



**“Desarrollo de una metodología de cálculo de transporte de radiación asociado a guías de neutrones”**

**ESPECIALIZACIÓN EN REACTORES NUCLEARES Y SU CICLO DE COMBUSTIBLE**

**Director: Ing. Luis Romero  
Co-Director: Ing. Santiago Bazzana  
Alumna: Lic. Rebeca Ibarra**

Centro Atómico Constituyentes, Buenos Aires  
República Argentina, 29 de Noviembre de 2018



## Resumen

En conjunto con el desarrollo del Proyecto RA-10, un Reactor Nuclear Argentino Multipropósito que lleva adelante la Comisión Nacional de Energía Atómica, se produce el avance del Proyecto LAHN - Laboratorio Argentino de Haces de Neutrones. Este Laboratorio busca promover y desarrollar el uso de las técnicas neutrónicas en la comunidad científico-industrial argentina y de Latinoamérica que será capaz de brindar el RA-10 a través de distintos haces de neutrones térmicos y fríos. Estos haces de neutrones contendrán diversos instrumentos; entre los primeros ya establecidos para su futura instalación se encuentran un Tomógrafo de neutrones fríos denominado ASTOR - Advanced System for Tomography and Radiography; un Escáner de Tensiones/Difractómetro Multipropósito en una guía térmica, ANDES - Advanced Non-Destructive Evaluation Stress; un Reflectómetro e instrumento de Small Angle Neutron Scattering (SANS), instalados en una guía de neutrones fríos. En su etapa final, el LAHN espera poner en funcionamiento 14 instrumentos distintos en el hall de guías.

El transporte de neutrones desde la fuente fría o térmica en el núcleo del reactor, se producirá mediante guías de neutrones, tubos de sección rectangular con paredes metálicas que funcionan como espejos neutrónicos, con las características físicas apropiadas según cada espectro de energía de estas partículas. De esta forma, los neutrones producidos en el núcleo del reactor podrán alcanzar el hall de guías (edificio contiguo al reactor, de unos 70 m de largo por 50 m de ancho) donde se encontrarán algunos de los instrumentos antes mencionados y los futuros.

En este trabajo se propone establecer un método de cálculo para simular una guía de neutrones del RA-10, para lo cual se modela una guía neutrónica térmica típica con un blindaje convencional. Se implementan los códigos de transporte de neutrones McStas y TRIPOLI-4, ambos basados en técnicas Monte Carlo para su funcionamiento. Con el primero se simula la sección de guía que se estudia, así como la fuente de neutrones en la entrada de la misma. Se caracteriza la pérdida de neutrones a través de las caras de la guía, considerando distintos monitores que ofrece el paquete McStas. Con el segundo código de transporte, TRIPOLI-4, se simula esta pérdida a través de las caras y los materiales que componen tanto la guía como el blindaje. Se calcula la tasa de dosis equivalente en el hall de guías para neutrones y fotones. Se espera que los valores obtenidos no superen los límites establecidos por las Normas de la Autoridad Regulatoria Nuclear Argentina.

## Abstract

Within RA-10 Project, the Argentine Multipurpose Nuclear Reactor, lead by the National Atomic Energy Commission (CNEA), the LAHN Project - Argentine Laboratory of Neutron Beams - is developed. The aim of the LAHN Project is the promotion and future intensive use of neutronic techniques by the scientific and industrial community of Argentina and South America, utilizing thermal and cold neutron beams provided by the RA-10 nuclear reactor. These neutron beams will include several experimental facilities; among the first ones already established for future implementation there is a Neutron Tomograph called ASTOR - Advanced System for Tomography and Radiography; the Tension Scanner/Multipurpose Diffractometer ANDES - Advanced Non-Destructive Evaluation Stress; a Reflectometer as well as a Small Angle Neutron Scattering (SANS) instrument, both installed in a cold neutron guide. It is expected to be included a total of 14 different instruments in the neutron guide hall of the RA-10 nuclear reactor, conforming the Argentine Laboratory of Neutron Beams.

Neutron transport from thermal and cold sources inside the reactor core will be accomplished through the use of neutron guides. These optical instruments consists of rectangular cross sectional tubes, inner coated with a metallic neutron mirror, being this special coating called *supermirror*. Such inner coatings fulfill special requirements in order to transport neutron beams according to their particular energy spectrum. Therefore, neutrons that were borned in the reactor nucleus will be able to reach the guide hall (a building adjacent to the reactor building, which dimensions are approximately 70 m long and 50 m wide), where the above mentioned instruments will be assembled.

A calculation methodology to simulate a neutron guide of the RA-10 nuclear reactor is proposed in this work, through the modelation of a typical thermal neutron guide conventionally shielded. The simulation is performed with the ray-tracing neutron package McStas and the particle transport code TRIPOLI-4, both based on Monte Carlo techniques. Primarily, the section of the guide selected for this work is simulated as well as the neutron source in its entrance, using the code McStas. Neutron losses through the sides of the guide are quantified, according to the results of different monitors of the package McStas. Secondly, the code TRIPOLI-4 is employed to simulate this neutron loss through the sides of the guide. Geometry and compositions must be defined within the code, referred to the guide itself and the proposed shielding. The equivalent dose rate is calculated for neutrons and photons in the outside of the guide. These values should not overcome the limits established by the Argentine Nuclear Regulatory Authority norms.

# Índice

<b>1. Objetivos</b>	<b>5</b>
<b>2. Introducción</b>	<b>5</b>
2.1. Guía de Neutrones . . . . .	5
2.1.1. GT1 - RA-10 . . . . .	8
2.2. Tasa de Dosis . . . . .	10
2.2.1. Conceptos Dosimétricos . . . . .	11
2.2.2. Límite de dosis . . . . .	14
2.3. Herramientas de Cálculo . . . . .	14
2.3.1. Técnica Monte Carlo . . . . .	15
2.3.2. McStas . . . . .	16
2.3.3. TRIPOLI-4 . . . . .	21
<b>3. Desarrollo</b>	<b>24</b>
3.1. Metodología . . . . .	24
3.2. Modelos . . . . .	24
3.2.1. Simulación en McStas . . . . .	24
3.2.2. Simulación en TRIPOLI-4 . . . . .	26
<b>4. Resultados y Discusiones</b>	<b>29</b>
4.1. Resultados McStas . . . . .	29
4.2. Resultados TRIPOLI-4 . . . . .	30
<b>5. Conclusiones</b>	<b>34</b>
<b>Referencias</b>	<b>35</b>
<b>Anexo I</b>	<b>37</b>
<b>Anexo II</b>	<b>39</b>
<b>Anexo III</b>	<b>43</b>

## 1. Objetivos

El objetivo de este Trabajo Final de Especialización es el desarrollo de una metodología de cálculo de transporte de partículas a través de una guía de neutrones, que pueda ser utilizada para el diseño de sus blindajes. Se implementa el código McStas para simular el transporte de neutrones a través de un segmento recto de la guía y con el cual se determinan las pérdidas de neutrones a través de sus caras. Por otro lado, se utiliza el código TRIPOLI-4 para simular esta fuente superficial de neutrones así como un blindaje típico para una guía térmica. Asimismo, con este código se calcula la tasa de dosis equivalente ambiental debido a neutrones y fotones.

## 2. Introducción

En esta sección se presentan los conceptos y características generales que describen una guía de neutrones, los cuales serán simulados mediante los códigos McStas y TRIPOLI-4, de los cuales también se provee una breve descripción. Asimismo, se introducen los conceptos dosimétricos que serán utilizados como una primera aproximación para la validación de la metodología de trabajo empleada.

### 2.1. Guía de Neutrones

Una guía de neutrones es un instrumento óptico cuyo objetivo es el transporte de neutrones desde una fuente continua o pulsada hacia una instalación experimental. Consiste básicamente en un tubo rectangular evacuado de entre 20 y 100 m de largo con un recubrimiento interno metálico que permite la reflexión de los neutrones [1], aumentando así el flujo en las posiciones de los instrumentos. Estos recubrimientos metálicos de unos pocos  $\mu\text{m}$  de espesor son llamados *espejos neutrónicos*. Sin una guía, las instalaciones experimentales contarían únicamente con tubos de extracción de los neutrones que fueron emitidos en la fuente y se encuentren en una línea de visión directa al instrumento, resultando en flujos muy bajos en las posiciones de irradiación con radiación neutrónica y gamma de fondo altas. Dado que los experimentos de scattering y transmisión de neutrones requieren de flujos altos para reducir el *background* experimental [2] y obtener una buena estadística de interacciones, las guías de neutrones son componentes esenciales para lograr este objetivo. Las guías empleadas en instalaciones experimentales de fuentes continuas (reactores de investigación) generalmente son compartidas por varios instrumentos, debido a los flujos que se pueden lograr en las posiciones de extracción en el núcleo del reactor, del orden de  $1 \times 10^{10}$  neutrones/cm<sup>2</sup>s, mientras que para el caso de las fuentes pulsadas, cada guía se corresponde con un único instrumento al final de la misma.

El ángulo de incidencia máximo para el cual se produce la reflexión total de un neutrón es el llamado ángulo crítico,  $\theta_c$ . El mismo depende del índice de refracción del medio, que a su vez está determinado por la longitud de onda del neutrón y la densidad de longitud de scattering del material [1]. Para un dado material, el ángulo crítico  $\theta_c$  resulta

$$\theta_c(\lambda) = \sqrt{2[1 - n(\lambda)]} = \sqrt{\frac{N \cdot b}{\pi}} \lambda \quad (1)$$

donde  $n(\lambda)$  es el índice de refracción del medio en función de la longitud de onda  $\lambda$  del neutrón,  $N \cdot b$  es el producto de la densidad atómica  $N$  [átomos/cm<sup>3</sup>] y la longitud de scattering<sup>1</sup>  $b$  del material; a este producto generalmente se lo llama *densidad de longitud de scattering*. El ángulo crítico de un material se relaciona con el módulo del vector de *transferencia de momento crítico* (cambio en la componente normal del impulso del neutrón al colisionar con el espejo) a través de la siguiente expresión

$$q_c = \frac{4\pi \sin(\theta_c)}{\lambda} = 4\sqrt{Nb\pi} \quad (2)$$

Las primeras guías de neutrones fueron construídas con níquel (Ni) puro, debido a que posee una gran densidad de longitud de scattering ( $Nb = 9.41 \times 10^{-6} \text{ \AA}^{-2}$ ), que resulta en un  $\theta_c$  relativamente grande. Si el interior de la guía ha sido recubierto con Ni puro, los neutrones que alcancen su superficie con ángulos menores al  $\theta_c$  del níquel ( $\theta_c^{Ni}/\lambda = 1.7 \text{ mrad/\AA}$ ) serán totalmente reflejados. Este tipo de espejos de níquel puro se denominan del tipo  $m = 1$ . Existen otros materiales con densidades de longitud de scattering suficientemente grandes como para ser utilizados como espejos de neutrones, como el acero, carbono y berilio [4] (este último raramente utilizado debido a su toxicidad). La elección del recubrimiento interno de una guía depende del rendimiento que se espera de la misma; en algunos casos es suficiente un recubrimiento de Ni, mientras que en otros se requieren materiales con mayores reflectividades. Para aumentar la eficiencia de la guía, y que sean transmitidos un mayor número de neutrones, se debe aumentar el ángulo  $\theta_c$ , reemplazando el espejo de Ni por los llamados *supermirrors*, con mayores valores de  $m$ . Una estrategia para lograr este resultado es también la sustitución isotópica, ya que isótopos como el <sup>58</sup>Ni poseen una densidad de longitud de scattering un 20 % mayor que el níquel natural, aumentando el contraste con el  $N \cdot b$  del Ti, otro elemento empleado en espejos neutrónicos, resultando en una eficiencia un 40 % mayor en el espejo que incluye este isótopo.

Los denominados *supermirrors* están formados por muchas capas de unos pocos  $\text{\AA}$  de espesor de distintos elementos que poseen un alto contraste en sus densidades de longitud de scattering, como el Ni y Ti [5]. El rendimiento de estos materiales queda caracterizado por el aumento del  $q_c$  en relación al del Ni, mediante

$$q_c^{SM} = m q_c^{Ni} \quad (3)$$

---

<sup>1</sup>Parámetro nuclear, en general de valor complejo, que determina el tipo de interacción neutrón-núcleo [3].

es decir, un *supermirror* con  $m = 3$  tendrá un vector de transferencia de momento 3 veces mayor que el del Ni, y por lo tanto un mayor ángulo crítico, lo cual permite que neutrones con mayor ángulo<sup>2</sup> de incidencia sobre la superficie del espejo sean completamente reflejados<sup>3</sup>. El principio físico en el que se basan de estos espejos es en las reflexiones de Bragg de los neutrones en un conjunto de capas de materiales con longitudes de scattering con un gran contraste y con un espaciamiento  $d$  entre las capas atómicas creciente. Así, se logra la superposición de los picos de Bragg de capas con distintos espaciamientos y ángulos de Bragg, tal como fue propuesto por F. Mezei [6] en 1976. Este efecto se muestra esquemáticamente en la Figura 1, donde el ángulo  $\theta$  de cada pico individual está dado por  $\theta/\lambda = 1/2d$ . El espesor y cantidad de capas necesarias para lograr espejos de un determinado valor de  $m$  se modelan según distintos algoritmos, como los propuestos por F. Mezei, o más tarde por J. B. Hayter y H. A. Mook [7]. En la Figura 2 se muestra cómo el número de capas de un *supermirror* determina el  $q_c$  para una dada reflectividad, según el modelo de Hayter y Mook. Se observa que mayores valores de  $m$ , como por ejemplo  $m = 3$ , requieren hasta 250 capas de Ni-Ti.

