



Universidad de Valladolid

Facultad de Ciencias

TRABAJO FIN DE GRADO

Grado en Física

**DISEÑO DE BLINDAJES NEUTRÓNICOS PARA EL LABORATORIO DE
PATRONES NEUTRÓNICOS DEL CIEMAT**

Autor: Sergio Muñiz Subiñas

Tutor/es: Pilar Iñiguez y Roberto Méndez

Índice

1. RESUMEN	4
2. ABSTRACT	5
3. INTRODUCCIÓN	6
4. FÍSICA DE NEUTRONES	9
4.1. Conceptos básicos	9
4.1.1. Sección eficaz	9
4.1.2. Flujo neutrónico	10
4.2. Interacción de los neutrones con la materia	11
4.2.1. Dispersión elástica	11
4.2.2. Dispersión inelástica	12
4.2.3. Captura radiativa	12
4.2.4. Reacciones nucleares	13
4.2.5. Fisión nuclear	13
4.3. Detectores de neutrones	13
4.4. Transporte neutrónico	15
4.4.1. Ecuación de transporte	15
4.4.2. Método de Monte Carlo	17
5. PRUEBAS INICIALES CON PHITS	20
5.1. PHITS	20
5.1.1. Simulaciones iniciales utilizando agua ligera	21
5.1.2. Dependencia con el radio	23
5.1.3. Agua pesada	25
5.2. Influencia de las paredes	28
5.2.1. Pared de hormigón	30
6. ESTUDIO Y DISEÑO DE BLINDAJES	33

6.1. Polietileno	33
6.2. Agua pesada	36
7. CONCLUSIONES	40
8. ÍNDICE DE FIGURAS	42
9. BIBLIOGRAFÍA	44

1. RESUMEN

En el presente trabajo se realiza un estudio de blindajes de materiales hidrogenados para una fuente de Cf-252. Para ello se realizan simulaciones Monte Carlo empleando el programa PHITS, que describe el transporte de partículas y radiación interaccionando con diferentes materiales. El objetivo principal es la determinación de espectros para el Laboratorio de Patrones Neutrónicos (LPN) del CIEMAT. En esta memoria se comentan algunas aplicaciones de los neutrones, se describe el LPN y se presentan algunos conceptos de física de neutrones. Se calculan diferentes configuraciones de blindajes y se analizan los espectros en función de la distancia a la fuente, las dimensiones del blindaje y la presencia de las paredes. Los resultados obtenidos se analizan y se expone el método para medir dichos espectros experimentalmente en el LPN. Para finalizar, se recopilan las conclusiones obtenidas a lo largo del desarrollo del trabajo así como las posibles mejoras y proyecciones del mismo.

2. ABSTRACT

In this work, a study of hydrogenated shielding materials is carried out for a source of Cf-252. For this task Monte Carlo simulations are performed using the PHITS code, that describes the particles and radiation transport interacting with different materials. The main goal is the determination of spectra for the Laboratorio de Patrones Neutronicos (LPN) at CIEMAT. In this report basic concepts of neutron physics and neutrón applications are presented so as the main characteristics of the LPN facility. Different shielding configurations are calculated and the spectra are analyzed as a function of the distance to the neutrón source, the shield dimensions and the presence of walls. The obtained results are analyzed and the method for an experimental measurement of neutrón spectra at LPN is commented. Finally, the conclusions are discussed along with possible improvements and projections of this work.

3. INTRODUCCIÓN

En el año 1932 James Chadwick descubrió el neutrón bombardeando partículas alfa sobre una delgada lámina de Berilio (provocando la reacción: ${}^9_4\text{Be} + {}^4_2\text{He} \rightarrow {}^{12}_6\text{C} + {}^1_0\text{n}$). Desde entonces, estas partículas subatómicas han sido estudiadas en profundidad y han permitido desarrollar numerosas aplicaciones, teniendo un gran impacto en la sociedad. Las más importantes son:

- La fisión: cuando se bombardean núcleos pesados con neutrones, se provoca su división en núcleos más ligeros y partículas subatómicas, además de liberar una gran cantidad de energía. Algunas de las partículas expulsadas pueden ser otros neutrones, los cuales pueden colisionar contra núcleos del entorno, induciendo el mismo fenómeno y dando lugar a un proceso autosostenido. Se utilizan las centrales nucleares para controlar los procesos de fisión en función de unos parámetros y poder beneficiarse de la energía generada, de hecho, es una de las mayores fuentes de energía en España, generando el 20,8 % (dato del año 2021) de la electricidad total del país [1]. La fisión también es el fundamento de la bomba nuclear desarrollada en el proyecto Manhattan.
- La activación neutrónica: es una técnica de análisis no destructivo que permite la determinación cuantitativa de un gran número de elementos. El método consiste en bombardear la muestra con neutrones, provocando la formación de isótopos radiactivos, y como los esquemas de desintegración y las emisiones radiactivas son conocidas, podemos estudiar los espectros gamma y determinar las concentraciones de cada elemento en ella.
- La neutrografía: permite observar y fotografiar el interior de materiales sólidos y líquidos por medio de un haz de neutrones, es similar a la técnica de rayos X. Los neutrones son absorbidos más fácilmente por elementos ligeros como el cadmio, boro, etc. Este método se utiliza en la detección de materiales hidrogenados, controles de calidad, controles de drogas, etc.
- La difracción de neutrones: permite determinar la estructura atómica y magnética de un material, es similar a la dispersión de rayos X, con la diferencia de que estos interactúan con la nube electrónica, y los neutrones lo hacen con el núcleo. Entre otras cosas, nos permite obtener el factor de estructura estática de gases, líquidos o sólidos amorfos, un mapa de la constante de red en el metal o cuantificar momentos magnéticos en materiales.

A pesar de que en el grado no hay ninguna asignatura específica de física de neutrones, en las asignaturas de TEFIV, física nuclear o mecánica cuántica se estudian los conceptos fundamentales, tales como: sección eficaz, espectrometría, radiaciones, detectores, simulaciones

sencillas de trayectorias, etc. Además, en el departamento de Física Teórica, Atómica y Óptica de nuestra universidad se han llevado a cabo diversos estudios en el campo neutrónico alrededor de aceleradores lineales (LINAC) o ciclotrones para tomografía de emisión de positrones (PET), mediante el uso de simulaciones Monte Carlo y mediciones experimentales [2], además de estudiar diferentes tipos de detectores neutrónicos [3] y [4].

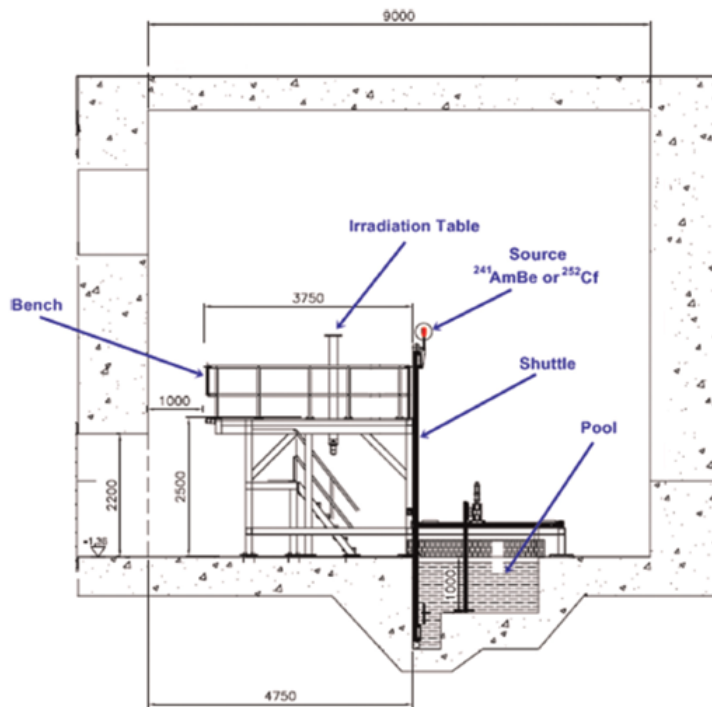


Figura 1: Esquema sala de radiación LPN [5]

Como ya se ha mencionado, en este TFG se colabora con el LPN (Laboratorio de Patrones Neutrónicos) que está ubicado en el Ciemat (Madrid). Se trata de una instalación radiactiva cuyos objetivos principales son: la calibración de detectores de neutrones, asignaciones de dosis neutrónicas, irradiación neutrónica de materiales y la caracterización de campos neutrónicos. Allí se trabaja con dos fuentes de neutrones Cf-252 y AmBe-241. Al tratarse de fuentes de gran intensidad (en el caso del californio emite aproximadamente 2,3 millones de neutrones por segundo por cada microgramo) es necesario manipularlas mediante control remoto desde una sala externa. La sala de irradiación es un bunker con paredes de 1,25 m de grosor de $9 \times 7,5 \times 8 \text{ m}^3$, además, cuenta con una piscina de agua de dimensiones $1 \times 1,5 \times 1$

m^3 donde se almacenan las fuentes. La instalación dispone de un sistema de manipuladores que permite situar la fuente en el centro de la sala y una bancada de 3 m de longitud que sirve para colocar los equipos a irradiar, alineados con la fuente. En la figura 1 se puede observar un esquema del diseño del laboratorio [5].

En el LPN también se han llevado a cabo determinaciones de espectros, en particular se ha caracterizado el nuevo espectro neutrónico del Cf-252 moderado con agua pesada siguiendo las recomendaciones de la norma ISO 8529-1 [6]. Esto ha permitido disponer de un nuevo campo neutrónico moderado, similar a los existentes en el entorno de las centrales nucleares. Para poder diseñar blindajes es necesario estudiar la interacción neutrón-materia, para ello se determinarán los espectros neutrónicos resultantes de la interacción de la fuente de Cf-252 con diversos materiales. Se empleará para ello el programa PHITS basado en los métodos de Monte Carlo. En los siguientes apartados se estudiará el funcionamiento y los fundamentos de dicho programa.

4. FÍSICA DE NEUTRONES

En este apartado, se tratará de obtener una metodología que nos permita determinar los espectros y las trayectorias de los neutrones en distintos medios. Para resolver el problema se utilizarán métodos numéricos, en particular el de Monte Carlo. En primer lugar, con el fin de comprender la interacción neutrón-materia, se estudiarán los conceptos básicos, los cuales serán necesarios a la hora de utilizar el programa que realiza la simulación.

4.1. Conceptos básicos

4.1.1. Sección eficaz

Se define la sección eficaz microscópica σ en un medio donde hay n núcleos por unidad de volumen, como la cantidad tal que el producto $n\sigma d$, es la probabilidad adimensional de que un neutrón desplazándose en dicho medio sufra interacción en el recorrido d . La sección eficaz macroscópica $\Sigma = n\sigma$ se define como la probabilidad de interacción por unidad de recorrido.

Se puede obtener [7] la ecuación que determina la densidad de neutrones que atraviesa un material de la siguiente manera (Figura 2): sea N la densidad de neutrones de un haz con la misma energía y dirección, el número esperado de interacciones en un tiempo t en un cilindro paralelo a la velocidad v , con altura d y 1 cm^2 de base (A) será el número de neutrones que cruzan la base del cilindro durante el tiempo t multiplicado por Σd .

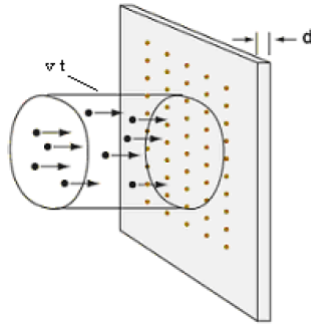


Figura 2: Neutrones desplazándose a velocidad v incidiendo sobre una lámina de espesor d

Tomando: $t = d = A = 1$ el número de interacciones N_I por cm^3 y por segundo es $N_I = \Sigma v N$. Se puede deducir la ecuación que rige la densidad de neutrones del haz en función de la

distancia recorrida dentro de un medio homogéneo:

$$\frac{dN(x)}{dx} = -N(x)\Sigma \quad (1)$$

Cuya solución se puede determinar resolviendo la ecuación diferencial:

$$N(x) = N(0)e^{-x\Sigma} \quad (2)$$

Es decir, un haz de neutrones se atenúa exponencialmente al penetrar un medio homogéneo. La probabilidad de interacción entre x y $x + dx$, es el producto de la probabilidad de que sobreviva sin interaccionar hasta x por la probabilidad de interacción, es decir $\frac{N(x)}{N(0)}\Sigma$.

$$p(x)dx = \Sigma e^{-\Sigma x} dx \quad (3)$$

de este modo se puede determinar el recorrido libre medio:

$$\int_0^{\infty} x e^{-x\Sigma} dx = \frac{1}{\Sigma} \quad (4)$$

Y como v es constante, el tiempo medio por interacción:

$$t_{medio} = \frac{1}{v\Sigma} \quad (5)$$

4.1.2. Flujo neutrónico

El flujo es un concepto muy importante para estudiar la dinámica de muchas partículas, más adelante se expondrá la ecuación que permite determinarlo analíticamente (la ecuación de transporte). Se puede definir como:

$$\Phi(E) = v \int_{4\pi} N(\Omega) d\Omega \quad (6)$$

Se traduce como el número de neutrones de energía E (es decir, que tengan una cierta v) que cruzan por unidad de tiempo las superficies unidad de todas las orientaciones posibles Ω . Se suele expresar en numero de neutrones por cm^2 y por s .

