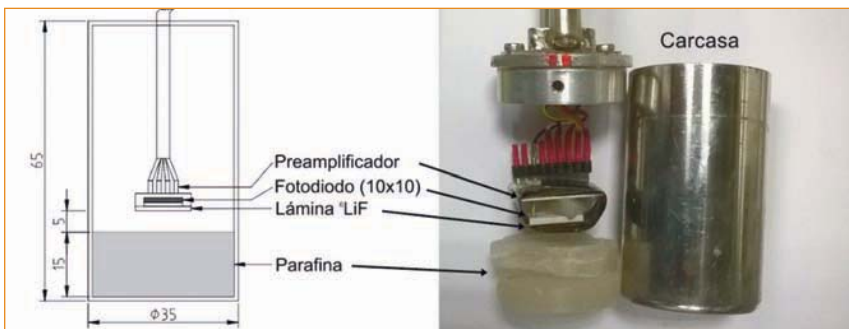


Figura 2. Esquema y fotografía del detector de neutrones. Cotas expresadas en mm.

Proceso activación ¹	$T_{1/2}$	$E_\gamma \text{ (keV)}$	Núcleo resultante
$^{115}\text{In} \text{ (n, } \gamma\text{)} ^{116m}\text{In}$	54.4 min	1294, 1097, 819, 417, 138	^{116}Sn
$^{27}\text{Al} \text{ (n, p)} ^{27}\text{Mg}$	9.46 min	1014, 844	^{27}Al

¹ La sección eficaz microscópica σ de cada proceso se puede obtener de la referencia [11].

Tabla 3. Activación neutrónica del In y Al. Se muestran los núcleos intermedios y resultantes a los que dan lugar así como los periodos de semidesintegración y la energía de las gammas más probables [12].



RESULTADOS

Atenuación medida con el detector de neutrones

Las medidas se han realizado a diferentes distancias de la fuente, tanto con el detector solo, para obtener el flujo de referencia antes del material ϕ_0 , como con la carcasa cilíndrica del correspondiente material para obtener el flujo tras un espesor x , ϕ_x . En la Figura 3 se muestra cómo varía el flujo de neutrones en función de la distancia a la fuente de Am-Be.

Para medir la atenuación de los distintos materiales se ha de tener en cuenta únicamente la posición donde el detector está lo más cerca físicamente de la fuente, que corresponde a una distancia detector-fuente de 3.75 cm, puesto que a medida que se aleja de la fuente se interponen bloques de parafina, que moderan y hacen que la atenuación de los materiales sea más efectiva, ya que aumenta la proporción de neutrones térmicos dentro del flujo

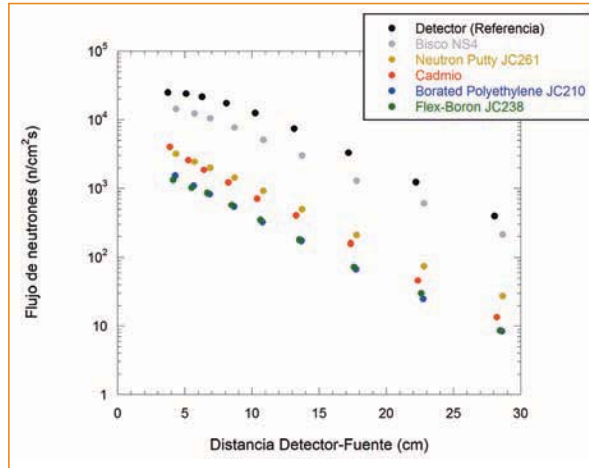


Figura 3. Flujo de neutrones obtenido con el detector en función de la distancia a la fuente de Am-Be para el detector "desnudo" y con la carcasa de los distintos materiales estudiados.

total que recibe el detector.