El proceso de construcción de un *supermirror* consiste en la deposición, mediante la técnica de *sputtering*, de capas intercaladas de Ni y Ti sobre un sustrato de silicio muy pulido, donde el grado de “perfección” de esta superficie determina la calidad del espejo. La mayor dificultad en la construcción de estos componentes ópticos es el control de la rugosidad del sustrato inicial, y del mismo espejo en la deposición de las sucesivas capas. El proceso de reflexión no será eficiente si las fluctuaciones en la superficie son del orden del valor del ángulo crítico, de modo que las ondulaciones en la superficie no deben exceder 0.1 mrad [4]. Por este motivo, la construcción de los espejos se realiza en segmentos de 1 m de longitud, y la guía de neutrones se conforma a partir del ensamble de estos segmentos<sup>4</sup>, con una longitud total de hasta 100 metros. La cantidad de capas que se deben emplear para lograr un valor  $m$  del espejo neutrónico varía como  $\sim 3 \times m^4$ . Se alcanzan un límite de hasta  $m = 4$ , con  $\sim 800$  capas de Ni-Ti, donde aún es razonable la calidad obtenida en la reflectividad del espejo en relación al esfuerzo dedicado al pulido y control de rugosidad de las superficies en la deposición de las capas. Otro inconveniente en estos espejos de alto valor de  $m$  es el espesor de las primeras capas depositadas, del orden de 40 Å, donde la difusión atómica comienza a tomar un rol importante en detrimento de la calidad del espejo. Adicionalmente, las tensiones internas que surgen luego de la deposición de las capas, con un espesor final de unos 35.000 Å para  $m = 3.5$ , comprometen mecánicamente la vida útil de la guía, limitando la producción comercial a *supermirrors* de  $m = 3.6$ <sup>5</sup>, con reflectividades típicas del orden de 0.6-0.7 en  $q_c$ , debido a las imperfecciones acumuladas en las sucesivas capas de Ni-Ti, y los efectos de incoherencia que de ellos surgen.

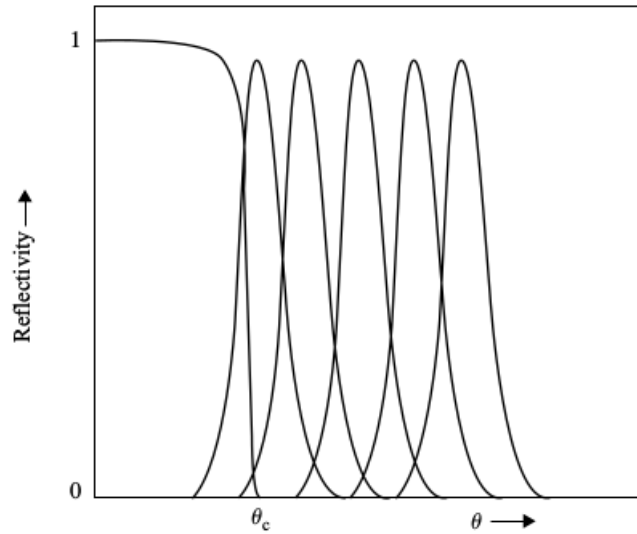
---

<sup>2</sup>Medido desde la superficie del espejo.

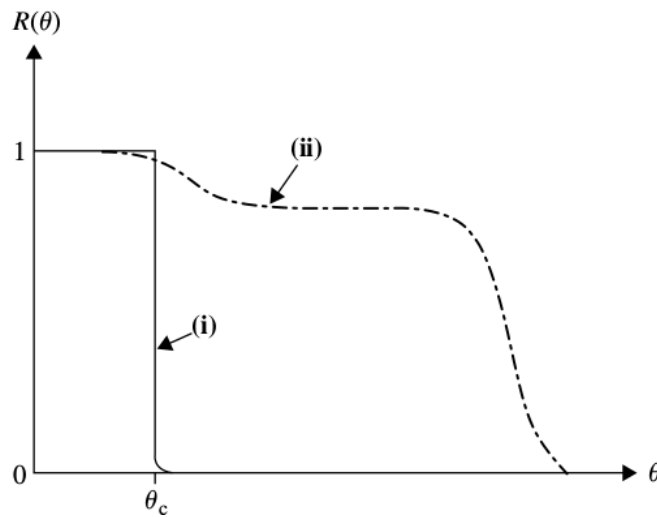
<sup>3</sup>Las pérdidas por refracción en los *supermirrors* son despreciables.

<sup>4</sup>Una guía curva necesariamente debe ser construída a partir de segmentos de este tipo.

<sup>5</sup>R&H, Paul Scherrer Institute, Suiza.



(a) Reflectividad de las bicapas, con distintos espaciamientos  $d$ .



(b) Curvas de Reflectividad para (i) un espejo de reflectividad total y (ii) un *supermirror*.

Figura 1

### 2.1.1. GT1 - RA-10

El reactor multipropósito RA-10 contará con 8 haces de neutrones, cuatro fríos (denominados GF1, GF2, GF3, GF4) y cuatro haces térmicos (denominados GT1, GT2, GT3, GT4). Los haces térmicos GT3 y GT4, así como los fríos GF3 y GF4 serán utilizados en distintos instrumentos en el llamado *hall del reactor*, es decir, sobre la cara del mismo, a la salida inmediata del blindaje biológico. Los haces restantes se dirigen al *hall de guías*, donde se emplean guías de neutrones para el transporte de estas partículas; las posiciones de los instrumentos que hacen uso de estos haces se encuentran

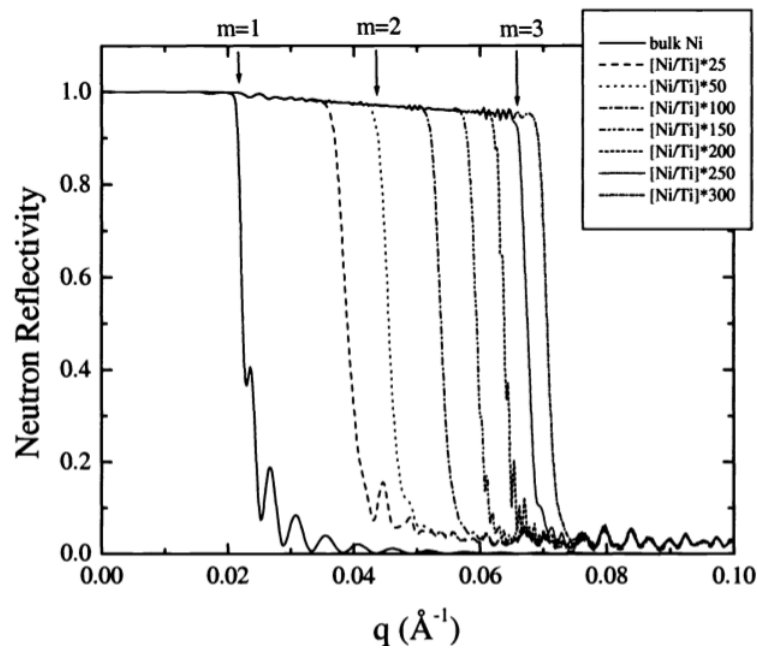


Figura 2: Reflectividad neutrónica calculada para un *supermirror* de Ni-Ti en función del número de bicapas.

lejos de la fuente, entre 40 m y 60 m.

En este trabajo se simula una guía de neutrones similar a la Guía Térmica 1 (GT1) del hall de guías del RA-10, según propone el Proyecto LAHN (Laboratorio Argentino de Haces de Neutrones).

La guía térmica GT1, según el diseño de detalle de la misma [8], consta inicialmente de un segmento recto dentro del blindaje biológico del reactor, seguido por una sección curva con un determinado radio de curvatura cuya finalidad es eliminar los neutrones rápidos y radiación gamma en la línea de visión directa de los instrumentos en el hall de guías, para que sean absorbidos por el bunker del reactor. Este tramo curvo se compone de segmentos cortos de guía de 0.5 m, instalados con un pequeño ángulo entre sí para lograr la curvatura deseada, de modo que sean transportados únicamente los neutrones fríos y térmicos. A este tramo curvo le sigue uno recto cuya función es homogeneizar espacialmente el haz a la salida del bunker, posición en la cual definiremos la fuente de la guía simulada en este trabajo. El haz en este punto presenta un gradiente de flujo debido a dos tipos de interacción del neutrón con la guía: reflexiones en zig-zag y de Garland. Según las primeras, el neutrón colisiona alternadamente, con un espejo y con su opuesto geométrico. Este tipo de reflexiones ocurre tanto en las guías curvas como en las rectas. En las reflexiones de Garland, el neutrón colisiona sucesivamente sólo con el espejo externo de una guía curva.

En una trayectoria tipo zig-zag en una guía curva, el ángulo de colisión medido entre la trayectoria de la partícula y el plano del espejo, es mayor para el espejo externo que para el interno, tal como se observa en la Figura 3. A su vez, las reflexiones de Garland

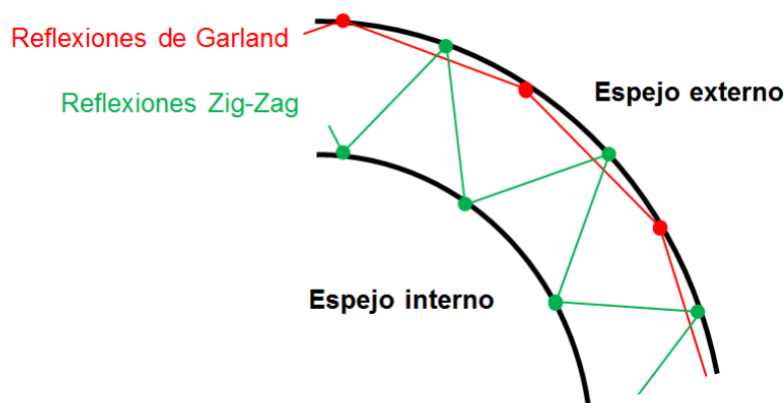


Figura 3: Tipos de reflexiones en una guía curva.

se producen a pequeños ángulos en la cara externa del espejo. Por este motivo se utilizan espejos de mayor calidad para las caras de mayor radio de curvatura en guías curvas [9].

Estos fenómenos de reflexión determinan un gradiente del flujo que se observa a la salida de este tramo de la guía, donde el flujo neutrónico es mayor cerca del espejo externo. En términos generales, la componente en zig-zag contribuye a la obtención de un flujo uniforme debido al mezclado de rayos de este tipo de reflexión, sobre el que se suma la componente de Garland inhomogénea. Para compensar estos fenómenos, se coloca un tramo recto de guía a continuación del tramo curvo, dentro del bunker del reactor. El objetivo de este tramo es homogeneizar el haz a la salida del tramo anterior, logrando que los neutrones que realizaban reflexiones de Garland hagan reflexiones en zig-zag, sumando otra componente homogénea al flujo neutrónico.

A la salida del bunker del reactor, en el edificio del hall de guías, la guía constaría de una sección recta (la cual se simula en este trabajo) hasta la posición de un monocromador a 7.5 m. Luego del monocromador, la GT1 continúa hasta la posición del Escáner de Tensiones/Difractómetro, concluyendo en una Estación Test de BNCT, como se observa esquemáticamente en la Figura 4.

## 2.2. Tasa de Dosis

Toda práctica en donde se utilicen radiaciones directa o indirectamente ionizantes debe estar debidamente justificada, optimizada y las dosis que reciban trabajadores y público en general deben respetar determinados límites, tal como lo requieren las normas internacionales [10] y nacionales [11]. Por este motivo, el diseño de todo instrumento o componente de una instalación nuclear debe cumplir con determinadas normas establecidas por estas Autoridades Regulatorias, que fueron contempladas en este trabajo.