Se define el espectro neutrónico como el valor del flujo de neutrones para cada energía.

El número medio de interacciones de neutrones de energía E por cm^3 y por segundo es igual a:

$$\Sigma(E)\Phi(E) \quad (7)$$

Incluso se puede especificar el punto r alrededor del cual se encuentra el volumen donde tienen lugar las interacciones, o el instante de tiempo en el que ocurren:

$$\Sigma(r, E, t)\Phi(r, E, t) \quad (8)$$

4.2. Interacción de los neutrones con la materia

En este capítulo se van a analizar los tipos de interacciones que presentan los neutrones con la materia. El neutrón es una partícula subatómica con carga eléctrica nula y masa ligeramente superior a la del protón ($1,67492729 \cdot 10^{27} kg$). Está presente en el núcleo de todos los átomos menos en el isótopo 1H del hidrógeno, es inestable fuera del mismo, tiene una vida media de 14,7 minutos y se descompone en un electrón, un antineutrino electrónico y un protón. Generalmente los neutrones se clasifican teniendo en cuenta su energía.

Energía	Neutrones
$< 0,4 \text{ eV}$	Térmicos
$0,4 < E < 100 \text{ keV}$	Epitérmicos
$E > 100 \text{ keV}$	Rápidos

Tabla 1: Denominación de los neutrones según su energía

En el rango térmico los neutrones tienen una distribución de energía Maxwelliana correspondiente a la temperatura del medio en el que están. Por tanto, se encuentran en equilibrio térmico con los núcleos con los que colisionan. La energía térmica kT es igual a 0.025 eV para la temperatura de 20°C , y la velocidad correspondiente del neutrón es de 2200 m/s .

Por otra parte, para energías inferiores al rango rápido muy pocos neutrones se producen por fisión, como es el caso de la fuente de Cf-252 cuyo espectro neutrónico aparece representado en la figura 5.

Los neutrones epitérmicos son los que se están moderando (disminuyendo su energía por colisiones) desde el rango de energías rápidas (neutrones de fisión de la fuente de Cf-252) hasta el rango térmico. En él, las secciones eficaces de absorción son muy altas y por tanto los elementos absorbentes actúan de forma efectiva como blindajes. Esto también tiene interés en los reactores de fisión: En un reactor rápido se intenta que la moderación sea mínima, mientras que en uno térmico (prácticamente todos los que producen energía) el agua de refrigeración se encarga de moderar a los neutrones hasta las energías térmicas, donde la sección eficaz de fisión del U-235 es muy alta.

4.2.1. Dispersión elástica

Se produce cuando parte de la energía cinética de una partícula es transferida a la otra, conservándose la energía cinética en el proceso. Se puede demostrar que la relación entre la

energía final E' y la inicial E tras un choque elástico es la siguiente [7]:

$$\frac{E'}{E} = \frac{1 + \alpha}{2} + \frac{1 - \alpha}{2} \cos \theta_c \quad (9)$$

Siendo θ_c el ángulo de dispersión en el sistema centro de masas, $\alpha = (\frac{A-1}{A+1})^2$ y A el número de masa del núcleo. Es decir, cuanto menor es A , más energía pierde el neutrón en el choque, por lo tanto, el átomo de hidrógeno, al tener la menor masa de todas, es el núcleo más efectivo para moderar.

Al suponer que las dispersiones son isótropas en el centro de masas, todas las energías finales son igualmente probables y la probabilidad de cada una de ellas es el inverso del intervalo de valores, la energía media después de un choque es:

$$\overline{E_1} = \int_{E\alpha}^E E_1 \frac{1}{E(1-\alpha)} dE_1 = \frac{E(1+\alpha)}{2} \quad (10)$$

Iterando este cálculo n veces, se puede obtener la energía del neutrón tras n colisiones:

$$\overline{E_n} = E \left(\frac{1+\alpha}{2} \right)^n \quad (11)$$

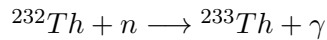
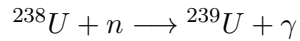
Por lo tanto, siguiendo este modelo, se requieren un promedio de 20 colisiones con un núcleo de hidrógeno para moderar un neutrón de 2 MeV a 1 eV, mientras que con un núcleo de uranio-238 casi 2000.

4.2.2. Dispersión inelástica

En la colisión entre el neutrón y el núcleo puede suceder que parte de la energía cinética se transfiera al segundo, dejándolo en un estado excitado en el que se mantendrá un cierto tiempo, hasta que decaiga por radiación gamma al estado fundamental, lo cual ocurrirá cuando la energía del neutrón supere un cierto umbral dependiente del material. Además, es un proceso que tiene más presencia en neutrones rápidos con núcleos con Z elevados.

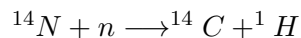
4.2.3. Captura radiativa

Otro proceso de interacción es la captura radiativa. Debido a la neutralidad eléctrica del neutrón, es probable que uno de baja energía pueda traspasar la nube electrónica y llegar hasta el núcleo atómico, donde puede ser capturado y producir una reacción nuclear. Este proceso puede darse en la mayoría de núcleos. La captura de un neutrón provoca la creación de un núcleo compuesto en un estado energético excitado, esta energía suele emitirse en forma de un fotón, como ocurre en las reacciones siguientes:



4.2.4. Reacciones nucleares

La captura de neutrones también puede producir reacciones nucleares que generen partículas como protones, deuterones, partículas alfa u otros neutrones. Estos procesos se producen en diferentes intervalos de energías. Por ejemplo, las reacciones que producen 2 neutrones se provocan con energías mayores a 10 MeV, sin embargo, las que generan alfas o protones son generalmente debidas a capturas de neutrones lentos y en reacciones de bajo Z. Por ejemplo, la reacción usada en la síntesis del C-14 mediante la captura de neutrones lentos por el núcleo de N-14.



4.2.5. Fisión nuclear

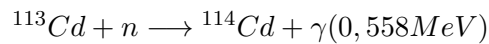
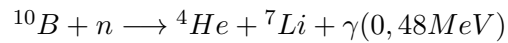
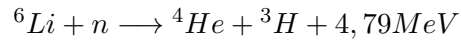
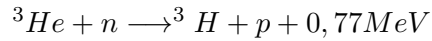
Este proceso consiste en la división del núcleo junto a la emisión prácticamente instantánea de numerosos rayos gamma y hasta tres neutrones. Es mucho más probable en elementos pesados tales como el U-233, U-235, Pu-239, o Pu-241.

El proceso se lleva a cabo de la siguiente manera: el neutrón es absorbido por el núcleo con sección eficaz σ_a , por lo tanto, el núcleo se encontrará en un estado excitado debido a la energía de enlace que le suministra el neutrón. Si esa energía extra supera la barrera coulombiana de fisión del núcleo, éste se disociará. Con el proceso de fisión compite la captura radiativa; en vez de fisionarse el núcleo compuesto, emite radiación gamma para liberar la energía de excitación con una sección eficaz σ_γ .

4.3. Detectores de neutrones

La detección de neutrones es más complicada que la de partículas cargadas y gamma, ya que los neutrones prácticamente no interaccionan con los electrones (existe una pequeña interacción magnética). Necesariamente las técnicas de detección tienen que estar basadas en las de partículas cargadas y gammas, debido a que los neutrones no ionizan la materia directamente, sino que previamente han de convertirse en radiación ionizante mediante reacciones nucleares (el material de los detectores donde ocurre esto se llama convertidor). Algunas de

las reacciones más usuales en detección son:



Para los neutrones térmicos las radiaciones secundarias producidas en el convertidor se detectan a partir de las ionizaciones producidas en un material sensible a las mismas. Un sencillo boceto de como sería un detector de gas compuesto de trifloruro de boro se puede encontrar en la figura 3

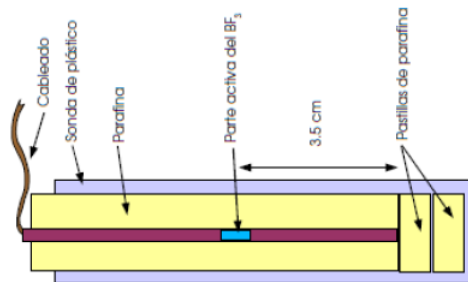


Figura 3: Detector de gas compuesto de trifloruro de boro

En nuestra universidad se han desarrollado diferentes detectores de neutrones térmicos, por ejemplo: diodos de silicio con convertidores de ${}^6\text{-LiF}$ o termoluminiscentes usando pares de chip ${}^6\text{-LiF-7-LiF}$ [8].

Para detectar neutrones rápidos existen dos alternativas, o bien la reacción nuclear se produce a altas energías, o bien se moderan los neutrones para poder detectarlos como térmicos. El más común es el segundo, en el que se suele situar el detector en el interior de un material moderador como parafina o polietileno.

Este método se aprovecha para el diseño del sistema de espectrometría mediante esferas de Bonner. Se compone de una serie de esferas de polietileno de diversos tamaños que tendrán,

por tanto, diferente comportamiento frente a los neutrones. En su interior se sitúa un detector de neutrones térmicos y se realizan medidas para cada una de las esferas que podemos expresar como:

$$C_k = \sum_{i=1}^n \Phi_i R_{ik} \quad (12)$$

Donde C_k es la medida del detector de la esfera k -ésima, siendo Φ_i el flujo neutrónico en el intervalo y R_{ik} la función respuesta de nuestro sistema detector que previamente tiene que estar calibrado. Como los neutrones se encuentran en rangos energéticos muy altos, n puede tomar valores relativamente grandes dependiendo de la resolución que queramos para nuestro espectro. El sistema se suele resolver aproximadamente mediante un algoritmo de deconvolución [9].

4.4. Transporte neutrónico

En las secciones anteriores se han visto las diferentes interacciones que pueden tener los neutrones con la materia. Debido a que cada elemento tiene distintos isótopos y densidades, las interacciones de un haz de neutrones variarán dependiendo del material. Se pueden caracterizar todos los compuestos midiendo sus secciones eficaces, y a partir de ellas desarrollar un modelo que de cuenta de la dinámica de los neutrones en el medio.

En este apartado se estudiarán dos métodos para obtener los espectros neutrónicos en cualquier medio y para cualquier fuente. Teniendo en cuenta las interacciones expuestas en secciones anteriores, se plantea a continuación la ecuación de transporte. Después se explica brevemente el método de Montecarlo para el transporte de radiación.

4.4.1. Ecuación de transporte

Se trata de una ecuación que expresa el balance entre los neutrones que aparecen y desaparecen por unidad de volumen y por unidad de tiempo. Permite plantear el número de neutrones de energía E y dirección Ω que desaparecen o se producen como consecuencia de las interacciones de dispersión, captura y fisión; además de considerar los neutrones que salen y entran de un cierto volumen por su propio movimiento.