Atenuación medida con métodos de activación

Activación de Indio:

Los resultados de la activación de láminas de indio se recogen en la Tabla 5. Para obtener la fracción de neutrones térmicos T y así conocer

la sección eficaz macroscópica de absorción del material Σ_a se ha utilizado un filtro de cadmio. A partir de las cuentas netas de fotones gamma debidas a neutrones de todas las energías C_x y de las debidas sólo a las que consiguen atravesar el filtro de Cd C_x^R , obtenidas en medidas independientes, se obtiene la fracción de térmicos como.

$$C_x^T = C_x - C_x^R \quad (6)$$

Para obtener tanto la sección eficaz macroscópica total Σ como la de absorción se utiliza la Ec. (5), donde en el primer caso se consideran las cuentas obtenidas con neutrones de todas las energías y en el segundo exclusivamente las debidas a neutrones térmicos.

Como indican los resultados de la Tabla 5, para los tres últimos materiales las cuentas debidas a térmicos son inferiores a las debidas a rápidos, al contrario de lo que sucede en el espectro inicial de neutrones (como indican los resultados para la lámina de In). Este cambio indica la alta eficiencia de estos tres materiales en la absorción de neutrones térmicos.

Activación de Aluminio:

Los resultados de la activación de láminas de aluminio se recogen en la Tabla 6. Se muestran las cuentas netas bajo los fotopicos de 844 keV y 1014 keV correspondientes al decaimiento del ^{27}Mg , proveniente de la reacción (n, p) con neutrones rápidos en el ^{27}Al .

Los resultados obtenidos con el detector de neutrones y con el método de activación de láminas se resumen en la Tabla 7. En esta tabla se muestra la sección eficaz macroscópica para cada rango de energías de los neutrones y con cada técnica. A partir de estos valores y de la Ec. (4), en la Figura 4 se ha representado gráficamente la dependencia del porcentaje de atenuación con el espesor de material para el rango térmico-epitérmico ($E < 1$ eV) y para el de neutrones rápidos ($E = 5-10$ MeV).

CONCLUSIONES

A la vista de los resultados que se muestran en la Tabla 7 y en la Figura 4 se pueden extraer una serie de conclusiones:

- Respecto a la sección macroscópica de absorción Σ_a , donde se

Material	x (cm)	ϕ_x (n/cm ² s)	Σ (cm ⁻¹)	λ (cm)
Detector	0	24883		
Bisco NS4	0.60	14259	0.93 ± 0.03	1.07 ± 0.04
Borated Polyethylene	0.55	1516	5.1 ± 0.6	0.197 ± 0.05
Flex-Boron	0.32	1327	9.2 ± 0.5	0.109 ± 0.001
Neutron Putty	0.60	3189	3.4 ± 0.3	0.292 ± 0.007
Cadmio	0.15	4018	12.2 ± 1.3	0.082 ± 0.001

Tabla 4. Resultados obtenidos con el detector de neutrones.

Material	x (cm)	C_x	C_x^R	C_x^T	Σ_a (cm ⁻¹)	Σ (cm ⁻¹)	λ (cm)
In*	0	1516224	260064	1256160			
Bisco NS4	0.42	992458	254401	738057	1.27 ± 0.04	1.0 ± 0.1	0.99 ± 0.08
Borated Polyethylene	0.50	83439	79472	3967	11.5 ± 3.0	5.8 ± 3.0	0.17 ± 0.01
Flex-Boron	0.32	91424	72439	18985	13.1 ± 5.7	8.8 ± 3.2	0.11 ± 0.01
Neutron Putty	0.60	215812	159673	56139	5.2 ± 0.5	3.3 ± 0.3	0.31 ± 0.01

*Lámina de indio activado en la posición 0 sin material absorbente.

Tabla 5. Resultados de la activación del indio para cada espesor x de material.