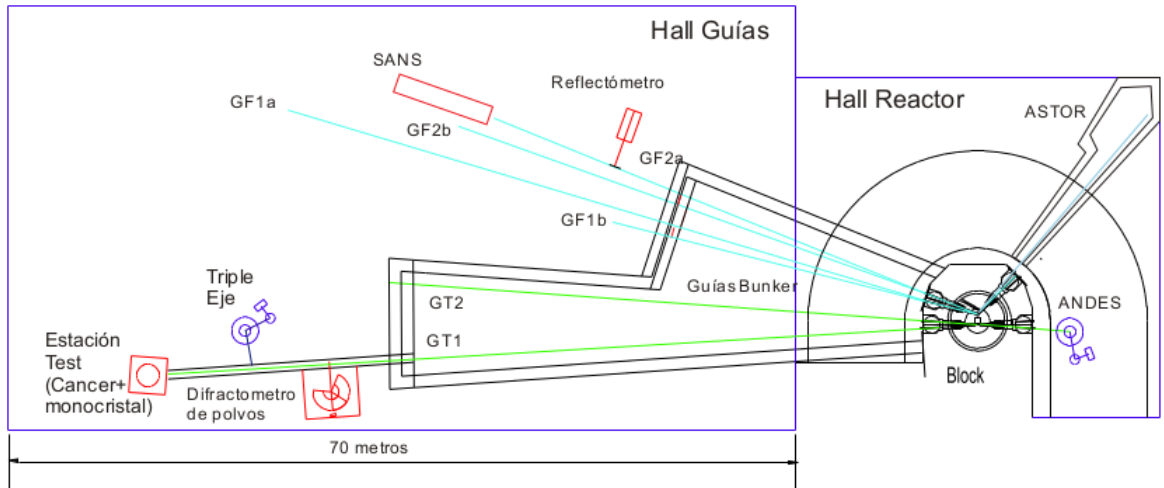


Figura 4: Esquema de la distribución de las guías e instrumentos en el hall de guías del RA-10. Fuente: [www.lahn.cnea.gov.ar](http://www.lahn.cnea.gov.ar)

### 2.2.1. Conceptos Dosimétricos

Para definir la *tasa de dosis equivalente* es necesario definir algunos conceptos dosimétricos previos [12] [13] [14]. En primer lugar, considérese un haz de partículas que penetran en un determinado volumen, con energías cinéticas  $K_1, K_2, \dots, K_n$ , siendo la energía que *ingresa* al sistema

$$\sum E_{in} = K_1 + K_2 + \dots + K_n$$

Luego, supongamos que estas partículas abandonan este volumen con energías cinéticas  $K'_1, K'_2, \dots, K'_n$ , donde la energía total que *abandona* del volumen igual a

$$\sum E_{ab} = K'_1 + K'_2 + \dots + K'_n$$

Sin tener en cuenta las energías en reposo de estas partículas, la energía *absorbida* por la masa  $m$  del volumen considerado es la diferencia entre las energías cinéticas anteriores

$$\sum E_{in} - \sum E_{ab}$$

Sin embargo, a este término se le deben sumar las contribuciones de otras reacciones nucleares inducidas por las partículas incidentes, que consumen y generan energía, representado por el término  $\sum Q$ , como la diferencia de estas energías liberadas y absorbidas en dichos procesos. Finalmente, la *energía impartida*  $\epsilon$  a la masa contenida en este volumen es

$$\epsilon = \sum E_{in} - \sum E_{ab} + \sum Q$$

Dado que es imposible hacer un seguimiento de cada una de las partículas que interactúan con el volumen de referencia, se define una energía impartida media  $\bar{\epsilon}$ , de la cual se desprende el concepto de *dosis absorbida* o simplemente *dosis*

$$D = \frac{d\bar{\epsilon}}{dm} \quad (4)$$

donde  $d\bar{\epsilon}$  es la energía media impartida en un diferencial de volumen y  $dm$  la masa contenida en dicho volumen elemental. La unidad de dosis en el SI es el *gray* (Gy) donde  $1\text{Gy} = 1\text{J/kg}$ .

Cuando la dosis absorbida varía en una cantidad  $dD$  en un intervalo temporal  $dt$ , se define la *tasa de dosis* como

$$\dot{D} = \frac{dD}{dt} \quad (5)$$

y tiene unidades de Gy/s.

Si bien el daño producido en un tejido depende de la cantidad de energía que haya sido impartida por una dada radiación ionizante, el tipo de radiación juega un papel fundamental en la gravedad del daño. Para la misma dosis absorbida, las partículas  $\alpha$  producen un daño mayor que los protones, y éstos a su vez son más dañinos que la radiación  $\beta$ . Por otro lado, el resultado final en esta interacción también depende del tipo de material biológico que se irradia, como así también el período de tiempo en que se haya impartido dicha dosis.

Para reflejar esta dependencia en el daño biológico con el tipo de radiación, se introducen los *factores de ponderación* ( $w$ ) o *calidad* de la radiación, que reflejan los efectos producidos por algún tipo y energía de una radiación ionizante con respecto a la radiación electromagnética. Los valores que se asignan a estos factores de ponderación son evaluados y establecidos por la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP), a partir de una magnitud experimental llamada *Eficiencia Biológica Relativa* (EBR). La misma refleja la efectividad de una radiación respecto a otra de referencia para producir el mismo efecto sobre un tejido:

$$\text{EBR} = \frac{\text{Dosis de radiación de referencia}}{\text{Dosis de radiación que produce el mismo efecto}}$$

donde la radiación de referencia son Rayos X emitidos bajo una tensión de 250kV pico. Como se mencionó, el daño que en última instancia recibe un tejido no depende únicamente del tipo de radiación que sobre él incide, sino también de las propias características del tejido irradiado. De esta forma, el daño queda determinado por la *Transferencia Lineal de Energía* (LET),  $dE/dx$ , que representa la energía depositada ( $dE$ ) por una partícula (másica o energética) por unidad de longitud de su trayectoria ( $dx$ ). Esta energía depositada dependerá de los modos de interacción que dichas partículas ( $\alpha$ ,  $\beta$ , electromagnética o neutrónica) tengan con la materia, según la composición del órgano o tejido en cuestión.

Con todo lo anterior, se está en condiciones de definir la **dosis equivalente** en un tejido  $T$  como

$$H_T = \sum_R w_R D_{RT} \quad (6)$$

donde el índice  $R$  indica los distintos tipos de radiación que inciden sobre un tejido  $T$  y  $D_{RT}$  la dosis que cada tipo de radiación  $R$  deposita en dicho tejido. Se observa que cada término de la suma está pesado por el factor de ponderación correspondiente  $w_R$ , que da cuenta de la magnitud del daño producido por cada radiación. A modo de ejemplo, supongamos que sobre el tejido inciden tres tipos de radiación:  $\gamma$ ,  $\alpha$  y neutrónica. Para cada una de ellas se tiene un factor de ponderación distinto, donde para la radiación  $\gamma$ , el factor de ponderación es  $w_\gamma = 1$  (indica el daño relativo respecto del mismo tipo de radiación); para las partículas  $\alpha$ , se tiene  $w_\alpha = 20$ , lo cual quiere decir que la dosis equivalente es 20 veces mayor que para rayos X o  $\gamma$ ; por último, para radiación neutrónica el factor de ponderación  $w_n$  se define acualmente por la ICRP como una función continua en forma de campana que depende de la energía de los neutrones incidentes [10], con valores desde 0 hasta un máximo de  $\sim 20$ .

Por definición, cuando la dosis absorbida (en unidades de Gy) se multiplica por el factor de ponderación adimensional  $w_R$ , se obtiene una dosis equivalente en unidades de Sieverts (Sv), donde  $1\text{Sv} = 1\text{Gy} \times w_R$ . Entonces, una dosis equivalente  $H$  de 1 Sv es igual a una cantidad de dosis de radiación que produce el mismo daño biológico que 1 Gy de radiación X o  $\gamma$ .

Al igual que en la expresión (5), se define la **tasa de dosis equivalente** como

$$\dot{H} = \frac{dH}{dt} \quad (7)$$

y tiene unidades de Sv/s, o Sv/h, según convenga.

Otra magnitud dosimétrica relevante para la protección radiológica es la *dosis equivalente ambiental*, que según la Norma AR 4.1.1 de la Autoridad Regulatoria Nuclear [15] se define como

**“Dosis Equivalente Ambiental,  $H^*(d)$ :** Dosis equivalente en la esfera ICRU (International Commission on Radiation Units and Measurements. ICRU Report 51) -a la profundidad  $d$ - cuando se encuentra en un campo de radiación alineado y expandido, en el radio opuesto al sentido del campo alineado. Cuando la radiación es penetrante, se adopta  $d = 10$  milímetros.”

Es decir, esta magnitud se corresponde con la dosis equivalente en tejido muscular, a la profundidad apropiada  $d$ , bajo un punto especificado en la superficie del cuerpo. Para la piel y órganos superficiales se recomienda  $d = 0.07$  mm, para el cristalino  $d = 3$  mm, mientras que para órganos y tejidos profundos se adopta  $d = 10$  mm.

### 2.2.2. Límite de dosis

La Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) establece **límites de dosis** para el personal ocupacionalmente expuesto y el público en general, con el fin de minimizar los riesgos asociados a la exposición a las radiaciones<sup>6</sup> pero haciendo un uso razonable de los beneficios que de ellas se obtienen. Estos límites de dosis quedan establecidos en las Normas de la Autoridad Regulatoria.

Para el cálculo de la tasa de dosis equivalente por neutrones y fotones, en el presente trabajo se sigue el siguiente criterio definido en la Norma AR 4.1.1, concerniente a la *Exposición ocupacional en reactores nucleares de investigación*:

#### **Criterio:**

“La tasa de dosis equivalente ambiental en locales sin restricción de acceso para trabajadores, no debe exceder  $3 \mu\text{Sv/h}$ ; en aquellos lugares donde sea superado este valor deberán preverse procedimientos adicionales de protección. En particular, el acceso a los locales donde la tasa de dosis equivalente ambiental exceda  $200 \mu\text{Sv/h}$  debe estar prevenido mediante una barrera física apropiada”.

En este trabajo se incluyen blindajes del tipo de los que se utilizan en otras instalaciones de reactores similares al RA-10, en cuanto a flujos neutrónicos en las guías. Por este motivo se espera hallar resultados donde la tasa de dosis equivalente calculada con el código TRIPOLI-4 no supere los límites establecidos por la Autoridad Regulatoria, como un punto de partida para la validación de la metodología de trabajo propuesta.

### 2.3. Herramientas de Cálculo

El objetivo de la ciencia básica es el planteo formal y exacto de los mecanismos mediante los cuales funciona cualquier fenómeno. Por otro lado, la rama experimental de la ciencia tiene como fin la verificación de las teorías y modelos planteados analíticamente. Idealmente, ambos enfoques se conectan de forma directa, de modo que la interpretación de los resultados experimentales sea inequívoca y sirva para verificar o refutar la teoría que los sostiene [16]. Este escenario se encuentra cuando tanto la descripción matemática del fenómeno microscópico en cuestión como de la observación macroscópica no requieren de aproximaciones que los alejen de la realidad. Cuando éste no es el caso, la rama de la simulación computacional juega un doble papel en este nuevo escenario: puede aportar correcciones a una teoría que ya haya sido aceptada para describir un fenómeno, o bien puede servir para refutar o validar una teoría sobre las interacciones microscópicas que gobiernan un proceso.

---

<sup>6</sup>Sin tener en cuenta tratamientos médicos y radiación natural.

### 2.3.1. Técnica Monte Carlo

Las técnicas de Monte Carlo se han transformado en una herramienta de gran valor en el contexto científico actual, debido a las importantes conclusiones que se pueden obtener de los “experimentos virtuales” generados mediante simulaciones numéricas. Los errores estadísticos asociados a dichas simulaciones pueden, en principio, hacerse tan pequeños como se quiera; el límite queda establecido por el esfuerzo computacional para lograr un resultado con la precisión deseada y los tiempos de cálculo asociados.

Una técnica Monte Carlo se define como toda aquella que hace uso de números aleatorios para resolver un problema. Más generalmente, estos métodos obtienen la solución de un problema como un parámetro de una población hipotética, donde una muestra representativa de esta población se construye usando una secuencia de números aleatorios, de los cuales se obtienen los estimadores estadísticos [17]. Supongamos que la solución de un problema tiene un resultado  $F$ , el cual puede ser un número real, un conjunto de números, una decisión si/no, etc. Un estimador Monte Carlo de este resultado  $F$  será una función de los números aleatorios empleados en el cálculo, entre otros parámetros. La introducción de aleatoriedad en problemas bien definidos produce soluciones con propiedades especiales, las cuales pueden dar muy buenos resultados en las simulaciones.

Los primeros cálculos realizados con una técnica Monte Carlo fueron estudios de scattering de neutrones y absorción, procesos aleatorios para los cuales es natural el empleo de números aleatorios. Estos cálculos se denominan simulaciones directas, ya que la población hipotética se corresponde directamente con la población de partículas estudiadas. Sin embargo, los resultados obtenidos en ese entonces, eran del tipo determinístico y podían lograrse de igual manera con otras técnicas computacionales clásicas. La aplicabilidad de una técnica Monte Carlo no depende de la naturaleza estocástica del sistema estudiado, si no de la habilidad de formular el problema de manera tal que pueda hallarse una solución a través de números aleatorios. Es decir, la solución del scattering de neutrones puede hallarse clásicamente a través de una integración multidimensional sofisticada. El valor de esta integral puede considerarse como no aleatorio, si bien depende de procesos de este tipo. El método Monte Carlo podrá aplicarse siempre y cuando sea posible establecer una equivalencia entre el resultado deseado y el comportamiento esperado de un sistema estocástico.

Formalmente, los cálculos Monte Carlo son equivalentes a integraciones, considerando una solución  $F$  que es función de números aleatorios  $r_i$ . Por simplicidad, supongamos que estos números aleatorios están uniformemente distribuidos entre 0 y 1. Entonces, el resultado Monte Carlo  $F = F(r_1, r_2, \dots, r_n)$  es un estimador imparcial de la integral multidimensional

$$I = \int_0^1 \dots \int_0^1 F(x_1, x_2, \dots, x_n) dx_1 dx_2 \dots dx_n \quad (8)$$

o bien, el valor de  $F$  es la integral  $I$ .

La validación de este método se respalda en fuertes herramientas matemáticas. Una de ellas, la *ley de grandes números*, se refiere a la suma de números que son una función de variables aleatorias. Supongamos que se tienen  $n$  números aleatorios  $u_i$  con una densidad de probabilidad uniforme en el intervalo  $(a, b)$  y para cada uno se evalúa una función  $f(u_i)$ . Esta ley establece que la suma de los valores de  $f(u_i)$ , dividido por  $n$ , converge al valor esperado de la función  $f$ . Para  $n$  muy grande, se tiene

$$\frac{1}{n} \sum_{i=1}^n f(u_i) \rightarrow \frac{1}{b-a} \int_a^b f(u) du \quad (9)$$

En lenguaje estadístico, el lado izquierdo de la ecuación (9) es un *estimador consistente* de la integral del lado derecho, dado que (bajo ciertas condiciones<sup>7</sup>.) converge al valor exacto de la integral cuando  $n$  tiende a infinito. Esto lleva a la conclusión que si el lado izquierdo de la ecuación (9) es el estimador Monte Carlo de la integral del lado derecho, la ley de grandes números puede interpretarse como una afirmación de que el estimador Monte Carlo de una integral es, bajo ciertas condiciones, un estimador consistente, es decir, que converge a la respuesta correcta cuando el tamaño de la muestra aleatoria se hace suficientemente grande.