Al considerar una dirección fija de velocidades v y un volumen cilíndrico en dicha dirección, el número de neutrones por unidad de tiempo que atraviesan la superficie unidad perpendicular a su velocidad es vN . Se puede determinar el número de neutrones que salen del cilindro menos los que entran (término de fugas), restando la cantidad vN en ambas bases del cilindro

y quedándonos con el primer término del desarrollo en serie de Taylor [7] :

$$\Omega \cdot \text{grad}(vN) \quad (13)$$

La cantidad $vN(r, \Omega, E)$ se denota como $\Psi(r, \Omega, E)$ y será la densidad angular de flujo, la cual será la incógnita del problema. Si la variación de la dirección dada por el coseno del ángulo de dispersión se denota por μ_0 , el número de neutrones creados debido a la fisión por núcleo es $\nu^j(E)$ y la fracción de dichos neutrones que son emitidos en el rango de energías dE alrededor de E es $\kappa^j(E)dE$, entonces, mediante el desarrollo apropiado se obtiene que la ecuación de transporte neutrónico es:

$$\vec{\Omega} \cdot \vec{\nabla} \Psi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) + \Sigma_T(\vec{r}, E) \Psi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) = \int dE' \int d\Omega' \left[\sum_j \kappa^j(E) \nu^j(E') \Sigma_f^j(\vec{r}, E') + \Sigma_s(\vec{r}, E' \rightarrow E, \mu_0) \right] \Psi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E)$$

La cual se puede reescribir introduciendo el factor de multiplicación k como:

$$\vec{\Omega} \cdot \vec{\nabla} \Psi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) + \Sigma_T(\vec{r}, E) \Psi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) = \frac{1}{k} F(\vec{r}, E) + S(\vec{r}, E) \quad (14)$$

Donde F representa los neutrones con energía E producidos por fisión, S representa los neutrones que debido al scattering han adquirido una energía E. En el caso de aplicar la ecuación a reactores nucleares, se dice que un reactor es subcrítico cuando $k < 1$ y supercrítico cuando $k > 1$

Resolver esta ecuación exactamente es prácticamente imposible, analíticamente solo se puede resolver para situaciones muy sencillas. Por ejemplo, en el caso de no producirse scattering ni fisión, y que la fuente sea puntual en el origen emitiendo s neutrones por segundo, la ecuación se puede simplificar a:

$$-D\Delta\Phi + \Sigma_a\Phi = 0 \quad (15)$$

Cuya solución se puede obtener realizando los cambios de variable $\Phi = Y/r$ y $L^2 = \frac{D}{\Sigma_a}$:

$$\Phi(r) = \frac{se^{-r/L}}{4\pi Dr} \quad (16)$$

Sea dN el número de neutrones absorbidos por segundo en una capa esférica entre r y r+dr.

$$dN = \Sigma_a \Phi(r) 4\pi r^2 dr = \frac{s}{L^2} r e^{-r/L} dr \quad (17)$$

La probabilidad de absorción entre r y r+dr se puede determinar como:

$$p(r)dr = \frac{dN}{s} = \frac{r}{L^2} e^{-r/L} \quad (18)$$

4.4.2. Método de Monte Carlo

El método de Monte Carlo se utiliza como una alternativa a la ecuación de transporte. Las características de una población de neutrones propagándose por la materia se obtienen a partir de un muestreo estadístico de diferentes historias de neutrones individuales que sufren interacciones a lo largo de su trayectoria. Por lo tanto, esta técnica permite determinar el flujo de neutrones en un punto con determinada energía, el número de neutrones que cruzan por unidad de tiempo una superficie, la energía absorbida por el medio material (dosis), etc. Como estas cantidades son promedios estadísticos, tiene sentido realizar así el cálculo cuando se muestrea un número suficiente de historias adecuadamente caracterizadas.

Sea una fuente de neutrones en un medio infinito y homogéneo en el que estos interactúan (eventos) caracterizados por la sección eficaz macroscópica Σ , es posible determinar la probabilidad de que un neutrón sea absorbido entre x y $x+dx$. Ya se ha visto que dicha probabilidad de interacción $p(x')$ aparece en la ecuación (3), que está normalizada a 1 en todo el rango de valores. se define la distribución acumulativa como:

$$F(x) = \int_0^x p(x')dx' = \int_0^x e^{-x'\Sigma} dx' = 1 - e^{-\Sigma x} \quad (19)$$

$F(x)$ varía entre 0 y 1. El muestreo consiste en elegir al azar distancias x a las que se produce un evento pero de manera que tales distancias ocurran con la probabilidad correcta $p(x)$. Para ello, se usa un algoritmo matemático que generalmente se basa en la generación de números aleatorios R con distribución uniforme entre 0 y 1. Si R se sustituye por $F(x)$, se puede calcular la distancia x a la que tiene lugar el evento con la fórmula siguiente:

$$x = \frac{\text{Ln}(1 - R)}{\Sigma} \quad (20)$$

Se puede demostrar que el muestreo x tiene la probabilidad correcta $p(x)$ [7].

En este método se generan de forma aleatoria las trayectorias de los neutrones teniendo en cuenta la probabilidad de que estos sean absorbidos, dispersados, produzcan fisión, etc. Para cada paso que estos recorran se determinará si se produce uno de los sucesos, si es el caso se aplicará y se repetirá el proceso sucesivamente.

Al principio del capítulo se comentó que para resolver el problema utilizando el método de Monte Carlo es necesario conocer las secciones eficaces de los distintos tipos de interacciones en el medio. Por suerte, todos estos valores ya son conocidos y están tabulados. Por ejemplo, en la figura 4 se pueden observar las secciones eficaces totales de algunos de los materiales más utilizados en absorbentes, en función de la energía de los neutrones. Como los neutrones térmicos son muy importantes, es conveniente conocer las secciones eficaces de los compuestos más usuales para dichas energías (Tabla 2). Materiales como el Cd-113, Gd-157 o el B-10 van a ser excelentes absorbentes debido al alto valor de la sección eficaz. Además, existen tablas donde se pueden encontrar otras propiedades de dichos compuestos como son: composición,

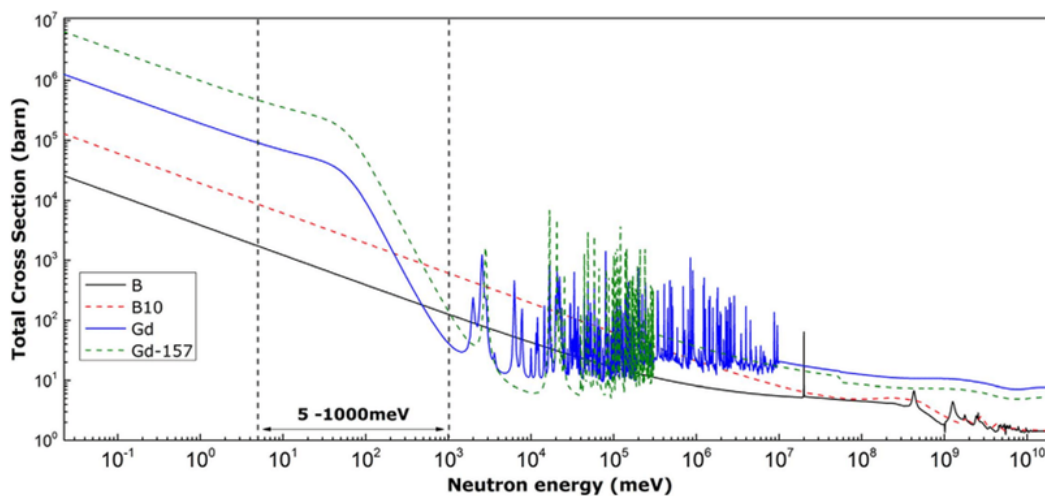


Figura 4: Sección eficaz total en función de la energía para B, B10, Gd, Gd-157

densidad, isótopos, etc [10]. Por otro lado, se pueden consultar documentos donde se encuentran los espectros de las fuentes (en este trabajo solo se utiliza el Cf-252).

El programa que se utilizará empleará la librería JENDL-04 con todos los datos necesarios para realizar el cálculo, solamente se necesitan caracterizar los materiales, la geometría y el espectro de la fuente.

Isótopo	Abundancia natural, %	σ_a (barns)
¹ H	99,985	0,333
² H	0,015	0,0005
³ He	99,99986	5333,0
⁶ Li	7,5	940
⁷ Li	92,5	0,045
¹¹³ Cd	12,22	20600,0
¹⁰ B	20	3835,0
¹¹ B	80	0,006
¹⁴⁹ Sm	13,9	42080,0
¹⁵⁵ Gd	14,8	61100,0
¹⁵⁷ Gd	15,7	259000

 Tabla 2: Secciones eficaces y abundancia natural en elementos típicos en blindajes para neutrones con $E = 0,025$ eV

Destacar que los absorbentes neutrónicos son muy útiles para el control de reactores nucleares. En efecto, al principio de la vida de un reactor el combustible está nuevo y, por tanto, tiene más capacidad de producir fisiones. A medida que se consume, esa capacidad disminuye. Por tanto, hay que controlarlo para que funcione a potencia constante. Al comienzo de la vida de las barras, estas son más reactivas que lo necesario para la criticidad ($k=1$) y el exceso de neutrones se controla por absorbentes que se añaden, ya sea en las barras combustible o en el agua de refrigeración. Alguno de ellos, como el boro, cadmio o gadolinio, se encuentran en la tabla. También se disuelven en las piscinas de almacenamiento de combustible gastado para seguridad, por si pudieran darse las condiciones de una reacción en cadena .

5. PRUEBAS INICIALES CON PHITS

5.1. PHITS

Como ya se ha mencionado, el programa que se va a utilizar es PHITS (Particle and Heavy Ion Transport code System) [11], se trata de una herramienta que se basa en el método de Monte Carlo. Permite trabajar con el transporte de partículas en un amplio rango de energías utilizando diferentes modelos de reacciones nucleares y librerías.

Las aplicaciones principales que se van a utilizar son: la función *"track"*, la cual permite representar las historias de todos los neutrones puestos en juego en la simulación, y la función *"t - point"*, la cual expresa el flujo de los neutrones en función de la energía para un punto espacial dado, es decir, su espectro de energías.

Los datos de entrada básicos del programa incluyen la especificación de la fuente (espectro y localización) y la distribución y composición química e isotópica de los materiales del medio en que los neutrones se propagan. Por ejemplo, el espectro de la fuente de Cf-252 que introduciremos en el INPUT se puede ver en la figura 5. Se trata de una fuente puntual de fisión espontánea, y se observa que tiene la forma característica de las mismas.

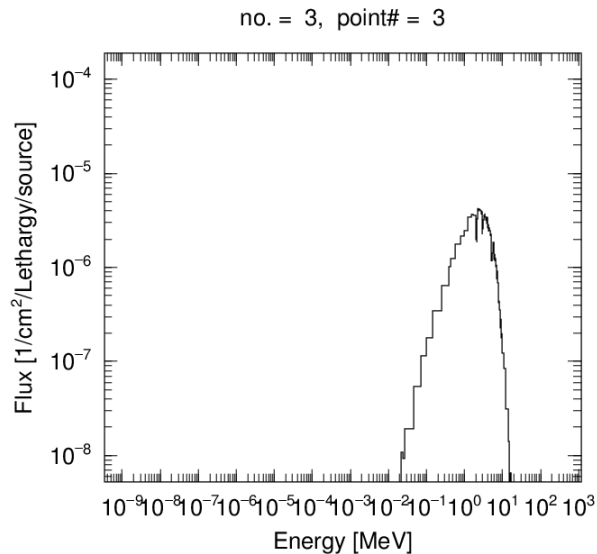


Figura 5: Espectro 252-Cf a 100 cm de la fuente en aire

5.1.1. Simulaciones iniciales utilizando agua ligera

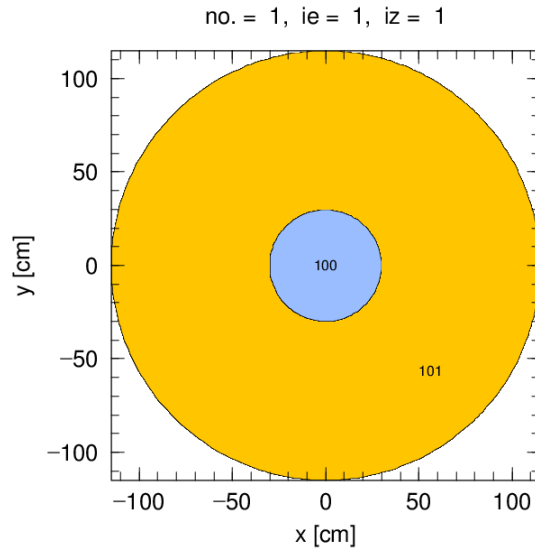


Figura 6: Geometría 1; Naranja: Aire; Azul: Agua ligera (radio=30 cm)

Como introducción al programa se han realizado una serie de simulaciones empleando H_2O . Se empezará utilizando la geometría de la figura 6, una esfera de 30 cm de radio de agua rodeada a su vez por otra de 100 cm de radio de aire, y fuera de esta última se encuentra el vacío. El programa finalizará la simulación una vez que todas las partículas sean absorbidas por el medio o una vez que estas salgan al vacío.

Se van a simular las historias de 1000 neutrones en esta configuración observando qué les ocurre (Figura 7). Muy pocos neutrones consiguen escapar del agua, prácticamente la totalidad de ellos son absorbidos en los primeros 10 cm de radio, esto es debido a la moderación y a la captura neutrónica por parte del agua ligera. Cambiamos el INPUT para que se emitan 100000 partículas y simulamos las historias (figura 8). En este caso hay muchas más trazas y no se distinguen unas de otras, se observa que unos cuantos neutrones, que no son absorbidos en el agua, llegan al vacío.