Material	x (cm)	C_x (844 keV)	C_x (1014 keV)	C_x	Σ (cm ⁻¹)	λ (cm)
Al*	0	2432	783	3215		
Bisco NS4	0.42	1431	533	1964	1.17 ± 0.15	0.85 ± 0.09
Borated Polyethylene	0.50	1344	448	1792	1.17 ± 0.12	0.86 ± 0.08
Flex-Boron	0.32	1400	561	1961	1.54 ± 0.19	0.65 ± 0.05
Neutron Putty	0.60	896	462	1358	1.44 ± 0.14	0.70 ± 0.05

*Lámina de Aluminio activado en la posición 0 sin material absorbente.

Tabla 6. Resultados de la activación del aluminio para cada espesor x de material.



tienen en cuenta exclusivamente los neutrones térmicos, los valores obtenidos con la técnica de activación de láminas de indio son compatibles con el valor calculado a partir del contenido de boro de los materiales e indicado como valor de referencia en la Tabla 2.

- Los resultados obtenidos con el detector de neutrones y activando láminas de indio para la sección eficaz macroscópica en el rango térmico-epitérmico, neutrones con $E < 1\text{eV}$, son semejantes. Mediante dos métodos completamente distintos se han obtenido los mismos valores.
- Se puede apreciar que la efectividad como absorbentes (sección eficaz macroscópica) de los materiales estudiados disminuye al aumentar la energía de los neutrones. Esto es debido a un comportamiento análogo en las secciones eficaces microscópicas del hidrógeno y boro. El alto contenido de estos dos elementos en los materiales, realiza un doble efecto de moderación-absorción respectivamente. La incertidumbre en la sección eficaz macroscópica aumenta con el valor de la magnitud debido a que las cuentas detectadas en cada caso disminuyen cuanto más efectivo es el material.
- Los materiales *Borated Polyethylene*, *Flex-Boron* y *Neutron Putty*, poseen unas características atenuadoras de neutrones considerables. Se destaca el *Flex-Boron*, siendo el más efectivo, con una sección macroscópica de atenuación $\Sigma = 9.2 \text{ cm}^{-1}$ para neutrones térmicos-epitérmicos y que disminuye hasta 1.54 cm^{-1} para neutrones con energías entre 5 y 10 MeV.
- Si se toma 1 cm de material, el *Borated Polyethylene* y el *Flex-boron* atenúan más del 99% de los neutrones incidentes con $E < 1\text{eV}$, mientras que disminuyen hasta 69% y 79% para neutrones rápidos respectivamente. El *Neutron Putty* atenúa aproximadamente el 96% de los neutrones térmicos y epitérmicos y el 76% de los rápidos.
- El diferente comportamiento obtenido para los resultados del Bisco, reside en el contenido de boro (0.5%), significativamente inferior al de los otros materiales. Este elemento juega un papel fundamental en la absorción de neutrones. Cabe destacar la Σ para neutrones rápidos, similar al de los otros materiales, esto se debe al contenido de aluminio, superior al 20%, que interactúa con los neutrones rápidos produciendo las reacciones nucleares (n, p) y (n, α) . ■

	$\Sigma_g \text{ (cm}^{-1}\text{)}$		$\Sigma \text{ (cm}^{-1}\text{) } [< 1 \text{ eV}]$		$\Sigma \text{ (cm}^{-1}\text{) } [5-10 \text{ MeV}]$
	Referencia	Act. indio	Detector	Act. Indio	Act. Aluminio
Bisco NS4	0.3	1.27 ± 0.04	0.93 ± 0.03	1.0 ± 0.1	1.17 ± 0.15
Borated Polyethylene	14.5	11.5 ± 3.0	5.1 ± 0.6	5.8 ± 3.0	1.17 ± 0.12
Flex-Boron	17.5	13.1 ± 5.7	9.2 ± 0.5	8.8 ± 3.2	1.54 ± 0.19
Neutron Putty	4.7	5.2 ± 0.5	3.4 ± 0.3	3.3 ± 0.3	1.44 ± 0.14

Tabla 7. Resultado de la sección eficaz macroscópica obtenida con las distintas técnicas para cada rango de energías.