Otra herramienta de valor para este método es el *teorema central del límite*. Mientras que la ley de grandes números establece que el estimador de Monte Carlo de una integral es correcto para un tamaño de muestra  $n$  “infinito”, el teorema central del límite indica aproximadamente cómo se distribuye el estimador para valores de  $n$  grandes pero finitos. Este teorema postula que la suma de un gran número de variables aleatorias independientes siempre tiene una distribución normal, independientemente de la distribución de las variables aleatorias. Esta conclusión es válida siempre y cuando estas variables aleatorias posean valores esperados y varianzas finitos y que el valor de  $n$  sea suficientemente grande. Por este motivo, un resultado obtenido mediante una técnica de Monte Carlo consiste en un valor medio  $\bar{x}$ , obtenido a partir de las corridas independientes que se realizaron, y un desvío estándar  $\sigma$  asociado. Al igual que en una distribución normal, el valor de  $\sigma$  establece la confiabilidad del resultado, ya que alrededor del 68 % de los valores de una distribución normal están a una distancia  $\sigma < 1$  (desviación típica) del valor medio. Para más detalles acerca de cómo es el proceso analítico para hallar estos parámetros, ver la referencia [16].

Una característica importante de estos métodos de simulación es que la incerteza estadística varía como  $1/\sqrt{N}$ , donde  $N$  es el número de partículas simuladas [18], incrementando considerablemente los tiempos de cálculo computacional.

### 2.3.2. McStas

El código McStas es utilizado para simular el transporte de haces de neutrones, basándose en la técnica de Monte Carlo [18]. Esta herramienta fue diseñada para la comunidad científica con el objetivo de simular experimentos de neutrones en fuentes continuas y pulsadas, incluyendo más de 130 componentes [19] que representan distintos tipos de fuentes de neutrones, instrumentos ópticos como monocromadores o guías de neutrones, choppers, diversos tipos de detectores de energía, longitud de onda, posición o divergencia del haz, que combinados determinan un *instrumento*. De esta forma es posible simular todo tipo de experimentos virtuales con instrumentos como difractómetros, reflectómetros, instrumentos de SANS (Small-Angle Neutron Scattering), entre otros, contribuyendo en el diseño y análisis de datos de experimentos con neutrones. Este tipo de códigos se emplea también en el diseño y optimización de instrumentos en desarrollo o grandes instalaciones como el Reactor Multipropósito Argentino RA-10, en la optimización de la performance de guías de neutrones o instrumentos en el hall

<sup>7</sup>La función  $f$  debe ser integrable y acotada en el intervalo  $(a, b)$

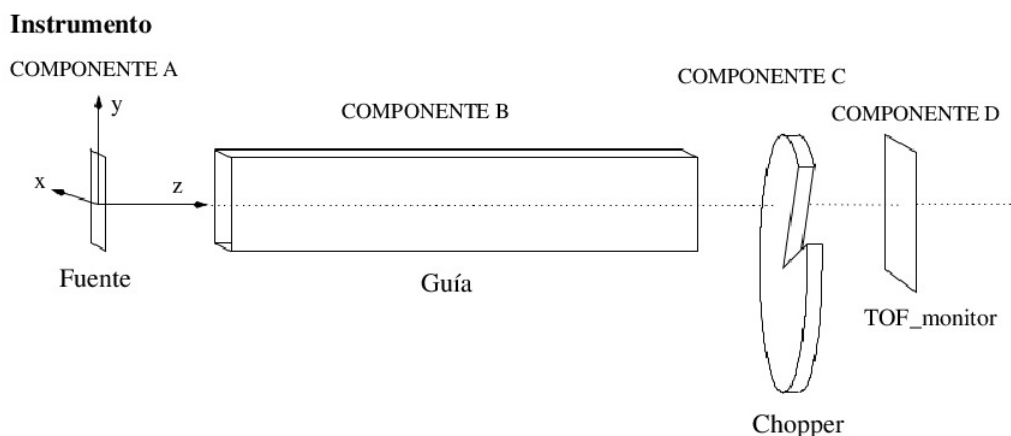


Figura 5: Esquema de un instrumento modelado en McStas.

de guías del reactor [20] [8]. La complejidad en la simulación de un instrumento real puede llevarse a cabo gracias a los métodos Monte Carlo, ya que el modelado probabilístico de un proceso físico es adecuado en el caso de absorción, reflexión o dispersión de neutrones. Adicionalmente, las técnicas de reducción de varianza reducen los tiempos de cálculo y proveen de mayor precisión a los resultados [21].

McStas ofrece una interfaz amigable con el usuario, donde la programación del instrumento se desarrolla en un *meta-lenguaje* simple (también llamado *lenguaje de dominio específico*) que es posteriormente traducido por el compilador de McStas a programas de simulación escritos en ISO-C, actualmente desarrollado en lenguaje Python. El paquete McStas es de libre acceso [22], siendo desarrollado y continuamente actualizado en forma conjunta en la Universidad Técnica de Dinamarca (DTU Physics), el Instituto Laue-Langevin (Grenoble, Francia), el Instituto Paul Scherrer (Suiza), el proyecto ESS (European Spallation Source) y el Instituto Niels Bohr (Dinamarca). Dado que es un código abierto, las contribuciones de los usuarios son bienvenidas e incluidas como nuevos componentes del paquete, de forma que otros usuarios puedan hacer uso de dichos avances.

El instrumento de interés (un archivo del tipo `.instr`) se construye en un sistema de referencia preestablecido, donde se ubican la fuente y demás componentes (archivos del tipo `.comp`) a las distancias y con las dimensiones o rotación deseadas, tal como se muestra esquemáticamente en la Figura 5. Los resultados obtenidos en los monitores pueden visualizarse gráficamente o a través de archivos de texto para su posterior análisis. Además, este paquete cuenta con una herramienta de visualización tridimensional del instrumento donde es posible representar las trayectorias de los neutrones, como se muestra en la Figura 6, donde en este caso se representa un segmento de la guía de neutrones simulada en este trabajo.

## Monitores

En un experimento real, existen detectores y monitores de neutrones, con distintas funciones. El objetivo de los primeros es lograr contar todos los neutrones que lo atraviesan, con la

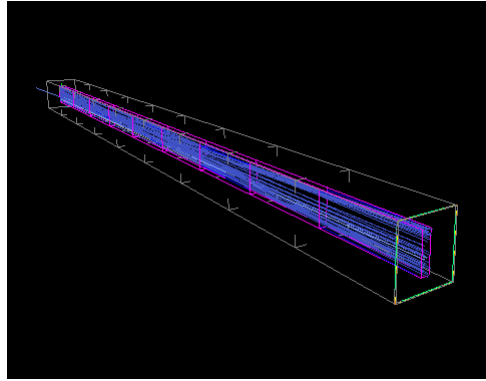


Figura 6: Visualización tridimensional de un segmento de guía simulada en McStas.

máxima eficiencia posible; sin embargo, la función de un monitor es determinar la intensidad del haz con una baja interacción, entre el 0.1 y 1%, para perturbarlo en la menor medida posible. Esta distinción no es necesaria en una simulación computacional, ya que es posible detectar todos los neutrones que llegan a un detector, o monitorearlos sin interferir con su velocidad o dirección. Por este motivo, McStas denomina simplemente **monitores** a los componentes que detectan alguna propiedad neutrónica. Dichas propiedades medibles abarcan desde la posición, velocidad o tiempo de vuelo de las partículas, hasta espín, vector de onda, longitud de onda, energía y divergencia.

A continuación se presenta una breve descripción de los componentes de este tipo empleados en el presente trabajo: los monitores de posición (**Monitor\_nD**) y energía (**E\_monitor**).

El componente **Monitor\_nD** es un monitor versátil que puede detectar diversas propiedades físicas de los neutrones que lo atraviesan. Es posible obtener salidas 1D o 2D del tipo [Intensidad] vs. [variable 1], o bien [Intensidad] vs. [variable 1] vs. [variable 2]. Entre las magnitudes físicas que se pueden detectar se encuentran la posición ( $x, y, z$ ), velocidad ( $v_x, v_y, v_z$ ), vector de onda ( $k_x, k_y, k_z$ ), energía, longitud de onda, divergencia (respecto de la dirección de propagación), entre otros. Los parámetros que definen al componente **Monitor\_nD**, son su posición en el modelo, dimensiones y las variables que se desean detectar.

Por otro lado, el componente **E\_monitor** cuenta la cantidad de neutrones que se detectan entre determinados límites de energía inferior y superior, denominados  $E_{min}$  y  $E_{max}$ . Este rango se divide en intervalos uniformes, para los cuales se realiza la cuenta de partículas. Los parámetros que se deben definir son sus dimensiones, límites inferior y superior de energía que se detecta, así como el ancho de energía en los que se divide este rango y el archivo de salida en el que se guardan estos datos.

En ambos monitores se emplea la opción “`restore_neutron = 1`” para no modificar la trayectoria y propiedades del neutrón detectado en cada posición.

## Peso del neutrón

Dado que la probabilidad real de que un neutrón interactúe con la materia es muchas veces muy pequeña, y en el caso de la simulación, de que interactúe con un componente, una forma de ahorrar tiempo de cálculo es asignarle a las partículas un *peso estadístico*. Este peso estadístico se ajusta según la trayectoria del neutrón y los componentes con los interactúa; así, si la probabilidad de reflexión de un neutrón con algún componente óptico es del 10 %, y sólo interesan aquellos neutrones que hayan sido reflejados, a todos los neutrones simulados se les asigna un peso de 0.1 cuando interactúan con el componente, y se permite que *todos* ellos lo hagan. De esta forma se necesitan, por ejemplo, menos partículas para simular el fenómeno de la reflexión neutrónica con un espejo.

Este proceso se representa de la siguiente manera. Supongamos que el peso inicial de un neutrón es  $p_0$ , entonces, al atravesar el  $j$ -ésimo componente del instrumento su peso estará afectado por un factor de multiplicación  $\pi_j$  que represente la probabilidad de interacción de la partícula con este medio. Luego, al atravesar  $n$  componentes, el peso del neutrón quedará como

$$p = p_n = p_0 \prod_{j=1}^n \pi_j \quad (10)$$

Cada factor de multiplicación del peso debe ser  $0 < \pi_j < 1$ , excepto en casos muy especiales. De esta forma, el peso  $p$  de las partículas cambia cuando éstas interactúan con distintos componentes, como en casos de transmisión o reflexión por superficies.

Cuando alguna propiedad del neutrón se decide a través de un sorteo del tipo Monte Carlo, como la dirección y energía con la que será emitido en una fuente, se debe tener en cuenta esta probabilidad en conjunto con el peso estadístico correspondiente, para representar adecuadamente la situación física que se modela. Para contemplar esta probabilidad de Monte Carlo, el peso del neutrón se multiplica por otro factor  $f_{MC}$  que da cuenta de este sorteo Monte Carlo; de forma que la probabilidad  $P$  de que la partícula tenga una dada interacción vendrá dada por

$$P = f_{MC}\pi_j \quad (11)$$

Esta es una regla general para casos simples como transmisión en un medio o reflexión en una superficie.

## Componentes Reflectores

Una guía de neutrones en el paquete McStas se construye con cuatro componentes denominados **Mirror**, o espejos neutrónicos, ubicados en las posiciones y orientaciones adecuadas para conformar la guía de sección cuadrada. Sin embargo, existe un componente que simula la propia guía, llamado **Guide**, por lo que el usuario no necesita ubicar los espejos espacialmente para representar este componente óptico.

La reflectividad de los espejos se simula empleando una fórmula empírica determinada por los siguientes parámetros:

$$R = \begin{cases} R_0 & \text{si } q < q_c \\ \frac{1}{2}R_0(1 - \tanh[(q - mq_c)/W])(1 - \alpha(q - q_c)) & \text{si } q > q_c \end{cases} \quad (12)$$

donde  $q$  es el vector de transferencia de momento (en  $\text{\AA}^{-1}$ ),

$$q = |\mathbf{k}_i - \mathbf{k}_f| = \frac{m_n}{\hbar} |\mathbf{v}_i - \mathbf{v}_f| \quad (13)$$

donde los vectores  $\mathbf{k}_i$  y  $\mathbf{k}_f$  son los vectores de onda inicial y final del neutrón,  $\mathbf{v}_i$  y  $\mathbf{v}_f$  la velocidad antes y después de la colisión con el espejo,  $m_n$  la masa del neutrón. Por otro lado, el número  $m$  es el definido por la ecuación (2) y queda determinado por las propiedades del espejo o *supermirror*, tales como composición, número de capas y secuencia de las mismas, como se comentó en la sección 2.1. Según la expresión (12), para valores de  $q$  menor que el vector de transferencia crítico  $q_c$ , la reflectividad del espejo tiene un valor  $R_0$ , mientras que para valores de  $q$  mayores al crítico la reflectividad comienza a decaer linealmente con una pendiente  $\alpha$  hasta un “corte suave” de ancho  $W$  en  $q = q_c$ . En la Figura 7 se observa una representación de esta curva.