Además de las trazas, también se pueden representar los espectros en cualquier punto del espacio mediante la función "t-point". En todas las gráficas del trabajo las unidades del flujo que se van a emplear son: $[1/cm^2/Letargia/fuente]$.

La letargia o decaimiento logarítmico de la energía u es una unidad adimensional que se define como: $u = \ln(\frac{E_0}{E})$, donde E_0 es la energía de los neutrones de la fuente y E es la energía de los neutrones después de las colisiones.

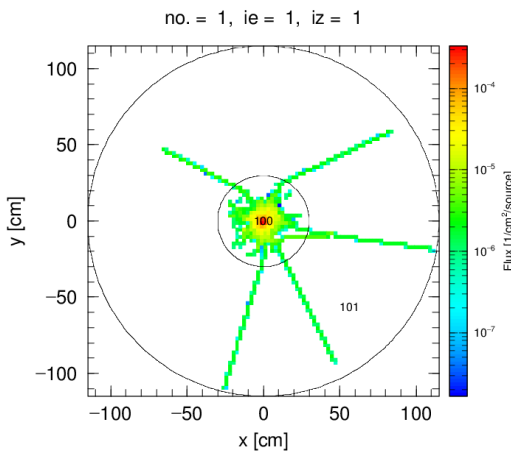


Figura 7: Geometría 1; 1000 neutrones

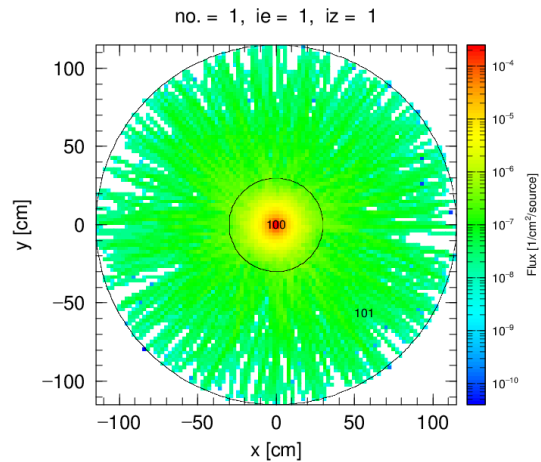


Figura 8: Geometría 1; 100000 neutrones

En las figuras 9 y 10 se ve la diferencia entre el espectro obtenido para 1000 y 100000 partículas a una distancia de 100 cm de la fuente. Con el segundo espectro se consigue una mayor definición debido al mayor número de neutrones puesto en juego (a más partículas mejor estadística del proceso). Cuanto mayor es el número de neutrones, mayor es el tiempo que necesita el programa para hacer la simulación. En este trabajo no se realizarán simulaciones con más de 100000 neutrones. Se ha tomado esta decisión porque, aunque los espectros no estén tan definidos, los resultados físicos que nos interesan son los mismos que si se tomase una muestra mucho mayor. Si se quisiera obtener espectros más precisos se necesitaría que la fuente emitiese al menos un millón de neutrones. Las simulaciones que se realizarán en este TFG tienen una duración corta, aproximadamente de unos 15 minutos.

El espectro de la figura 10 presenta dos picos en los extremos. El segundo de ellos tiene la forma del espectro característico del californio, esto se debe a que una parte de los neutrones emitidos no se moderan y al ser muy abundantes el pico no desaparece. La aparición del otro pico se debe al efecto moderador del agua ligera y alcanza el máximo entorno a 0,025 eV. Se trata, por tanto de la componente térmica del espectro.

El valor más bajo del espectro se encuentra aproximadamente en $4 \cdot 10^{-9}$ MeV, esto implica que, cuando un neutrón alcanza una energía inferior a esa, es absorbido totalmente por el material.

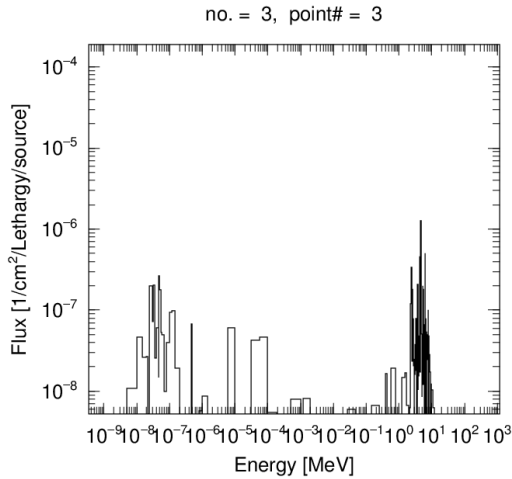


Figura 9: Geometría 1; 1000 neutrones a 100 cm

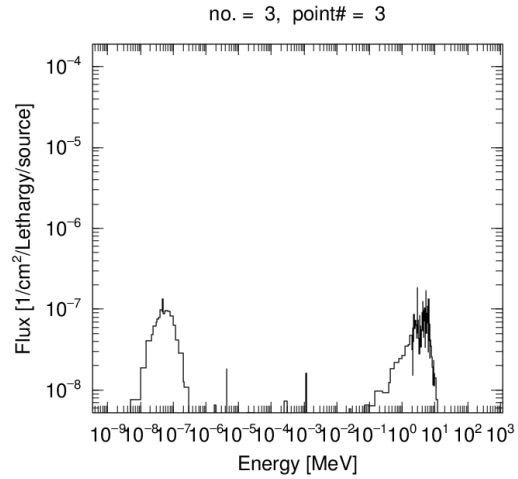


Figura 10: Geometría 1; 100000 neutrones a 100 cm

5.1.2. Dependencia con el radio

A continuación, se estudiará la dependencia de las trayectorias y los espectros con el radio del blindaje. Parece obvio pensar que a menor radio, menos neutrones son absorbidos por el material. Por el contrario, a mayor radio más neutrones deberían ser absorbidos. Las geometrías que se utilizarán serán las mismas que antes pero con diferentes radios de agua ligera; la geometría 2 es igual a la 1 pero con radio de 15 cm, y la geometría 3 es igual pero con radio de 50 cm.

Como en el caso anterior, se hará la comparación entre 1000 y 100000 partículas. Las historias para 1000 neutrones quedan representadas en las figuras 11 y 12.

El resultado es el esperado, con $R=15$ cm aparecen más trazas en el aire que con $R=30$ cm, y para $R=50$ cm ningún neutrón escapa de la esfera de agua.

El resultado cuando la fuente emite 100000 partículas se encuentra en las figuras 13 y 14. Para el radio menor, hay tantas historias que son indistinguibles, sin embargo, como la distribución de colores depende de la distancia radial, se concluye que una gran parte de los neutrones son absorbidos en el agua. En el aire se puede observar una disminución del flujo (pasa de amarillo a verde), como solo vemos los colores no se puede diferenciar si la disminución de flujo es debido a la absorción de neutrones en el medio, o a la expansión de los neutrones en el volumen (en el caso de que en el aire no hubiera nada de absorción, el flujo sería menor para radios superiores). Para el $R=50$ cm se observan muy pocas historias, por lo tanto, se puede interpretar como que el espectro que se genere tendrá una fluctuación estadística mayor y no se representará por dicho motivo.

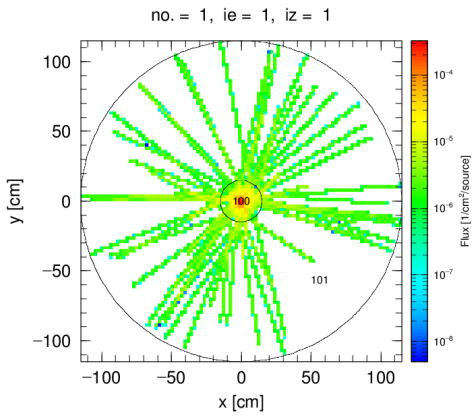


Figura 11: Geometría 2; 1000 neutrones

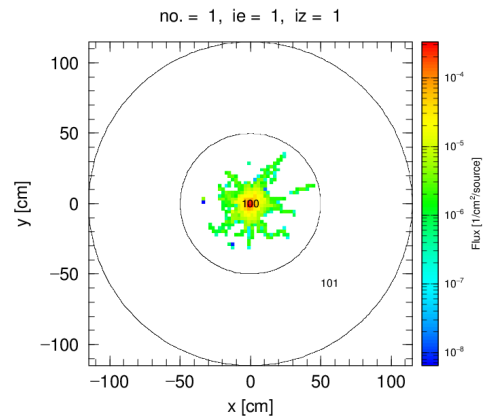


Figura 12: Geometría 3; 1000 neutrones

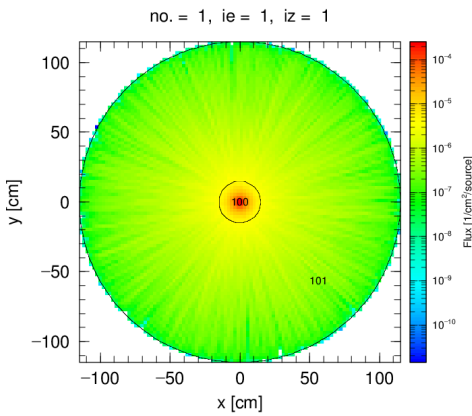


Figura 13: Geometría 2; 100000 neutrones

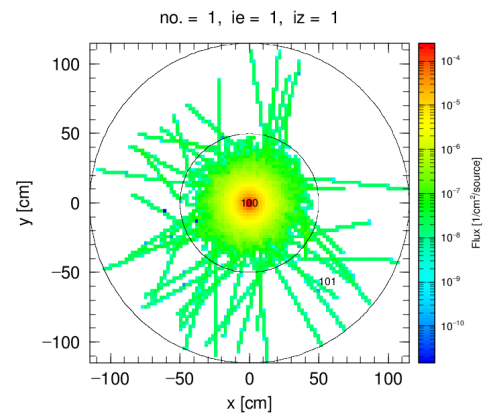


Figura 14: Geometría 3; 100000 neutrones

Simulando el caso de $R=15$ cm, el "t-point" que se obtiene viene dado en la figura 15.

El espectro contiene dos picos en los extremos además de una zona llana en el centro. Este espectro está mucho más definido que el caso de $R=30$ cm, esto se debe a que muchos más neutrones han conseguido escapar del agua y por tanto, se tienen muchos más datos (estadísticamente es mucho mejor).

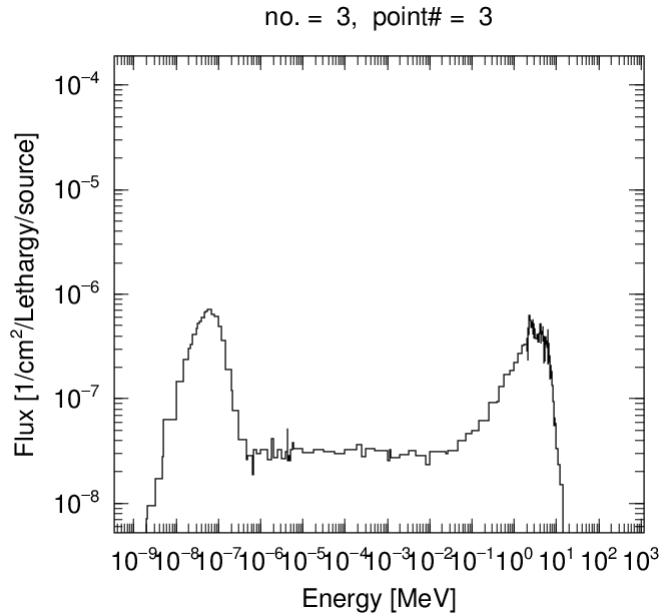


Figura 15: Geometría 2; 100000 neutrones a 100 cm

5.1.3. Agua pesada

A continuación, se comparará el agua ligera con agua pesada (D_2O). Se sabe que este compuesto es mucho menos absorbente que el agua ligera, además de ser notoriamente más caro, por lo tanto, se puede considerar un absorbente peor. Sin embargo, nos interesa conocer su efecto sobre el espectro.

Realizaremos las mismas simulaciones, configuraciones y cantidad de neutrones emitidos por la fuente que para el agua ligera. Las geometrías 4, 5 y 6 corresponden a un blindaje de 15, 30 y 50 cm de agua pesada, y todas ellas rodeadas a su vez de una esfera de aire de 100 cm. Los tracks para 1000 neutrones están en las figuras 16, 17 y 18.