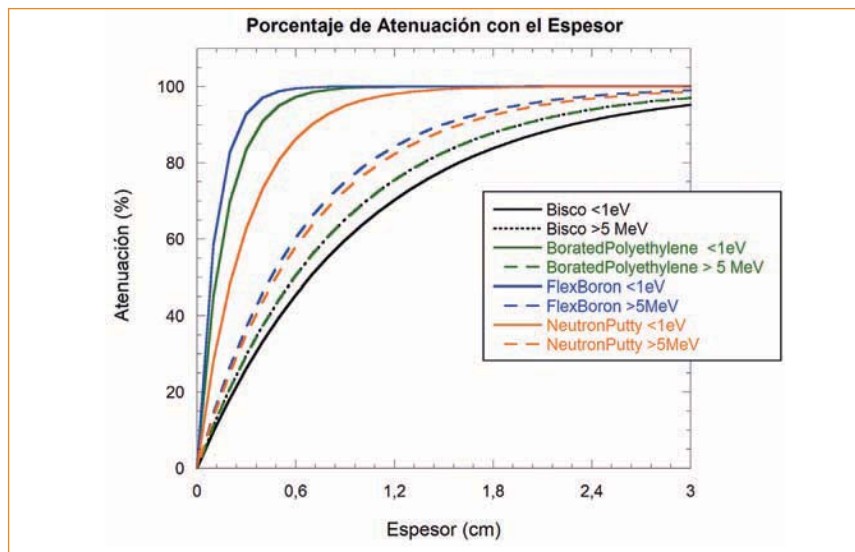


Figura 4. Porcentaje de atenuación con el espesor de los materiales para energías de los neutrones menores de 1 eV y mayores de 5 MeV.

- [1]. ICRP. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 103. Ann. 2007; ICRP 37 (2-4).
- [2]. Knoll G. Radiation detection and measurement (4th Ed.). Hoboken, N.J.: John Wiley, 2010.
- [3]. Krane KS. Introductory nuclear physics. John Wiley & Sons, Inc. New York. 1988.
- [4]. Abdullah Y, Yusof MR, Mustaffa R, Mohamed AA, Ariffin FNT, and Abdullah NE. Properties of concrete / boron carbide as neutron shielding materials. Journal of Nuclear and Related Technologies. 2011; 8 (2).
- [5]. Sariyer D, Küçer R, Küçer N. Neutron Shielding Properties of Concretes Containing Boron Carbide and Ferro - Boron. Procedia - Social and Behavioral Sciences. 2015; 195, 1752-1756.
- [6]. Kharita MH, Yousef S, AlNassar M. Review on the addition of boron compounds to radiation shielding concrete. Progress in Nuclear Energy. 2011; 53, 207-211.
- [7]. Varley FS. Neutron scattering lengths and cross section. Neutron News. 1992; 3(3), 29-37.
- [8]. Rinard P. Passive Nondestructive Assay of Nuclear Materials. (Ed. by Doug Reilly, Norbert Ensslin, and Hastings Smith Jr.), Nuclear Regulatory Commission. 1991; pp. 357-377.
- [9]. Lamarsh JR. Introduction to Nuclear Reactor Theory. Addison-Wesley Publishing Co. California. 1972.
- [10]. Voytchev M, Iñiguez MP, Méndez R, Mañanes A, Rodríguez LR, Barquero R. Neutron detection with a silicon PIN photodiode and ^6LiF converter. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research. 2013; A 512, 546-552.
- [11]. IAEA, 2015. Evaluated Nuclear Data File (ENDF). [https://www-nds.iaea.org/exfor/endl.htm]
- [12]. Firestone RB, Shirley VS. et al. Table of Isotopes. 8th Edition, John Wiley & Sons, Inc., New York. 1996.