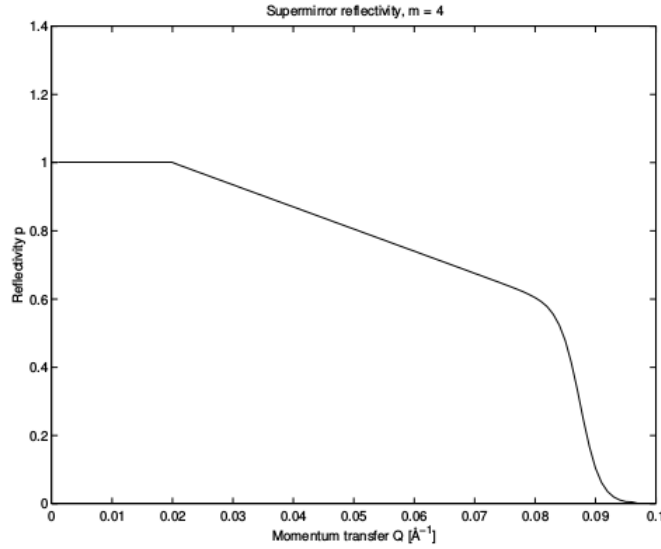


Figura 7: Curva de reflectividad de un *supermirror* simulado por McStas. Los valores empleados fueron  $m = 4$ ,  $R_0 = 1$ ,  $q_c = 0.02 \text{ \AA}^{-1}$ ,  $\alpha = 6.49 \text{ \AA}$ ,  $W = 1/300 \text{ \AA}^{-1}$ .

El algoritmo que determina la reflexión en los espejos se describe en la siguiente secuencia:

1. Propagación del neutrón hasta el plano del espejo.
2. Si la trayectoria del neutrón intersecta el plano del espejo es reflejado, caso contrario ésta no se modifica.
3. La velocidad incidente  $v_i = (v_x, v_y, v_z)$  se modifica para dar cuenta de la reflexión, por ejemplo al valor  $v_i = (v_x, -v_y, v_z)$ , donde la dirección de propagación es el eje z.
4. Se calcula el vector de transferencia de momento,  $q = 2m_n v_y / \hbar$ .
5. Se ajusta el peso del neutrón a  $\pi_i = R(q)$ .

6. Para ahorrar tiempo de cálculo, aquellos neutrones que tengan asociado un peso  $\pi_i$  menor a  $10^{-10}$  se cuentan como absorbidos.

### 2.3.3. TRIPOLI-4

El código TRIPOLI-4, desarrollado por la Comisión de Energía Atómica y Energías Alternativas francesa (CEA Saclay), resuelve la ecuación de transporte de Boltzmann para neutrones, fotones, electrones y positrones utilizando el método de Monte Carlo para la simulación del transporte de estas partículas. Permite describir cualquier tipo de geometría tridimensional, así como distintos tipos de fuentes (isotrópicas, volumétricas o superficiales) junto con la distribución angular y espectro energético de las partículas emitidas. Las bibliotecas de datos nucleares empleadas por TRIPOLI-4 tienen formato ENDF para las secciones eficaces continuas en energía; para los datos nucleares evaluados se utilizan las bibliotecas JEFF-3.1.1, ENDF/B-VII.0, JENDL4 y FENDL2.1. Cuenta con una biblioteca oficial de datos nucleares llamada CEA5.1.1, basada en la biblioteca Europea JEFF-3.1.1.

Esta herramienta fue diseñada para resolver dos tipos principales de problemas: blindaje de radiaciones y problemas de neutrónica. En el primer caso, las partículas se propagan a través de largas distancias con una consecuente pérdida de flujo de varios órdenes de magnitud; las fuentes se describen en medios no multiplicativos, en condiciones de estado estable y dependientes del tiempo. Por otro lado, los problemas de neutrónica se relacionan al comportamiento de las partículas en medios multiplicativos, donde los sistemas pueden ser críticos o subcríticos, con fuentes fijas o sin ellas, en condiciones de estado estable. TRIPOLI-4 se basa en versiones anteriores (TRIPOLI, TRIPOLI-1, TRIPOLI-2 y TRIPOLI-3) desarrollados desde la década de los años 70, pero que en la actualidad se ofrece en un nuevo formato de código escrito en lenguaje de programación C y C++, donde se han mejorado la descripción de los elementos geométricos que pueden implementarse (geometrías basadas en superficies o descritas por combinación de volúmenes) así como la representación de los datos nucleares (secciones eficaces puntuales o de multigrupo homogeneizadas).

Cada aspecto del modelo que se desea simular se define en módulos independientes. Los mismos se dividen en los siguientes campos:

- Geometría: se definen los volúmenes del modelo y las coordenadas en las que se ubican.
- Composición: a cada volumen se le debe asociar un material. En este bloque se definen los elementos químicos así como densidades atómicas o fracciones en masa que determinan cada material.
- Fuentes: se definen la intensidad y distribución espacial (superficial o volumétrica) de las fuentes de partículas del modelo.
- Respuestas: se llaman de esta manera a las magnitudes físicas que se desean monitorear, tales como corrientes o flujos de partículas, deposición de energía en un material, tasas de reacción, entre otros.
- Grillas: intervalos de energía, ángulo o tiempo en los que se miden las respuestas.

- Scores: a partir de las respuestas y las Grillas de las variables de interés, los “Scores” reúnen las propiedades de las magnitudes que se monitorean.
- Simulación: en este bloque se definen los parámetros de la simulación numérica, tales como los pasos del cálculo, cantidad y tipo de partículas a simular.

entre otros (no empleados en este trabajo).

## Fuentes

TRIPOLI-4 permite asociar a cada fuente una distribución espacial, angular, energética y temporal, factorizándola de la siguiente manera:

$$S(\mathbf{r}, \Omega, E, t) = C \cdot S(\mathbf{r}) \cdot S(\Omega) \cdot S(E) \cdot S(t) \quad (14)$$

De esta forma es posible discriminar las distribuciones espacial  $S(\mathbf{r})$ , angular  $S(\Omega)$ , energética  $S(E)$  y temporal  $S(t)$  de manera independiente. La constante  $C$  en la expresión anterior determina la intensidad total de la fuente (neutrones/s). Se obtiene la intensidad final de la fuente a partir la siguiente expresión

$$I = \int \int \int \int S_i(\mathbf{r}, \Omega, E, t) d\mathbf{r} d\Omega dE dt \quad (15)$$

Dado que se asume una independencia entre cada contribución, la intensidad de la fuente en neutrones/segundo queda determinada por el producto de las intensidades en cada variable:

$$I_{fuente} = C \cdot I(\text{geométrica}) \cdot I(\text{angular}) \cdot I(\text{energética}) \cdot I(\text{temporal}) \quad (16)$$

donde:

la intensidad geométrica  $I(\text{geométrica})$  se obtiene como la integral en el espacio de la distribución  $S(\mathbf{r})$  previamente definida

$$I(\text{geométrica}) = \int_{V(\text{fuente})} S(\mathbf{r}) d\mathbf{r} \quad (17)$$

de la misma forma,

$$I(\text{angular}) = \int_{4\pi} S(\Omega) d\Omega \quad (18)$$

$$I(\text{energética}) = \int S(E) dE \quad (19)$$

$$I(\text{temporal}) = \int S(t) dt \quad (20)$$

## Definición de SCORES

En TRIPOLI-4 la magnitud que se desea monitorear es denominada SCORE, y queda definida cuando se especifican los siguientes módulos en el código:

- **RESPONSE**: una “respuesta” especifica la magnitud física que se desea medir, como una corriente de fotones, un flujo, una tasa de reacción o la tasa de dosis equivalente producida por neutrones/fotones,
- **GRID\_LIST**: se debe definir una grilla de energías para la cual se calculan las respuestas, opcionalmente se define a su vez una grilla temporal y angular,
- **SCORE**: este comando reúne la información anterior para calcular una magnitud física en la grilla deseada, pudiéndose optar además por realizar este cálculo en superficies o volúmenes previamente definidos en la geometría.

### **Respuesta DOSE\_H\*(10)**

Esta respuesta se calcula empleando un estimador de tipo **TRACK**. Este estimador asocia un valor  $\chi$  a cada neutrón con los siguientes parámetros

$$\chi = \pi L$$

donde  $\pi$  es el peso estadístico del neutrón y  $L$  la longitud de la trayectoria en el volumen de control. Con esta longitud pesada (con unidades de neutrones-cm), se calcula el flujo integrado en el volumen y pesado según la magnitud de la fuente. La tasa de dosis equivalente se calcula multiplicando este flujo por una función que depende de la energía de la partícula [23]. Las unidades de esta función están dadas en  $(\mu\text{Sv/h})/(\text{n/cm}^2/\text{s})$ , siendo evaluadas y publicadas en las Recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP 60). Así, se obtiene una tasa de dosis equivalente integrada en el volumen.

## 3. Desarrollo

En esta sección se presenta la metodología de trabajo empleada para la caracterización de la guía de neutrones y se discuten los modelos utilizados para su simulación en los códigos McStas y TRIPOLI-4.

### 3.1. Metodología

A partir de los detalles técnicos de una guía térmica, se construye un modelo en el código McStas. Con este código sólo es posible representar el espejo interno de la guía (*supermirror*), de modo que en esta etapa no se consideran los demás materiales que conforman la guía ni el blindaje.

Partiendo del estudio de la fuente de neutrones térmicos que se espera alcanzar en la entrada de la GT1, se adapta una fuente de neutrones a los espectros espacial, angular y de energía que se encontrarían en esta posición de la guía [8].

Para cuantificar y caracterizar la pérdida de partículas, se miden las corrientes de neutrones a intervalos regulares de la guía, empleando monitores de posición y energía. Se determinan las intensidades de neutrones que se fugan por  $\text{cm}^2$  y por segundo a través de las caras de la guía. Se obtienen los espectros de energía de estos neutrones perdidos, utilizando los monitores de energía.

Empleando el código TRIPOLI-4 se simulan todos los materiales que conforman la guía de neutrones y el blindaje.

En este mismo código, se definen fuentes superficiales a intervalos regulares que reproducen la información obtenida mediante McStas, tales como intensidad y espectro de energía de los neutrones que abandonan la guía. Se considera que los neutrones se fugan homogéneamente a través de las cuatro caras de la guía.

Se calcula la tasa de dosis equivalente ambiental circundante a la guía, en el lateral y sobre la misma, a intervalos regulares.

### 3.2. Modelos

En esta sección se detallan los modelos de la guía térmica empleados en cada código de simulación.

#### 3.2.1. Simulación en McStas

Para reproducir la fuente de neutrones de la GT1 descrita en el Informe Técnico empleado en este trabajo [8], ubicada en la entrada de la guía en el hall de guías y salida del bunker

del reactor, se adapta un componente desarrollado por F. Bertalot<sup>8</sup>. Este componente es una fuente isotrópica que sortea uniformemente la emisión de neutrones en una superficie y donde la energía de los mismos se determina según un espectro acumulado de energía [24]. La adaptación de esta fuente para este trabajo consistió en la modificación de la distribución angular de los neutrones emitidos, así como del espectro acumulado de energías, ambos descritos en el Informe Técnico antes mencionado.

Para realizar la simulación en el código McStas, se crea un nuevo instrumento, donde se construye la guía en un sistema de referencia absoluto. La fuente de neutrones, nombrada como `Source_RA10_gt1.comp`, se ubica en el origen de coordenadas de este sistema, correspondiente a la entrada de la guía. Por defecto, la dirección de propagación de los neutrones es el eje  $z$ .

Se simula la GT1, de una longitud de 7.5 m. La sección transversal de la guía tiene 7 cm de ancho (en el eje  $x$ ) por 30 cm de alto (en el eje  $y$ ). Para llevar a cabo la caracterización de las pérdidas de neutrones a lo largo de la guía, ésta se divide en 15 segmentos de 0.5 m de longitud, como se representa en la Figura 8. Al final de cada segmento se colocan monitores de posición y energía, utilizando los componentes `Monitor_nD` y `E_monitor`, respectivamente, los cuales se detallan en la sección 2.3.2.

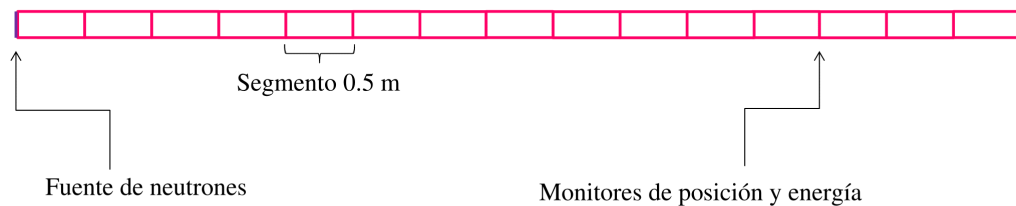


Figura 8: Esquema del modelo empleado en McStas para la simulación de la guía de neutrones.

El monitor `Monitor_nD` se emplea para medir las corrientes de neutrones a la salida de cada segmento de 0.5 m de longitud, correspondiente con la entrada al siguiente segmento. Se monitorean las variables *Número de cuentas* vs. las coordenadas  $x$  e  $y$  del monitor, para determinar las fugas de neutrones a través de cada segmento de la guía.

Para el monitor de energía `E_monitor` se eligen los límites de detección entre  $E_{min} = 0.0$  meV y  $E_{max} = 500.0$  meV, siguiendo las características de la fuente, donde los neutrones emitidos tienen energías entre 0.0 meV y 144.5 meV. El rango energético en el que se realizan las cuentas es de 1 meV.

En el Anexo II se incluye el input empleado en la simulación en McStas.