Comparando estas gráficas con las del agua ligera, se puede deducir que este último absorbe más, debido a que más neutrones consiguen llegar al aire, era lo esperado debido a que tiene una sección eficaz de absorción mayor (en la tabla 2 se vió para los neutrones térmicos). Para los espectros, solamente se representarán los simulados para 100000 partículas, porque ya hemos determinado que son más precisos debido a la estadística del proceso (figura 19, 20, 21).

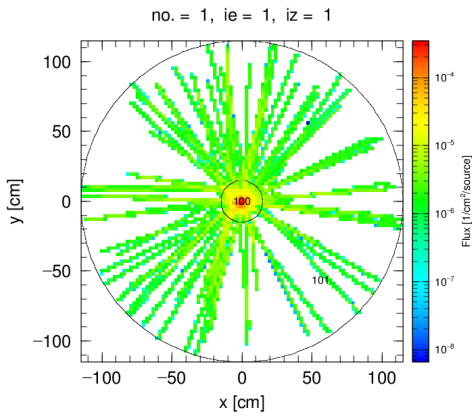


Figura 16: Geometría 4; 1000 neutrones

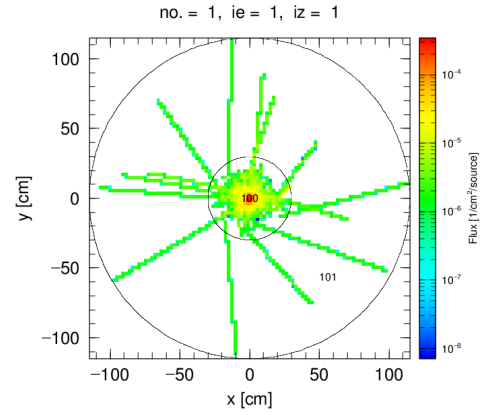


Figura 17: Geometría 5; 1000 neutrones

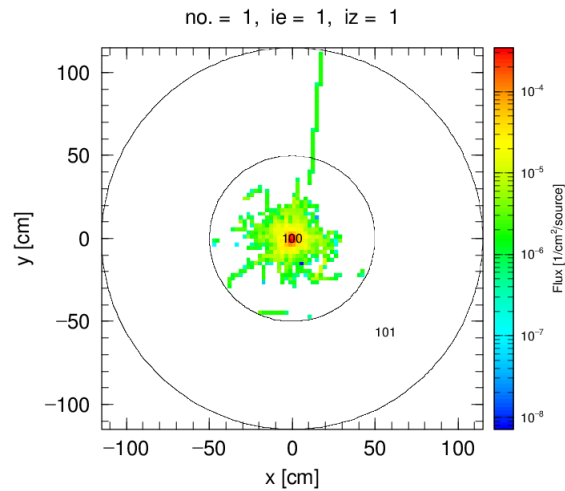


Figura 18: Geometría 6; 1000 neutrones

Observando las 3 gráficas a la vez, la primera conclusión a la que se llega, es que a medida que aumentamos el radio, los neutrones más energéticos son cada vez más infrecuentes, lo cual tiene sentido debido a que estos se van a ir moderando en el medio. Para los tres casos, a medida la energía es más cercana a la de los neutrones térmicos, el flujo aumenta, y la explicación es la misma que en el agua ligera. Se comprueba que según aumenta el radio, los neutrones en zonas intermedias son más abundantes hasta el punto que se invierte el signo

de la pendiente del espectro. Para el radio de 15 cm la pendiente es positiva y para 30 y

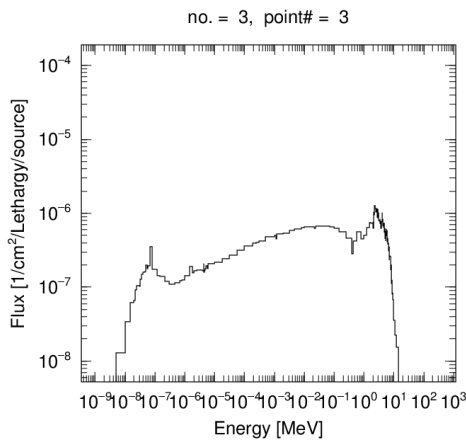


Figura 19: Geometría 4; 100000 neutrones a 100 cm

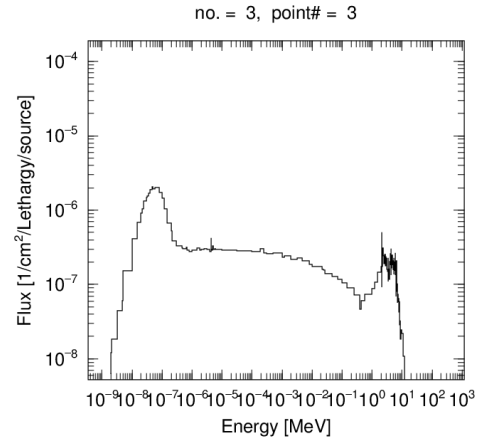


Figura 20: Geometría 5; 100000 neutrones a 100 cm

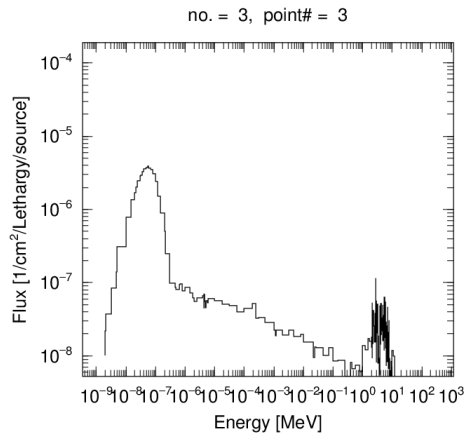


Figura 21: Geometría 6; 100000 neutrones a 100 cm

50 negativa. Debido a la alta acumulación de neutrones térmicos, se puede concluir que al material le cuesta absorberlos a pesar de que los modera. En el radio mayor se observa que para energías altas los neutrones que han sobrevivido son escasos, y provoca que el espectro tenga fluctuaciones, esto se podría mejorar haciendo simulaciones con un número mayor de historias neutrónicas.

Comparando las gráficas de las figuras 15 y 19, se comprueba que en el agua pesada hay una proporción menor de neutrones térmicos que en la ligera, sin embargo, existen más epitérmicos (debido a que una colisión con una molécula de agua ligera modera más que con una de agua pesada (la explicación es la ecuación 11 y que la sección eficaz de dispersión elástica del D es menor que la del H)). A causa de esta diferencia, existen aplicaciones en el control de reactores por variación espectral, ya que para agua pesada hay menos neutrones en el rango térmico, que es donde mayor es la sección eficaz de fisión. De esta forma, al principio, el agua del reactor lleva una mayor proporción de agua pesada y según el combustible se va consumiendo se va aumentando la proporción de agua ligera. Aunque esto solo se usa en reactores de investigación, en los comerciales no se utiliza por ser un proceso demasiado complicado [12].

5.2. Influencia de las paredes

A continuación, se realizarán simulaciones teniendo en cuenta las paredes de la habitación. Se empezará estudiando una situación dada por una fuente en el centro de una habitación sin paredes, representada por la siguiente geometría 7: Una habitación de 650 cm de radio en la que dentro hay aire.

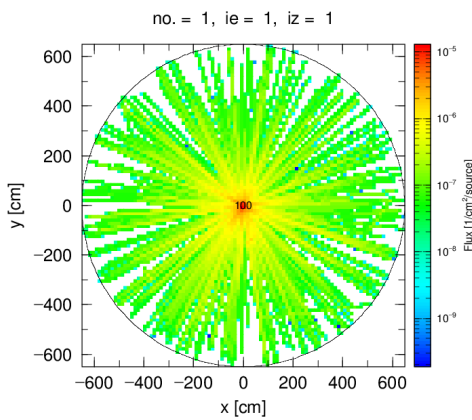


Figura 22: Geometría 7; 1000 neutrones

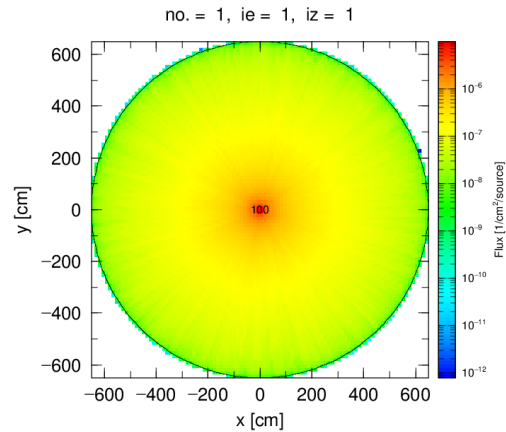


Figura 23: Geometría 7; 100000 neutrones

Esta configuración nos va a permitir obtener el espectro del californio-252 en el aire. Cabe esperar que a la hora de realizar las historias, se vea que casi la totalidad de los neutrones no son absorbidos en el medio. El resultado de la simulación se encuentra en las figuras 22 y 23. Se confirma que aparecen una gran cantidad de trazas. Vamos a hacer la medida del espectro a 1 m de la fuente (justamente coincide con la figura 5) y en un sitio que este muy

cercano a donde se vaya a situar la pared, la posición de la misma estará a 4 m del centro de la sala, realizaremos el espectro en un punto a 3,8 m del centro (figura 24).

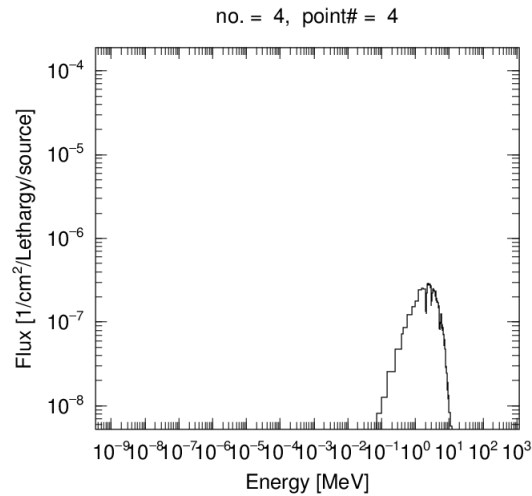


Figura 24: Geometría 7; 100000 neutrones a 380 cm

En ambos espectros, el valor del flujo más alto se encuentra entorno a 2 o 3 MeV, lo cual es de esperar debido a que el californio presenta el máximo de emisión entorno a esos valores. Además, vemos que en el punto más alejado del centro de la sala, el máximo permanece en el mismo sitio (es decir, prácticamente no se modera) y se hace cero el flujo en las energías menos pobladas (se estrecha el espectro debido a la absorción de los neutrones con energías menos pobladas).

5.2.1. Pared de hormigón

Como en el LPN, la fuente se sitúa en una habitación cerrada de unos 8 m de lado con paredes de 1 m de hormigón. Se tratará de representar esa geometría en el INPUT. Se ha empleado hormigón ordinario (NBS 04). [10]. Su composición se encuentra en la tabla 3. Se comprobará

Elemento	Concentración peso	Concentración atómica
H	0,005558	0,103586
O	0.498076	0.584810
Na	0.017101	0.013974
Mg	0.002565	0.001983
Al	0.045746	0.031850
Si	0.315092	0.210755
S	0.001283	0.000751
K	0.019239	0.009244
Ca	0.082941	0.038877
Fe	0.012398	0.004171

Tabla 3: Composición hormigón NBS 04

si el efecto de las paredes influye en el espectro. La geometría de la habitación del LPN la vamos a aproximar a la de la figura 25.