<sup>8</sup>Gerencia de Area de Investigaciones y Aplicaciones No Nucleares, Comisión Nacional de Energía Atómica. Contacto: federicobertalot@cnea.gov.ar

### 3.2.2. Simulación en TRIPOLI-4

La simulación del transporte de neutrones en el código TRIPOLI-4 se lleva a cabo definiendo, en primer lugar, la geometría de la guía como una serie de volúmenes a los cuales se les asocian los distintos materiales. Para ello también es necesario definir las composiciones de cada material así como las bibliotecas de datos nucleares que serán empleadas en la simulación. Se emplean composiciones típicas de los materiales utilizados en guías de neutrones. Un esquema de este modelo se muestra en la Figura 9, donde se indican los volúmenes correspondientes al blindaje y la dimensión total de la guía blindada, de 54.000274 cm de ancho por 76.200274 cm de alto.

En la Tabla 1 se indican los materiales que componen una guía estándar. Los espesores se consideran a partir del interior de la guía, de dimensiones 7 cm  $\times$  30 cm. Estos espesores y materiales se obtienen del Informe Técnico correspondiente al análisis del hall de guías del RA-10 [25].

Material	Espesor (cm)
<i>Supermirror</i> de Ni-Ti	$1.37 \times 10^{-4}$
Vidrio Pyrex	0.5
AlMgSi Lateral	1.0
AlMgSi Sup/Inf	0.6
He	0.5
Acero	0.5

Tabla 1: Guía de neutrones térmicos.

En la Tabla 2 se indican los materiales que componen un tipo de blindaje estándar para una guía térmica. El primer material del blindaje, carburo de boro ( $B_4C$ ), se utiliza como absorbente de los neutrones térmicos [26] que llegan desde las capas anteriores, debido a que el boro posee una gran sección eficaz de captura para neutrones de este rango de energía. Las capas de Plomo-Antimonio (Pb-Sb), un blindaje típico utilizado en guías de neutrones [27], tiene como finalidad absorber los fotones de altas energías generados por la absorción de los neutrones en los materiales de la guía y en el  $B_4C$ . La capa de polietileno borado que se ubica luego de la primer capa de Pb-Sb sirve para termalizar y absorber [28] los fotoneutrones que se generan en la capa previa de Pb-Sb; los átomos de plomo pueden absorber los fotones gamma producidos en otras capas de la guía, y desexcitarse emitiendo estos llamados fotoneutrones. Dado que los mismos son rápidos, la función del polietileno es termalizarlos de modo que puedan ser absorbidos en el boro con mayor probabilidad.

Las composiciones de cada material se especifican en el Anexo I. En este modelo se considera al *supermirror* como un material homogéneo con la densidad atómica correspondiente a un espejo de  $m = 2$ .

Haciendo uso de la factorización en las distintas variables que definen una fuente en TRIPOLI-4, como se detalla en la sección 2.3.3, y empleando los resultados de la caracterización obtenidos en McStas, se construyen las fuentes que representan la fuga de neutrones a través de las caras de la guía.

Material	Espesor (cm)
B <sub>4</sub> C	1.0
Pb-Sb	5.0
Polietileno Borado	10.0
Pb-Sb	5.0

Tabla 2: Blindaje de la guía de neutrones térmicos. Los espesores se consideran a partir del Acero de la Tabla 1.

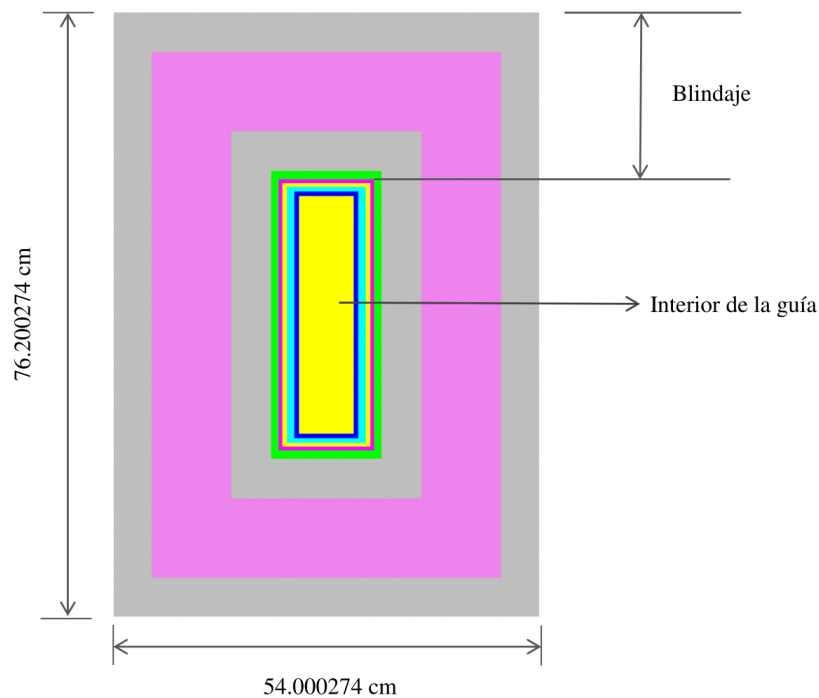


Figura 9: Corte transversal del modelo empleado en TRIPOLI-4 para la simulación de la guía de neutrones.

Estas fuentes superficiales se ubican en las caras internas de la guía, en la frontera entre los volúmenes que representan interior de la guía y el *supermirror*. Siguiendo el modelo empleado en McStas, se definen para cada segmento de 0.5 m de longitud con intensidad homogénea en cada cara y para cada segmento.

Siguiendo la notación de la sección 2.3.3, la distribución geométrica  $S(\mathbf{r})$  queda determinada de la siguiente forma. El sorteo de la posición donde será emitido un neutrón contempla, por un lado, la intensidad total de neutrones que se fugan de la guía (neutrones/s) y la intensidad por cm<sup>2</sup> en cada segmento (confiriéndole un peso estadístico a cada tramo). TRIPOLI-4 permite construir las fuentes como superficies definidas por triángulos de intensidad uniforme, los cuales se ubican en las caras internas de la guía. Entonces, se definen las coordenadas de dichos triángulos y se le asocia a cada uno (dos triángulos por cada cara) la intensidad correspondientes a cada segmento, detalladas en la Tabla 3.

Para la distribución angular  $S(\Omega)$  se propone que los neutrones sean emitidos hacia afuera uniformemente en ángulos de entre  $0^\circ$  y  $1.5^\circ$  en cada cara, en base a los límites presentes en el Informe Técnico de haces del RA-10 [8].

Para la distribución en energía  $S(E)$  de estas partículas se emplean los resultados obtenidos de los monitores de energía simulados en McStas a la salida de cada segmento de 0.5 m, de donde se obtiene la fracción de neutrones perdidos en cada intervalo de energía (1 meV).

Por último, en este caso no se asume una dependencia temporal en la emisión de partículas.

### Tasa de Dosis Equivalente

En este trabajo se desea calcular la tasa de dosis equivalente ambiental  $\dot{H}(10)$  producida por fotones y neutrones en el exterior de una guía de neutrones térmicos, a modo de control del proceso de simulación y caracterización empleando los códigos McStas y TRIPOLI-4.

Para este cálculo, se ubican una serie de 15 volúmenes de control en un lateral de la guía, para obtener el valor de  $\dot{H}(10)$  para neutrones y fotones en función de la longitud de la misma. Análogamente, se simulan 15 volúmenes de control en la parte superior de la guía. Todos ellos contienen aire para el cálculo de la tasa de dosis equivalente ambiental. Las dimensiones de estos volúmenes se detallan a continuación:

- Volumen lateral: 10 cm (ancho)  $\times$  50 cm (largo)  $\times$  77 cm (alto).
- Volumen superior: 54 cm (ancho)  $\times$  50 cm (largo)  $\times$  10 cm (alto).

La construcción del SCORE para obtener esta magnitud se realiza empleando los siguientes módulos.

Se definen grillas de energías para cada tipo de partícula, estableciendo los límites que son detectados. Para neutrones, los límites superior e inferior son 20 MeV y 0.01 meV respectivamente. Para fotones se emplean los límites 20 MeV y 1 eV.

En el módulo **RESPONSE** se selecciona la respuesta **DOSE\_H\*(10)**, para las partículas **NEUTRON** y **PHOTON**, empleando un estimador tipo **TRACK**.

En el módulo referido a la simulación, se activa la reacción **PHOTONUCLEAR**, para tener en cuenta la contribución a la tasa de dosis de los neutrones generados por fotones de alta energía.

En el Anexo III se incluye el input empleado en la simulación en TRIPOLI-4, en una versión resumida para facilitar su lectura.

## 4. Resultados y Discusiones

### 4.1. Resultados McStas

La caracterización de la guía se realiza en primer lugar empleando el código McStas, donde su simulación se realizó de la forma descrita en la sección 3.2.1.

Empleando el componente `Monitor_nD` es posible contar los neutrones que ingresan y egresan de cada segmento de la guía. Con la diferencia de estas magnitudes, dividida por el área interna de cada segmento ( $2 \times 7 \text{ cm} \times 50 \text{ cm} + 2 \times 30 \text{ cm} \times 50 \text{ cm}$ ) se estima una intensidad de pérdida superficial uniforme para cada cara de cada segmento de la guía. Para determinar la intensidad en el primer segmento, se emplea un monitor ubicado entre la fuente (una superficie que emite partículas) y la entrada de la guía. Este monitor aporta las cuentas de neutrones que ingresan a la guía, a las cuales se le restan los neutrones medidos por el segundo monitor en 0.5 m; con esta diferencia se calcula el primer valor de intensidad del modelo.

En la Tabla 3 se detallan las intensidades de las pérdidas superficiales de neutrones en las cuatro caras de cada tramo de 0.5 m que componen la guía GT1.

Segmento (m)	Intensidad (neutrones $\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ )
0.0 - 0.5	$2.93 \times 10^5$
0.5 - 1.0	$2.92 \times 10^5$
1.0 - 1.5	$2.92 \times 10^5$
1.5 - 2.0	$2.91 \times 10^5$
2.0 - 2.5	$2.89 \times 10^5$
2.5 - 3.0	$2.89 \times 10^5$
3.0 - 3.5	$2.88 \times 10^5$
3.5 - 4.0	$2.86 \times 10^5$
4.0 - 4.5	$2.83 \times 10^5$
4.5 - 5.0	$2.75 \times 10^5$
5.0 - 5.5	$2.62 \times 10^5$
5.5 - 6.0	$2.44 \times 10^5$
6.0 - 6.5	$2.21 \times 10^5$
6.5 - 7.0	$1.96 \times 10^5$
7.0 - 7.5	$1.71 \times 10^5$

Tabla 3: Pérdidas uniformes de neutrones en cada tramo de la guía. Los errores estadísticos del cálculo son del orden de 0.2 %.

La pérdida global de neutrones en esta guía térmica no supera el 3% de los que ingresan en la misma.

Otro fenómeno que se refleja en la Tabla 3, es la disminución de la intensidad superficial de los neutrones que se fugan a través de las caras de la guía en función de su longitud. Este efecto se analiza evaluando la pérdida porcentual en cada segmento respecto a los neutrones que ingresan en cada uno, como se muestra en la Tabla 4. Este porcentaje se calcula para la

diferencia de neutrones que ingresan y egresan de cada segmento de la guía. Se observa que la pérdida de neutrones por tramo hacia el final de la guía es menor, lo cual explica las menores intensidades superficiales de fuga de neutrones.

Segmento (m)	% de pérdida
0.0 - 0.5	0.1913
0.5 - 1.0	0.1910
1.0 - 1.5	0.1910
1.5 - 2.0	0.1908
2.0 - 2.5	0.1904
2.5 - 3.0	0.1905
3.0 - 3.5	0.1902
3.5 - 4.0	0.1893
4.0 - 4.5	0.1875
4.5 - 5.0	0.1828
5.0 - 5.5	0.1745
5.5 - 6.0	0.1623
6.0 - 6.5	0.1473
6.5 - 7.0	0.1312
7.0 - 7.5	0.1145

Tabla 4: Porcentaje de neutrones incidentes en cada segmento que se fugan de dicha sección.

Mediante los monitores `E_monitor` se calculan las pérdidas de partículas en cada intervalo de energía, en el rango desde 0.0 meV hasta 144.5 meV (tal como se define la fuente), en intervalos de 1 meV, como se detalla a continuación. Para cada segmento de 0.5 m se cuentan los neutrones que se han perdido en cada rango de energía y se obtiene una fracción respecto al total de los neutrones perdidos en ese tramo. Luego, se multiplica esta fracción por la intensidad superficial correspondiente que se obtuvo con el `Monitor_nD` para obtener la intensidad de neutrones/s que se pierden en ese rango de energía.

En la Figura 10 se muestra el espectro de energía de los neutrones que se fugan en el primer segmento de la guía (0.0 m - 0.5 m) y en el último (7.0 m - 7.5 m). Esta diferencia en los espectros y la observada en las intensidades superficiales justifica la necesidad de discretizar en varios tramos las fuentes utilizadas en el cálculo de tasa de dosis.

## 4.2. Resultados TRIPOLI-4

Como se describe en la sección 2.3.3, el código obtiene la respuesta `DOSE_H*(10)` en todo el volumen de las cajas de control con aire. Esto hace necesario dividir posteriormente el valor integrado que se obtiene en la salida, por el volumen correspondiente a cada caja. De esta forma, se grafica la tasa de dosis obtenida en función de las coordenadas del centro de cada volumen de control. Los resultados se presentan a continuación.

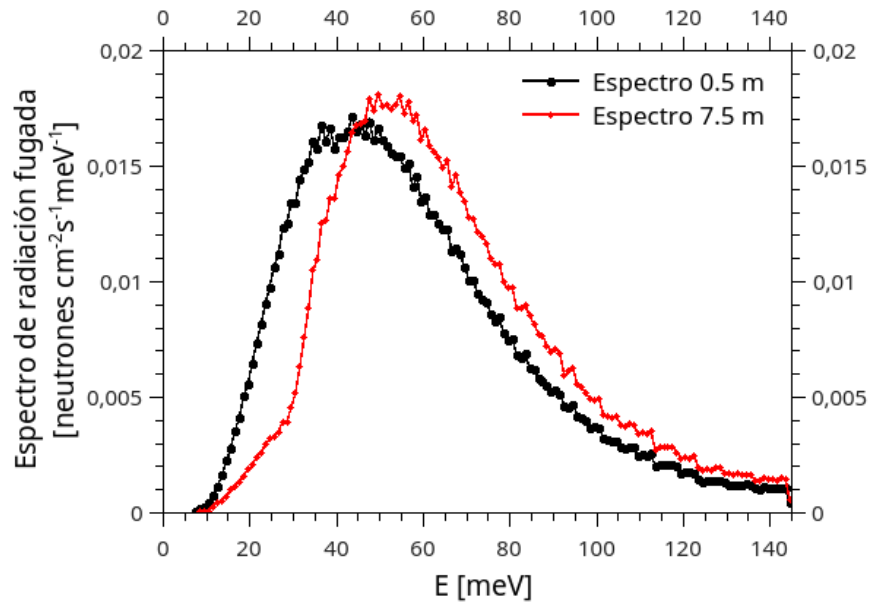


Figura 10: Espectro de energía de los neutrones que se fugan de la guía en el primer (0.5 m) y último segmento (7.5 m).

En las Figuras 11 y 12 se muestran los resultados para la tasa de dosis equivalente ambiental para fotones, con errores estadísticos del orden del 3%. En las Figuras 13 y 14 se muestran las tasas de dosis equivalente ambiental para neutrones, con errores estadísticos de entre el 20 y 30%.

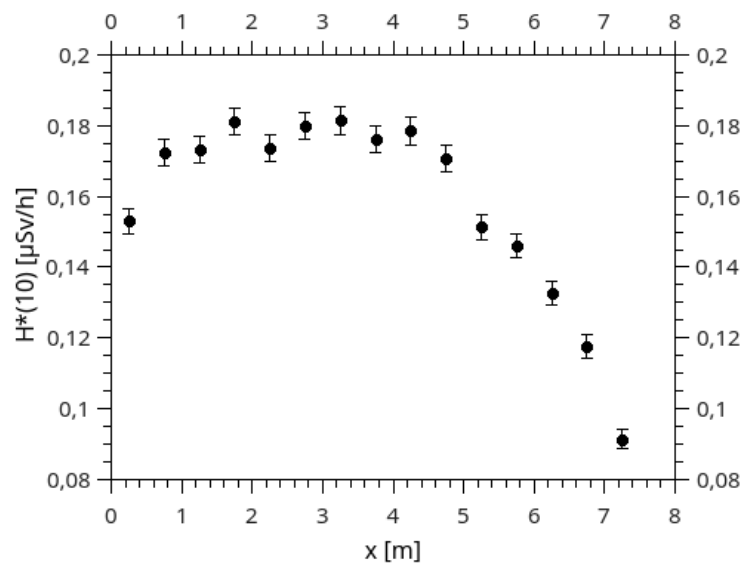


Figura 11: Tasa de dosis equivalente ambiental para fotones, lateral de la guía.

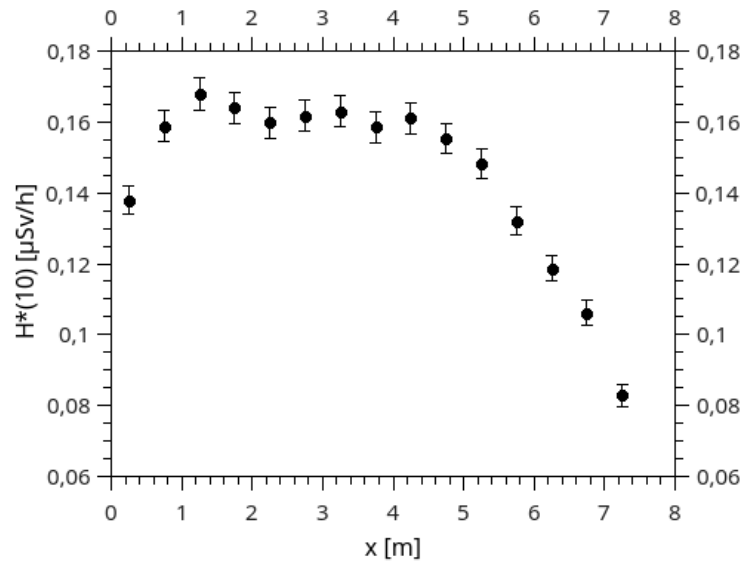


Figura 12: Tasa de dosis equivalente ambiental para fotones, sobre la guía.

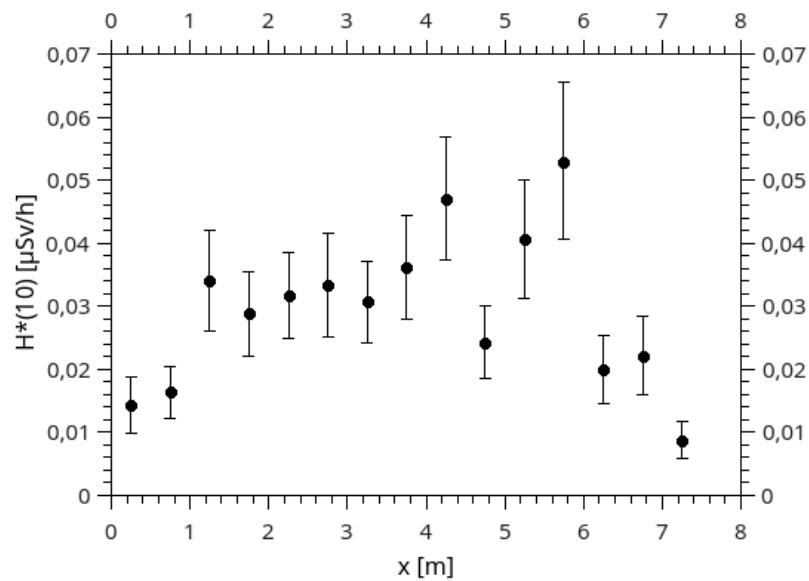


Figura 13: Tasa de dosis equivalente ambiental para neutrones, lateral de la guía.

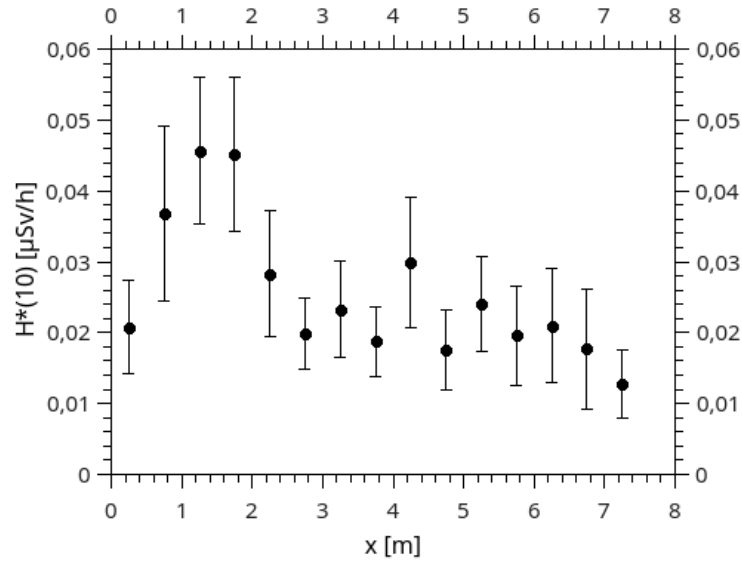


Figura 14: Tasa de dosis equivalente ambiental para neutrones, sobre la guía.

El tiempo de cálculo computacional en un procesador requerido para obtener estos resultados fue de  $\sim 162$  horas.

En las Figuras 11 y 12 se observa una disminución en  $\dot{H}(10)$  para fotones hacia el final de la guía, del orden del 50 %. Esta caída en la tasa de dosis equivalente coincide porcentualmente con la reducción de intensidad superficial de los neutrones fugados a lo largo de la guía ( $\sim 58$  %), tal como se aprecia en la Tabla 3. Se puede concluir que esta disminución en  $\dot{H}(10)$  se corresponde con una menor fuente de neutrones, ya que los fotones que la generan provienen de posteriores desexcitaciones a la activación neutrónica de los materiales de la guía y el blindaje, causadas por la fuga de partículas de dicha guía. Además, se observa que la tasa de dosis máxima se encuentra en el centro de la guía. Esto se debe a la contribución producida por fotones que nacen en los tramos circundantes. Este fenómeno puede no observarse si se modela la continuación de la guía o el instrumento que se ubicaría luego de la misma.

Por otro lado, los resultados de tasa de dosis equivalente obtenidos para neutrones no son confiables, ya que el error estadístico que los acompaña es muy grande para obtener conclusiones precisas sobre los perfiles de dosis. Para la disminución del error estadístico, se requiere aumentar el tiempo de cálculo. Tal como se indica en la sección 2.3.1, esta incerteza varía como  $1/\sqrt{N}$ , implicando que la reducción de los errores a la mitad de su valor actual requeriría un cálculo 4 veces más largo. Sin embargo, la existencia de esta tasa de dosis justifica la necesidad de utilizar absorbentes neutrónicos en el blindaje.

Cabe destacar que los valores obtenidos para la tasas de dosis en las inmediaciones de la guía cumplen con los criterios establecidos por la Autoridad Regulatoria Nuclear (sección 2.2.2).

## 5. Conclusiones

En este trabajo se propone una metodología para realizar cálculos de transporte de radiación en guías de neutrones que puedan ser usados para el diseño de blindajes. Para ello se emplean los códigos computacionales McStas y TRIPOLI-4, basados en técnicas Monte Carlo para la simulación de haces de neutrones.

La guía de neutrones térmicos GT1 del RA-10 se simula en el código McStas. Para esto fue necesario adaptar el componente que representa la fuente a las características particulares de esta guía. Empleando los monitores del código se cuantifica la pérdida de neutrones a través de las caras de la guía, así como el espectro de energía que poseen.

Con los resultados obtenidos en McStas, se modela la guía y un blindaje típico en el código TRIIPOLI-4. El blindaje se compone de una capa inicial de carburo de boro ( $B_4C$ ) para absorber los neutrones fugados, una capa de plomo-antimonio (Pb-Sb) para atenuar la radiación gamma emitida durante la absorción de los neutrones, una capa de polietileno borado para termalizar y absorber los fotoneutrones generados en el plomo, y finalmente una nueva capa de Pb-Sb para absorber la radiación gamma generada por el decaimiento del boro activado en la capa anterior.

Utilizando composiciones de guías típicas, se emplea este modelo para obtener tasas de dosis equivalente ambiental por neutrones y fotones en las inmediaciones del blindaje.

Si bien los cálculos realizados no representan una validación de la metodología, ya que para ello sería necesario contrastar estos resultados con datos experimentales, se encuentra que los valores de tasas de dosis obtenidos cumplen con las exigencias de la Autoridad Regulatoria Nuclear, cuando se emplean blindajes típicos como los existentes en otras instalaciones similares al RA-10.

## Referencias

- [1] C. Rehm and M. M. Agamalian, “Flux gain for next-generation neutron-scattering instruments resulting from improved supermirror performance,” in *Neutron Optics*, vol. 4509, pp. 56–66, International Society for Optics and Photonics, 2001.
- [2] R. Pynn, *Neutron Scattering - A Primer*. Los Alamos Neutron Science Center., 1990.
- [3] G. L. Squires, *Introduction to the Theory of Thermal Neutron Scattering*. Cambridge University Press., 1978.
- [4] B. T. M. Willis and C. J. Carlile, *Experimental neutron scattering*. Oxford University Press, 2017.
- [5] P. Böni, D. Clemens, M. S. Kumar, and S. Tixier, “Challenges in the field of large-m supermirrors,” *Physica B: Condensed Matter*, vol. 241, pp. 1060–1067, 1997.
- [6] F. Mezei, “Novel polarized neutron devices: Supermirror and spin component amplifier,” *Comm Phys*, vol. 1, pp. 81 – 85, 1976.
- [7] J. B. Hayter and H. Mook, “Discrete thin-film multilayer design for X-ray and neutron supermirrors,” *Journal of Applied Crystallography*, vol. 22, no. 1, pp. 35–41, 1989.
- [8] A. Márquez, “Análisis de los haces de neutrones térmicos y fríos,” tech. rep., Comisión Nacional de Energía Atómica: IT-47/RA-10/6006-3-01 Rev.:0.
- [9] H. Aschauer, A. Fleischmann, C. Schanzer, and E. Steichele, “Neutron guides at the FRM-II,” *Physica B: Condensed Matter*, vol. 283, no. 4, pp. 323–329, 2000.
- [10] I. C. on Radiological Protection, “Recomendaciones 2007 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica,” *ICRP publication*, vol. 103, 2007.
- [11] Autoridad Regulatoria Nuclear, “Norma básica de seguridad radiológica AR 10.1.1. Revisión 3.,” *Autoridad Regulatoria Nuclear*, 2003.
- [12] L. Caballero, P. Coll, M. Ginjaume, R. Montserrat, M. Ortega, and C. Tapia, “Radiaciones ionizantes: utilización y riesgos. Vol I,” 1996.
- [13] J. Shapiro, *Radiation protection: a guide for scientists, regulators, and physicians*. Harvard University Press, 2002.
- [14] F. H. Attix, *Introduction to radiological physics and radiation dosimetry*. John Wiley & Sons, 2008.
- [15] Autoridad Regulatoria Nuclear, “Exposición ocupacional en reactores nucleares de investigación AR 4.1.1. Revisión 0.,” *Autoridad Regulatoria Nuclear*, 2002.
- [16] A. F. Bielajew, “Fundamentals of the Monte Carlo method for neutral and charged particle transport,” *The University of Michigan*, 2001.
- [17] F. James, “Monte Carlo theory and practice,” *Reports on progress in Physics*, vol. 43, no. 9, p. 1145, 1980.
- [18] P. Willendrup, E. Farhi, E. Knudsen, U. Filges, and K. Lefmann, “Users and Programmers Guide for the Neutron Ray-Tracing Package McStas, version 2.4.1,” 2017.