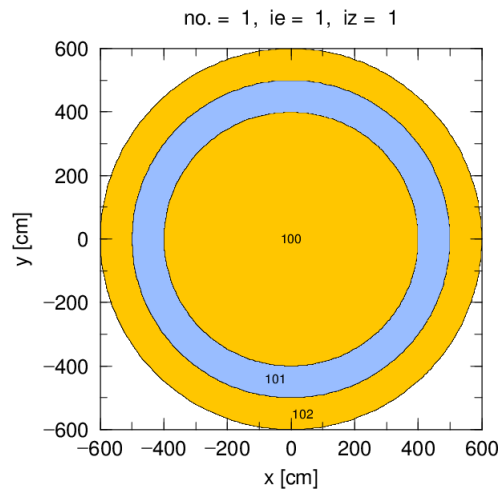


Figura 25: Geometría 8; Naranja: Aire; Azul: Hormigón ordinario

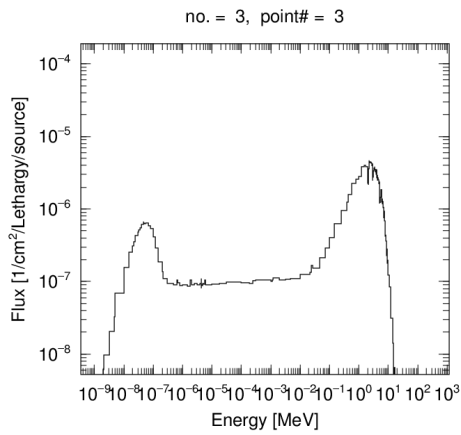


Figura 26: Geometría 8; 100000 neutrones a 100 cm

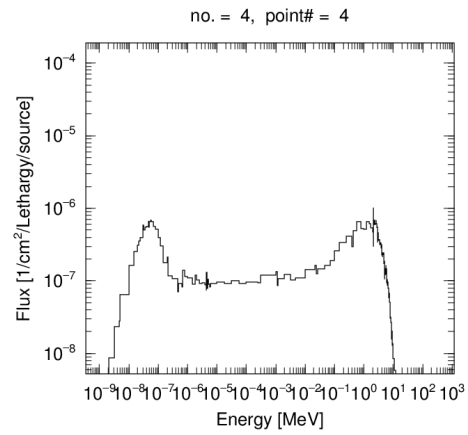


Figura 27: Geometría 8; 100000 neutrones a 380 cm

Simulando 100000 historias se obtienen los espectros en los mismos puntos que en la simulación sin paredes (Figura 26 y 27). En ambas posiciones sigue apareciendo el pico del espectro del californio en aire, pero además, aparecen neutrones menos energéticos generando un pico en la zona de los térmicos. Al añadir las paredes el espectro se asemeja al caso en que los neutrones se moderaban debido al medio.

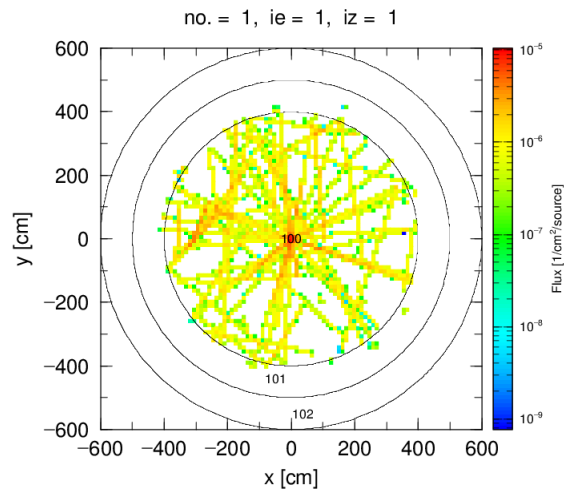


Figura 28: Geometría 8; 100 neutrones

También, se observa que la altura del pico térmico no depende de la posición a la fuente. Para explicar este cambio en el espectro se observarán las historias de 100 neutrones con el fin de ver los detalles del proceso (figura 28).

Se advierte que los neutrones al llegar a la pared rebotan perdiendo parte de su energía. Suponiendo que la fuente emite más, por ejemplo 100000, se podría visualizar si los neutrones consiguen salir de la habitación (figura 29).

Se observa que una pequeña parte de los neutrones muestreados consiguen atravesar la pared por completo. Se deduce también que simulando un número suficiente de historias se puede garantizar la seguridad de las personas de fuera de la sala.

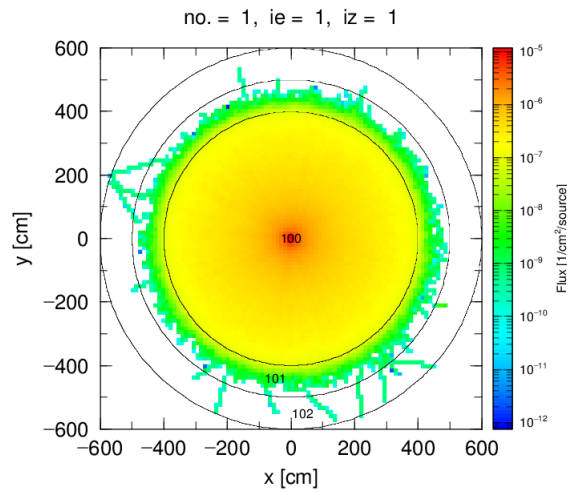


Figura 29: Geometría 8; 10000 neutrones

6. ESTUDIO Y DISEÑO DE BLINDAJES

En este apartado se van a estudiar diferentes blindajes para el Cf-252. Se analizarán los espectros y veremos la dependencia con el radio del blindaje, con las paredes y con la posición respecto a la fuente, y se compararán dichos resultados.

6.1. Polietileno

El polietileno presenta una densidad de 0.930 g/cm^3 y una relación atómica dada por C_2H_4 . Ser realizará el mismo análisis que se ha llevado a cabo en el resto del trabajo, pero ahora con el blindaje alrededor de la fuente. Para ver la dependencia con la posición y las paredes, las geometrías que se van a utilizar serán un recubrimiento de 20 cm de radio de polietileno en las distribuciones tanto con como sin pared (figura 30 y 31).

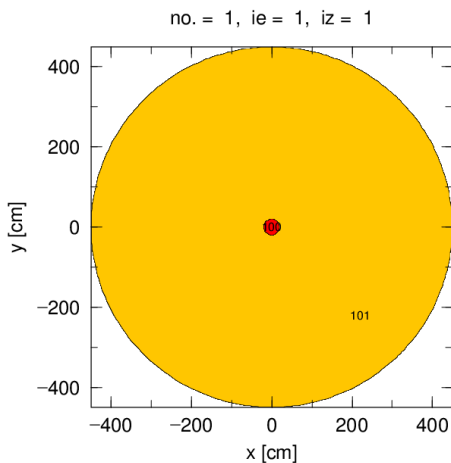


Figura 30: Geometría 9; Naranja: Aire; Rojo: Polietileno (radio=20 cm)

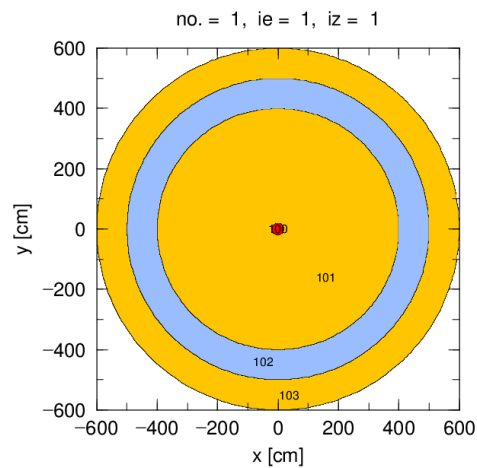


Figura 31: Geometría 10; Naranja: Aire; Azul: Hormigón ordinario; Rojo: Polietileno (radio=20 cm)

Se simularán para las dos geometrías el caso en el que la fuente emite 1000 y 100000 partículas para poder analizar los procesos que se llevan a cabo.

En las figuras 32 y 33 se representan los resultados para el caso sin paredes, y en las figuras 34 y 35 para el caso con paredes. En la simulación con 1000 trazas se observa que han conseguido salir del blindaje algunos neutrones, pero la mayor parte de ellos han sido absorbidos por el material.

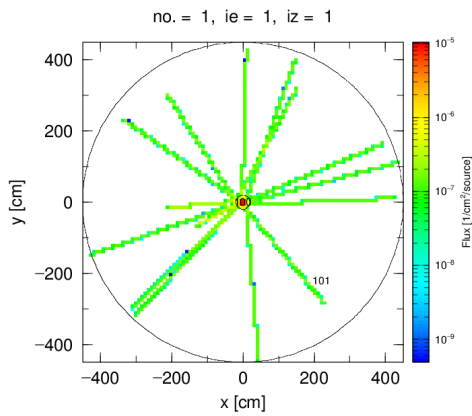


Figura 32: Geometría 9; 1000 neutrones; 20 cm

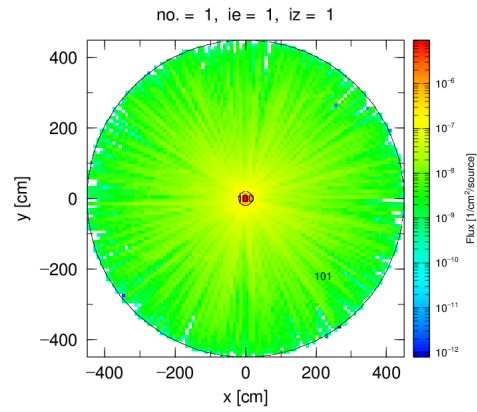


Figura 33: Geometría 9; 100000 neutrones; 20 cm

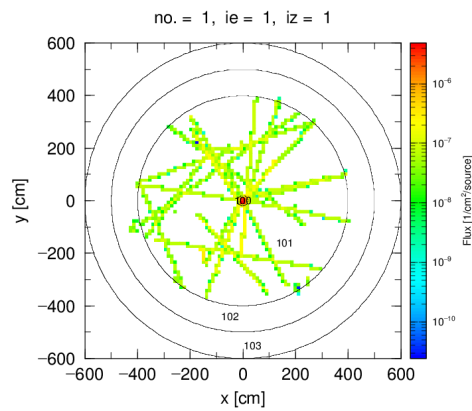


Figura 34: Geometría 10; 1000 neutrones; 20 cm

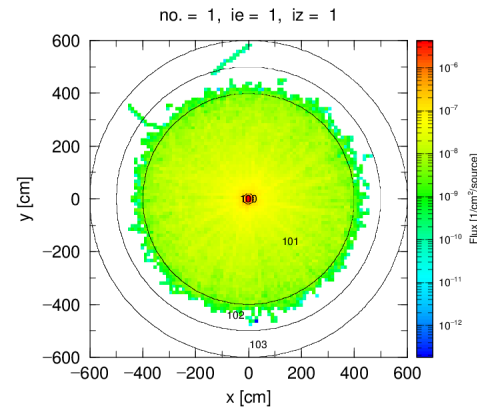


Figura 35: Geometría 10; 100000 neutrones; 20 cm

Como en el apartado anterior, se observa el efecto de las paredes. En las historias de los neutrones se puede ver que estos han rebotado contra las paredes o han sido absorbidos por las mismas. Se puede presuponer que una parte de los neutrones que han salido del polietileno se han moderado. Se comprobará que eso es cierto observando los espectros. Se compararán los espectros a 100 cm de la fuente y a 350 cm (cerca de las paredes).

La figura 36 corresponde al caso sin paredes, y la figura 37 corresponde al caso con paredes, ambos a 100 cm de la fuente.

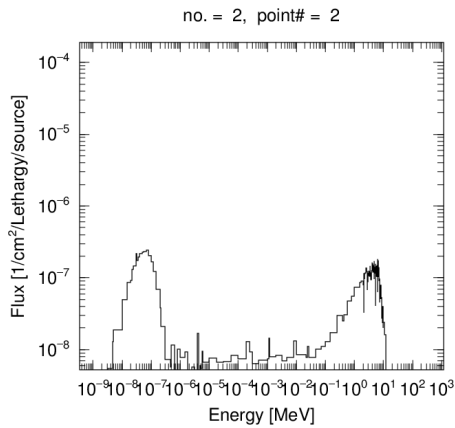


Figura 36: Geometría 9; 100000 neutrones a 100 cm

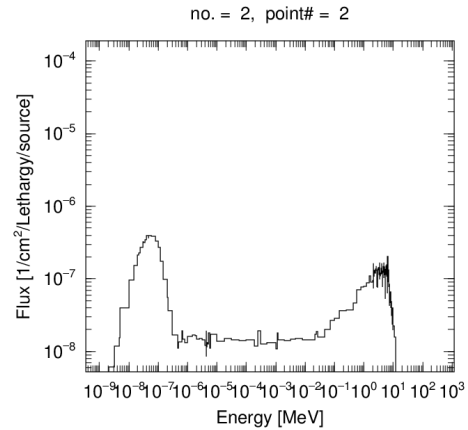


Figura 37: Geometría 10; 100000 neutrones a 100 cm

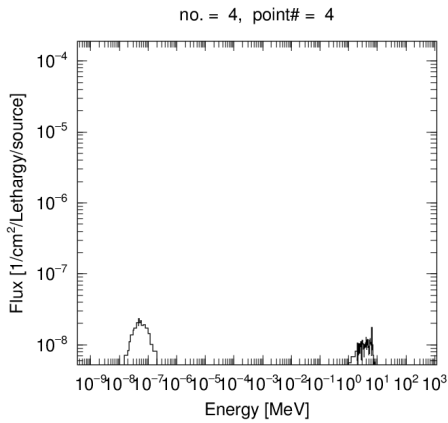


Figura 38: Geometría 9; 100000 neutrones a 350 cm

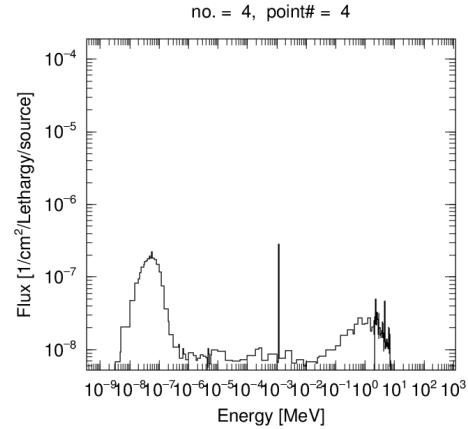


Figura 39: Geometría 10; 100000 neutrones a 350 cm

Es de destacar que en el caso sin paredes, el flujo es prácticamente nulo en todo el espectro menos en los picos. Esto se debe a que el polietileno ha moderado mucho (los neutrones rápidos pasan a ser térmicos debido a muy pocas interacciones con los átomos). Por otro lado, el efecto de las paredes produce rebotes de las partículas provocando la aparición de neutrones con energías intermedias.

Las figuras 38 y 39 representan la misma simulación pero a 350 cm de la fuente. En esta situación los flujos son muy pequeños debido a que hay pocos neutrones, prácticamente la totalidad de ellos son los característicos del espectro del californio y los térmicos.

También se puede simular la variación del espectro debido al efecto del radio del blindaje. Por ejemplo, para el caso de la habitación con paredes en un punto a 100 cm de la fuente. Se realizará la simulación con una emisión de 100000 neutrones para los casos de radios de 15 y 30 cm de blindaje.

Llamaremos geometría 11 y 12 a una geometría igual a la 10, pero con radios de polietileno de 15 y 30 cm respectivamente. Mediante la simulación se obtienen los espectros de las imágenes 40 y 41.

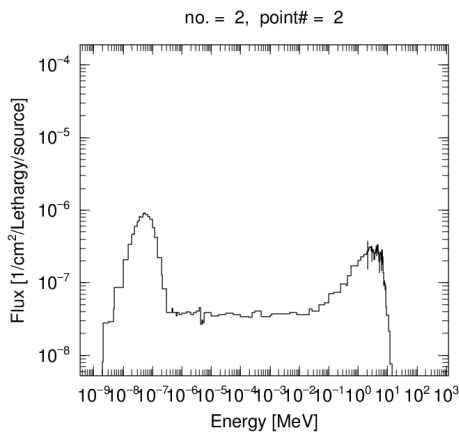


Figura 40: Geometría 11; 100000 neutrones a 100 cm

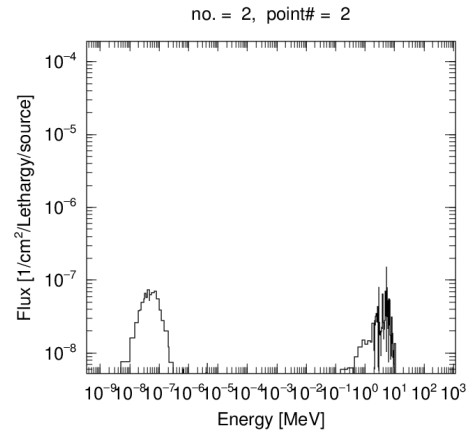


Figura 41: Geometría 12; 100000 neutrones a 100 cm

Como era de esperar el radio del blindaje tiene un gran efecto en el espectro. Para el radio de 30 cm solamente aparecen los neutrones más probables del californio y los térmicos. Para el radio de 15 cm la absorción de neutrones es mucho menor permitiendo salir del material neutrones con energías intermedias.

6.2. Agua pesada

En este apartado se va a estudiar el blindaje con agua pesada. Se realizarán simulaciones similares a las del polietileno. Las geometrías que se propondrán son: Geometría 13, una esfera de agua pesada de 15 cm de radio rodeada de una de aire de 600 cm y Geometría 14, igual que la geometría 13 pero con las paredes de un metro de hormigón a 4 m del centro

En las imágenes 42 y 43 se observan las historias del caso sin paredes en simulaciones con 1000 y 100000 neutrones. Se puede comparar el resultado con la situación sin blindaje y se advierte que parte de las partículas han sido absorbidas por el agua pesada.

También se pueden observar las mismas simulaciones pero con paredes (figuras 44 y 45) y comprobar que los neutrones al llegar a una pared o son absorbidos por la misma o rebotan devolviéndolos al aire.

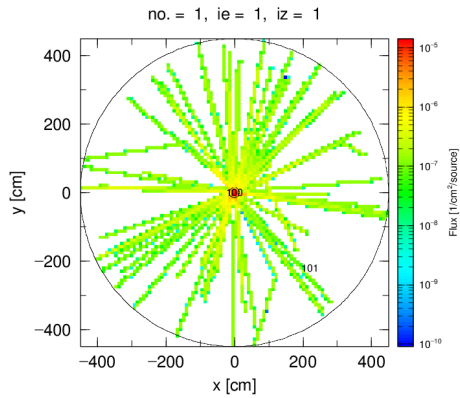


Figura 42: Geometría 13; 1000 neutrones; 15 cm

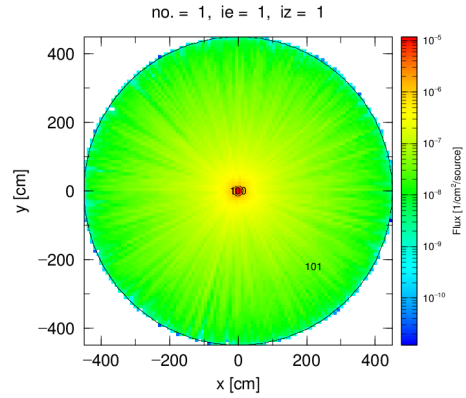


Figura 43: Geometría 13; 100000 neutrones; 15 cm

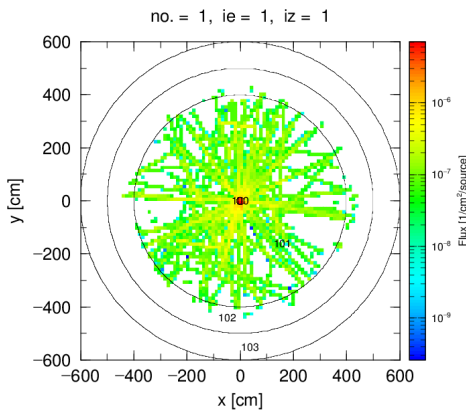


Figura 44: Geometría 14; 1000 neutrones; 15 cm

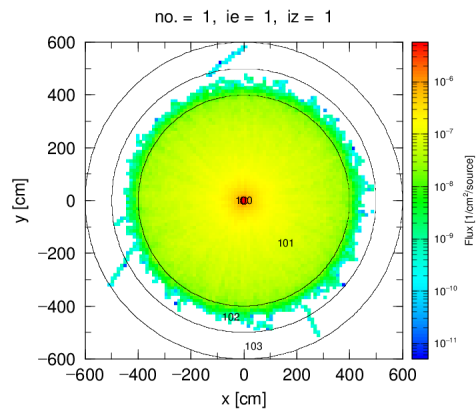


Figura 45: Geometría 14; 100000 neutrones; 15 cm

Se pueden determinar los espectros para estas configuraciones, en las figuras 46 y 47 se tienen los casos sin paredes a 100 y 380 cm de la fuente. Se observa que el pico del californio sigue estando presente, también aparecen muchos neutrones moderados con un amplio rango de energías. Como era de esperar la diferencia debido a la distancia a la fuente se debe principalmente a las leyes de difusión.

Al introducir las paredes (figuras 48 y 49) ocurre como en situaciones anteriores, al rebotar los neutrones pierden parte de su energía. Se observa que al situarse cerca de la pared se tienen más neutrones térmicos que rápidos, debido al efecto de la misma.

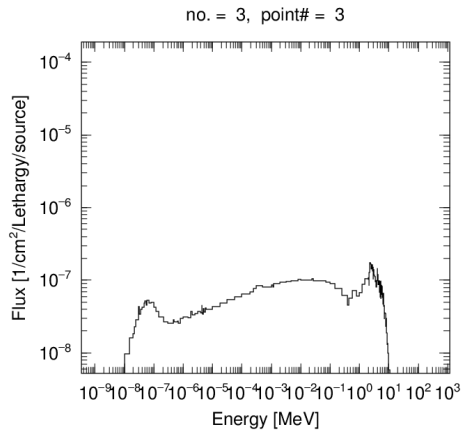


Figura 46: Geometría 13; 100000 neutrones a 100 cm

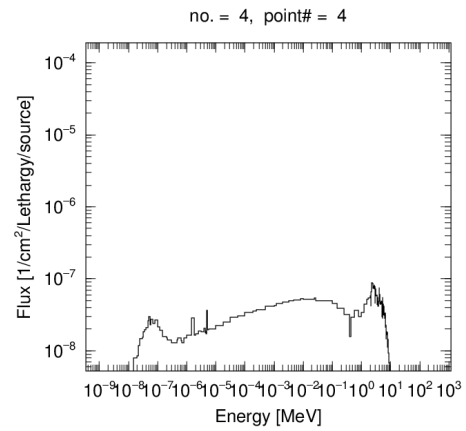


Figura 47: Geometría 13; 100000 neutrones a 380 cm

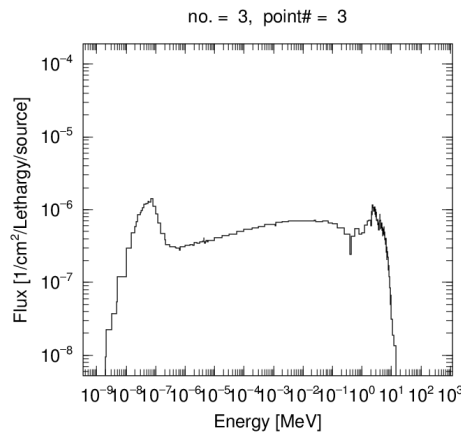


Figura 48: Geometría 14; 100000 neutrones a 100 cm

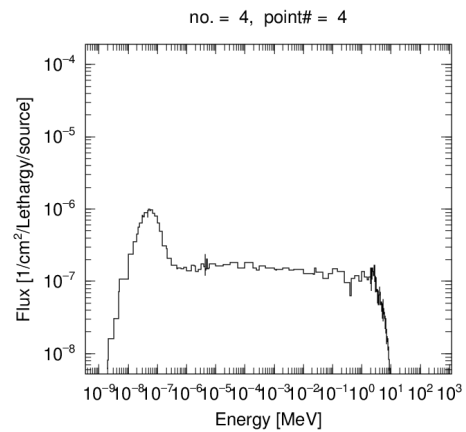


Figura 49: Geometría 14; 100000 neutrones a 380 cm

De esta forma, se han obtenido los espectros de la fuente de Cf-252 moderada con agua pesada cuando esta se sitúa en el centro de una habitación con paredes de hormigón. Esta simulación se podría comparar con las medidas experimentales que se realicen en el CIEMAT y comprobar la validez de las aproximaciones que se han realizado.

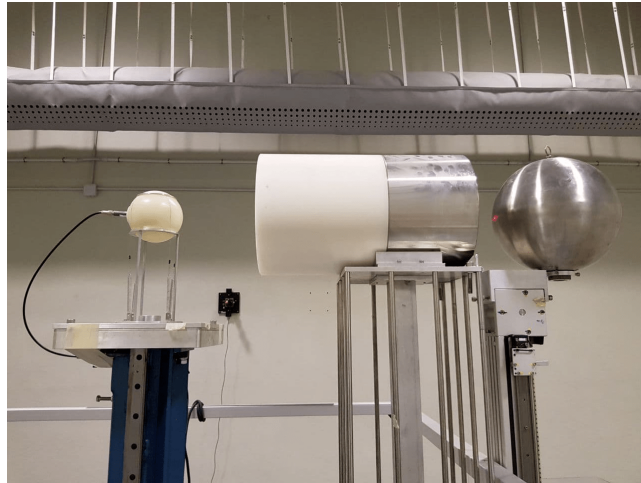


Figura 50: Equipo de calibración del LPN con esfera de agua pesada, bloque de sombra y detector dentro de una esfera de Bonner

La forma en la que se podría determinar el espectro es empleando un equipo de calibración. En el LPN se utiliza el montaje de la figura 50. La esfera metálica es el blindaje de 15 cm de radio, la de polietileno alberga en su centro un detector proporcional de ^3He . El cilindro (denominado bloque de sombra) se utiliza para eliminar la componente directa de la fuente. Se realizan dos medidas, sin bloque de sombra y con él, de tal manera que se tendrá la contribución total sobre el detector de los neutrones directos y los dispersados por las paredes, suelo y techo, por un lado, y sólo la contribución de los dispersos. La diferencia entre ambas medidas nos permite determinar la contribución directa, que es la que nos interesa.

7. CONCLUSIONES

Para terminar este trabajo, destacar que este estudio me ha dado la oportunidad de descubrir un tema completamente nuevo para mí como es la física de neutrones, y además, he podido familiarizarme con el método de Monte Carlo, que constituye una técnica de enorme interés en la actualidad y ampliamente utilizada para estudiar el transporte de partículas, como es el caso de los neutrones. La realización de este TFG también me ha permitido comprender algunos aspectos fundamentales sobre reactores nucleares, como por ejemplo, los conceptos de fisión, reacción en cadena o criticidad.

En este TFG se ha simulado una fuente neutrónica de Cf-252 en diferentes condiciones empleando para ello el código Monte Carlo PHITS y se han obtenido algunos resultados de interés:

- Se ha determinado el espectro neutrónico de la fuente desnuda y rodeada por medios moderadores de tamaño variable y se ha comprobado el efecto de incrementar su espesor o cambiar el tipo de material empleado.
- Se ha comprobado cómo afecta al espectro original de la fuente el rodearla con un medio moderador de agua ligera o de agua pesada, lo cual permite deducir algunas propiedades de estos materiales.
- También se ha observado el efecto de introducir las paredes de la sala de irradiación y cómo se produce una componente de neutrones retrodispersados en el rango térmico del espectro neutrónico. Por tanto, es muy importante tener en cuenta estos elementos en las simulaciones pues afectan directamente a los resultados del espectro. Se han analizado diversos espesores de hormigón para analizar su comportamiento como blindaje neutrónico. Cálculos más precisos implicarían el uso de geometrías más complejas y la definición de los materiales específicos empleados.
- Estos cálculos podrían y deberían compararse con medidas experimentales para comprobar su validez o con cálculos previos ya validados. No obstante, y pese a tratarse de modelos muy sencillos los resultados son cualitativamente similares a los obtenidos por el LPN por ejemplo para el caso de la esfera de agua pesada rodeando la fuente de ^{252}Cf [13] o los que presenta la norma ISO [14].
- En relación al programa empleado PHITS, este TFG me ha permitido familiarizarme con este código y con el método Monte Carlo. He podido comprobar el efecto del número de partículas simuladas en la precisión de los resultados concluyendo que se necesita un mínimo de partículas simuladas para que los resultados sean aceptables, concretamente se requerirían al menos un millón de neutrones iniciales, para poder crear espectros con

pocas perturbaciones de simulaciones sencillas como en nuestro caso. Para geometrías mínimamente complicadas, se deduce que un número mucho mayor es necesario y que los cálculos pueden llegar a durar días o incluso más tiempo.

A partir de este estudio se podría realizar un análisis similar empleando otra de las fuentes del LPN, como la de AmBe-241, u otros blindajes como por ejemplo, mezclas de materiales moderadores de compuestos de elementos ligeros con absorbentes como el boro (se utiliza en las puertas de acceso a instalaciones en las que existe un flujo neutrónico, y proporciona protección con un peso mucho menor).

La metodología Monte Carlo aprendida en este TFG podría emplearse en muy diversas aplicaciones, como la protección radiológica, el diseño y la optimización de blindajes [15], el desarrollo de nuevos materiales con propiedades como blindaje frente a las radiaciones [16], la determinación de la respuesta de equipos [17] o los cálculos de criticidad de reactores nucleares [7], e incluso algunas más específicas como por ejemplo simular el contenido de humedad del suelo [18] o estudiar los neutrones cósmicos y las amenazas que suponen a nuestra tecnología satelital [19].

8. ÍNDICE DE FIGURAS

Índice de figuras

1.	Esquema sala de radiación LPN [5]	7
2.	Neutrones desplazándose a velocidad v incidiendo sobre una lámina de espesor d	9
3.	Detector de gas compuesto de trifluoruro de boro	14
4.	Sección eficaz total en función de la energía para B. B10, Gd. Gd-157	18
5.	Espectro 252-Cf a 100 cm de la fuente en aire	20
6.	Geometría 1; Naranja: Aire; Azul: Agua ligera (radio=30 cm)	21
7.	Geometría 1; 1000 neutrones	22
8.	Geometría 1; 100000 neutrones	22
9.	Geometría 1; 1000 neutrones a 100 cm	23
10.	Geometría 1; 100000 neutrones a 100 cm	23
11.	Geometría 2; 1000 neutrones	24
12.	Geometría 3; 1000 neutrones	24
13.	Geometría 2; 100000 neutrones	24
14.	Geometría 3; 100000 neutrones	24
15.	Geometría 2; 100000 neutrones a 100 cm	25
16.	Geometría 4; 1000 neutrones	26
17.	Geometría 5; 1000 neutrones	26
18.	Geometría 6; 1000 neutrones	26
19.	Geometría 4; 100000 neutrones a 100 cm	27
20.	Geometría 5; 100000 neutrones a 100 cm	27
21.	Geometría 6; 100000 neutrones a 100 cm	27
22.	Geometría 7; 1000 neutrones	28
23.	Geometría 7; 100000 neutrones	28
24.	Geometría 7; 100000 neutrones a 380 cm	29
25.	Geometría 8; Naranja: Aire; Azul: Hormigón ordinario	30
26.	Geometría 8; 100000 neutrones a 100 cm	31

27.	Geometría 8; 100000 neutrones a 380 cm	31
28.	Geometría 8; 100 neutrones	31
29.	Geometría 8; 10000 neutrones	32
30.	Geometría 9; Naranja: Aire; Rojo: Polietileno (radio=20 cm)	33
31.	Geometría 10; Naranja: Aire; Azul: Hormigón ordinario; Rojo: Polietileno (radio=20 cm)	33
32.	Geometría 9; 1000 neutrones; 20 cm	34
33.	Geometría 9; 100000 neutrones; 20 cm	34
34.	Geometría 10; 1000 neutrones; 20 cm	34
35.	Geometría 10; 100000 neutrones; 20 cm	34
36.	Geometría 9; 100000 neutrones a 100 cm	35
37.	Geometría 10; 100000 neutrones a 100 cm	35
38.	Geometría 9; 100000 neutrones a 350 cm	35
39.	Geometría 10; 100000 neutrones a 350 cm	35
40.	Geometría 11; 100000 neutrones a 100 cm	36
41.	Geometría 12; 100000 neutrones a 100 cm	36
42.	Geometría 13; 1000 neutrones; 15 cm	37
43.	Geometría 13; 100000 neutrones; 15 cm	37
44.	Geometría 14; 1000 neutrones; 15 cm	37
45.	Geometría 14; 100000 neutrones; 15 cm	37
46.	Geometría 13; 100000 neutrones a 100 cm	38
47.	Geometría 13; 100000 neutrones a 380 cm	38
48.	Geometría 14; 100000 neutrones a 100 cm	38
49.	Geometría 14; 100000 neutrones a 380 cm	38
50.	Equipo de calibración del LPN con esfera de agua pesada, bloque de sombra y detector dentro de una esfera de Bonner	39

9. BIBLIOGRAFÍA

Referencias

- [1] FORO NUCLEAR, *Foro nuclear con datos de REE*, <https://www.foronuclear.org/>.
- [2] R. MENDEZ, M.P. IÑIGUEZ , J. M. MARTI-CLIMENT , I PEÑUELAS , H. R. VEGA-CARRILLO y R. BARQUERO, *Study of the neutron field in the vicinity of an unshielded PET cyclotron*, *Physics in Medicine and Biology* 50, 5141-5152 (2005).
- [3] M. VOYTCHEV , M.P. IÑIGUEZ , A. MAÑANES , L.R. RODRÍGUEZ y R. BARQUERO, *Neutron detection with a silicon PIN photodiode and $6LiF$ converter*, *Nuclear Instruments and Methods A* 512/3, p. 546-552, 2003.
- [4] A. MARTÍN-MARTÍN ,M.P IÑIGUEZ , P.N. LUKE , R. BARQUERO , A. LORENTE , J. MORCHÓN , E. GALLEGRO , G. QUINCOCESy J.M MARTÍ-CLIMENT *Evaluation of CdZnTe as neutron detector around accelerators*, *Radiation Protection Dosimetry* 133, 193-199, 2009.
- [5] KAREN A. GUZMÁN GARCÍA ,ROBERTO MENDEZ-VILLAFANE , HECTOR RENE VEGA-CARRILLO , *Neutron field characteristics of Ciemat's Neutron Standards Laboratory*, *Applied Radiation and Isotopes* ,100, 84-90, Junio, 2015.
- [6] R. MENDEZ ,X. CAMPOS , F. GONZALEZ , *Caracterización del nuevo patrón neutrónico basado en fuente de ^{252}Cf moderada por agua pesada en el laboratorio de patrones neutrónicos del Ciemat*, *Congreso de la Sociedad Española de Física Médica y la Sociedad Española de Protección Radiológica, Burgos 2019*.
- [7] ALLAN F. HENRY, *Nuclear-Reactor Analysis*, MIT Press, Mayo, 1975.
- [8] M. VOYTCHEV ,M. P. IÑIGUEZ , R. MÉNDEZ , A. MAÑANES , L. R. RODRÍGUEZ y R. BARQUERO *Nuclear Instruments and Methods A* 512/3, 546-552, 2003.
- [9] R. MÉNDEZ VILLAFANE , *Estudio de campos neutrónicos con dosímetros luminiscentes: aplicación a un ciclotrón*, *Universidad de Valladolid, Tesis doctoral, Septiembre 2003*.
- [10] R. J. MCCONN JR ,C. J. GESH , R.T. PAGH , R. A. RUCKER y R.G WILLIAMS III *Compendium of material composition data for radiation transport modeling, Homeland security, 2011,PIET-43741-TM-963, PNNL-15870 Rev. 1*.
- [11] T. SATO,Y. IWAMOTO , S. HASHIMOTO , T. OGAWA , T. FURUTA , S. ABE , N. MATSUDA , H. IWASE , N. SHIGYO , L. SHIVER y K. NIITA *Features of Particle*

- and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02, *J. Nucl. Sci. Technol.* 55, 684-690 (2018).
- [12] R. C. MANSO , *Física de reactores nucleares, Sección de Publicaciones de la J.E.N. (Junta de Energía Nuclear), Madrid, 1976.*
- [13] R. MÉNDEZ , J.M. GÓMEZ-ROS , D.J. THOMAS , A.K. THOMPSON y R. BEDOGNI. *Revision of the Cf-252 and D₂O-moderated Cf-252 reference neutron fields for use in radiation protection dosimetry, Radiation Physics and Chemistry, 184, 2021.*
- [14] INTERNATIONAL STANDARD ,ISO 8529-1 , *Neutron Reference Radiations Fields: Characteristics and methods of production, 2021.*
- [15] R. MÉNDEZ-VILLAFañE,J.E. GUERRERO , M. EMBID , R. FERNÁNDEZ , R. GRANDIO , P.PÉREZ-CEJUELA , F. ALVAREZ y P. ORTEGO , *Design and verification of the shielding around the new Neutron Standards Laboratory (LPN) at CIEMAT, Radiation Protection Dosimetry, 161, 2014.*
- [16] X. CAMPO ,R. MÉNDEZ ,M. A. S. LACERDAZ , D. GARRIDOZ , M. EMBID y J. SANZ , *Experimental evaluation of neutron shielding materials, Radiation Protection Dosimetry, 180, 2017.*
- [17] KAREN A ,GUZMÁN-GARCÍA , HÉCTOR RENÉ VEGA-CARRILLO ,EDUARDO GALLEGO ,ALFREDO LORENTE-FILLOL ,ROBERTO MÉNDEZ-VILLAFañE , JUAN A. GONZÁLEZ y SVIATOSLAV IBAÑEZ-FERNÁNDEZ, *Study of a 10B+ZnS(Ag) Neutron Detector as an Alternative to 3He-based Detectors in Homeland Security, Applied Radiation and Isotopes, 117, 2016.*
- [18] T. A. FERRÉ , R. SCOTT , *Measuring soil moisture content non-invasively at intermediate spatial scale using cosmic-ray neutrons, Geophysical Research Letters, Noviembre, 2008.*
- [19] P. GOLDHAGEN , *Use of Cosmic-Ray Neutron Data in Nuclear Threat Detection and Other Applications, Neutron Monitor Community Workshop, —Honolulu, Hawaii, 2015.*