- [19] P. Willendrup, E. Farhi, E. Knudsen, U. Filges, and K. Lefmann, “Component Manual for the Neutron Ray-Tracing Package McStas, version 2.4.1,” 2017.
- [20] A. Tartaglione, J. Blostein, F. Cantargi, J. Marín, A. Baruj, G. Meyer, J. Santisteban, and F. Sánchez, “Present and Future Activities on Neutron Imaging in Argentina,” *Physics Procedia*, vol. 69, pp. 124–129, 2015.
- [21] R. R. L. Mildemberger S A, Bazzana S, “Análisis de métodos de reducción de varianza aplicados a cálculos de blindajes mediante el método Monte Carlo.”
- [22] “[www.mcstas.org](http://www.mcstas.org).”
- [23] M. Battat, D. Harris, J. Hubbell, and R. Roussin, “American national standard neutron and gamma-ray flux-to-dose rate factors,” *ANSI/ANS*, 1977.
- [24] M. J. Cervantes, “Desarrollo de modelos y componentes de simulación Montecarlo para diseño de experimentos de imágenes dependientes de la longitud de onda del neutrón en el instrumento ASTOR del LAHN-Proyecto Final Integrador Ingeniería Nuclear con Orientación en Aplicaciones,” 2018.
- [25] A. Maître, “Análisis del blindaje del bunker de guías en el edificio del reactor y edificio de guías,” tech. rep., Comisión Nacional de Energía Atómica: IT -INV/RA-10/0140-3-030. Rev.: 0.
- [26] A. S. Kipcak, P. Gurses, E. M. Derun, N. Tugrul, and S. Piskin, “Characterization of boron carbide particles and its shielding behavior against neutron radiation,” *Energy conversion and management*, vol. 72, pp. 39–44, 2013.
- [27] T. Ersez, G. Braoudakis, and J. Osborn, “Radiation shielding for neutron guides,” *Physica B: Condensed Matter*, vol. 385, pp. 1268–1270, 2006.
- [28] C. J. B. T Maruyama, “Attenuation of 15 MeV neutrons in multilayer shields composed of steel, polyethylene and borated materials,” *Physics in Medicine and Biology*, vol. 17, p. 420–424, 1972.

## Anexo I

En este Anexo se especifican las composiciones<sup>9</sup> utilizadas para los materiales de la guía simulada con el código TRIPOLI-4.

Elemento	Fracciones de masa
B-Nat	4.0064
<sup>16</sup> O	53.9562
Na-Nat	2.8191
Al-Nat	1.1644
Si-Nat	37.7220
K-Nat	0.3321

Vidrio Pyrex.

Elemento	Átomos/cm <sup>3</sup>
<sup>3</sup> He	$3.2114 \times 10^{-11}$
<sup>4</sup> He	$2.3441 \times 10^{-05}$

Helio

Elemento	Átomos/cm <sup>3</sup>
<sup>10</sup> B	$5.9986 \times 10^{-04}$
<sup>11</sup> B	$2.4577 \times 10^{-03}$
H <sub>CH<sub>2</sub></sub>	$7.6758 \times 10^{-02}$
C-Nat	$3.8437 \times 10^{-02}$

Polietileno Borado.

Elemento	Fracción en masa
B-Nat	0.78263
C-Nat	0.21737

Carburo de boro.

Elemento	Átomos/cm <sup>3</sup>
<sup>64</sup> Ni	$5.9846 \times 10^{-04}$
<sup>58</sup> Ni	$4.4012 \times 10^{-02}$
<sup>60</sup> Ni	$1.6978 \times 10^{-02}$
<sup>61</sup> Ni	$7.3453 \times 10^{-04}$
<sup>62</sup> Ni	$2.3481 \times 10^{-03}$
<sup>48</sup> Ti	$1.2222 \times 10^{-02}$
<sup>49</sup> Ti	$9.0913 \times 10^{-04}$
<sup>50</sup> Ti	$8.9709 \times 10^{-04}$
<sup>46</sup> Ti	$1.3246 \times 10^{-03}$
<sup>47</sup> Ti	$1.2102 \times 10^{-03}$

Composición del *supermirror*.

Elemento	Átomos/cm <sup>3</sup>
<sup>204</sup> Pb	$4.25772 \times 10^{-04}$
<sup>206</sup> Pb	$7.32936 \times 10^{-03}$
<sup>207</sup> Pb	$6.72111 \times 10^{-03}$
<sup>208</sup> Pb	$1.59360 \times 10^{-02}$
<sup>121</sup> Sb	$1.23366 \times 10^{-03}$
<sup>123</sup> Sb	$9.22709 \times 10^{-04}$

Plomo-Antimonio.

Elemento	Átomos/cm <sup>3</sup>
<sup>16</sup> O	$1.119 \times 10^{-05}$
<sup>14</sup> N	$4.281 \times 10^{-05}$

Aire.

<sup>9</sup>La terminación -Nat indica que la composición es la del elemento natural.

Elemento	Átomos/cm <sup>3</sup>
<sup>27</sup> Al	$5.74591 \times 10^{-02}$
<sup>50</sup> Cr	$3.39675 \times 10^{-06}$
<sup>52</sup> Cr	$6.55029 \times 10^{-05}$
<sup>53</sup> Cr	$7.42751 \times 10^{-06}$
<sup>54</sup> Cr	$1.84886 \times 10^{-06}$
<sup>63</sup> Cu	$1.76984 \times 10^{-05}$
<sup>65</sup> Cu	$7.88842 \times 10^{-06}$
<sup>54</sup> Fe	$8.50893 \times 10^{-06}$
<sup>56</sup> Fe	$1.33572 \times 10^{-04}$
<sup>57</sup> Fe	$3.08476 \times 10^{-06}$
<sup>58</sup> Fe	$4.10525 \times 10^{-07}$
<sup>24</sup> Mg	$6.34107 \times 10^{-04}$
<sup>25</sup> Mg	$8.02768 \times 10^{-05}$
<sup>26</sup> Mg	$8.83848 \times 10^{-05}$
<sup>55</sup> Mn	$2.95959 \times 10^{-04}$
<sup>28</sup> Si	$6.94125 \times 10^{-04}$
<sup>29</sup> Si	$3.52444 \times 10^{-05}$
<sup>30</sup> Si	$2.32328 \times 10^{-05}$
<sup>46</sup> Ti	$2.80235 \times 10^{-06}$
<sup>47</sup> Ti	$2.52721 \times 10^{-06}$
<sup>48</sup> Ti	$2.50411 \times 10^{-05}$
<sup>49</sup> Ti	$1.83766 \times 10^{-06}$
<sup>50</sup> Ti	$1.75954 \times 10^{-06}$
Zn-Nat	$5.12996 \times 10^{-05}$

Composición del metal AlMgSi.

Elemento	Átomos/cm <sup>3</sup>
<sup>50</sup> Cr	$7.6492 \times 10^{-04}$
<sup>52</sup> Cr	$1.4751 \times 10^{-02}$
<sup>53</sup> Cr	$1.6726 \times 10^{-03}$
<sup>54</sup> Cr	$4.1635 \times 10^{-04}$
<sup>58</sup> Ni	$5.8673 \times 10^{-03}$
<sup>60</sup> Ni	$2.2601 \times 10^{-03}$
<sup>61</sup> Ni	$9.8244 \times 10^{-05}$
<sup>62</sup> Ni	$3.1325 \times 10^{-04}$
<sup>64</sup> Ni	$7.9775 \times 10^{-05}$
C-Nat	$1.4039 \times 10^{-04}$
<sup>55</sup> Mn	$1.7539 \times 10^{-03}$
<sup>28</sup> Si	$1.5820 \times 10^{-03}$
<sup>29</sup> Si	$8.0365 \times 10^{-05}$
<sup>30</sup> Si	$5.3039 \times 10^{-05}$
<sup>31</sup> P	$6.2217 \times 10^{-05}$
<sup>32</sup> S	$4.2816 \times 10^{-05}$
<sup>33</sup> S	$3.3806 \times 10^{-07}$
<sup>34</sup> S	$1.9157 \times 10^{-06}$
<sup>36</sup> S	$4.5074 \times 10^{-09}$
<sup>54</sup> Fe	$3.3984 \times 10^{-03}$
<sup>56</sup> Fe	$5.3347 \times 10^{-02}$
<sup>57</sup> Fe	$1.2320 \times 10^{-03}$
<sup>58</sup> Fe	$1.6396 \times 10^{-04}$

Acero.

## Anexo II

En este Anexo se incluye el input empleado para simular la guía térmica en el código McStas.

```

DEFINE INSTRUMENT GT1_RA10()

DECLARE
%{
double xw=0.1;
double yw=0.4;
double b=80;
double bx=100;
double by=100;
double ml=2;
double mr=2;
double mtop=2;
double mb=2;
%}

INITIALIZE
%{
%}

TRACE

COMPONENT origin = Progress_bar()
AT (0, 0, 0) RELATIVE ABSOLUTE

COMPONENT arm_source = Arm()
AT (0, 0, 0) RELATIVE origin

Fuente

COMPONENT ra10_gen_source = Source_RA10_gt1(alto=0.3, ancho=0.07, theta_max=0.005, E_file = "Espectro acumulado
GT1")
AT (0, 0, 0) RELATIVE origin

COMPONENT Mon_xy_fuente = Monitor_nD(
options = "x y", bins=b, restore_neutron=1,
xwidth = xw, yheight = yw)
AT (0, 0, 1E-8) RELATIVE arm_source

restore_neutron=1,
xwidth = xw,
yheight = yw)
AT (0, 0, 0.50000011) RELATIVE arm_source

COMPONENT E_fuente = E_monitor(
nE=500, filename = "E_fuente.dat",
restore_neutron=1, xwidth=xw,
yheight=yw, Emin=0.0,
Emax=500)
AT (0, 0, 0.000000001155) RELATIVE arm_source

COMPONENT E_0_5m = E_monitor(
nE=500, filename= "E_0_5m.dat",
restore_neutron=1, xwidth=xw,
yheight=yw, Emin=0.0,
Emax=500)
AT (0, 0, 0.50000011555) RELATIVE arm_source

Guía

Segmento 1

COMPONENT guide_seg1 = Guide_gravity(
w1=0.07, h1=0.3, w2=0.07, h2=0.3,
l=0.5, mleft=ml, mright=mr,
mtop=mtop, mbottom=mb,
nelements=1)
AT (0, 0, 1E-7) RELATIVE arm_source

COMPONENT Mon_xy_0_5m = Monitor_nD(
options = "x y", bins=b,
restore_neutron=1,
xwidth = xw,

Segmento 2

COMPONENT guide_seg2 = Guide_gravity(
w1=0.07, h1=0.3, w2=0.07, h2=0.3,
l=0.5, mleft=ml, mright=mr,
mtop=mtop, mbottom=mb,
nelements=1)
AT (0, 0, 0.50000012) RELATIVE arm_source

COMPONENT Mon_xy_1m = Monitor_nD(
options = "x y", bins=b,
restore_neutron=1,
xwidth = xw,

```

```
yheight = yw)
AT (0, 0, 1.00000013) RELATIVE arm_source

COMPONENT E_1m = E_monitor(
nE=500, filename = "E_1m.dat",
restore_neutron=1, xwidth=xw,
yheight=yw, Emin=0.0,
Emax=500)
AT (0, 0, 1.00000013555) RELATIVE arm_source
```

*Segmento 3*

```
COMPONENT guide_seg3 = Guide_gravity(
w1=0.07, h1=0.3, w2=0.07, h2=0.3,
l=0.5, mleft=ml, mright=mr,
mtop=mtop, mbottom=mb,
nelements=1)
AT (0, 0, 1.000000014) RELATIVE arm_source

COMPONENT Mon_xy_1_5m = Monitor_nD(
options = "x y", bins=b,
restore_neutron=1,
xwidth = xw,
yheight = yw)
AT (0, 0, 1.500000015) RELATIVE arm_source

COMPONENT E_1_5m = E_monitor(
nE=500, filename = "E_1_5m.dat",
restore_neutron=1, xwidth=xw,
yheight=yw, Emin=0.0,
Emax=500)
AT (0, 0, 1.500000015555) RELATIVE arm_source
```

*Segmento 4*

```
COMPONENT guide_seg4 = Guide_gravity(
w1=0.07, h1=0.3, w2=0.07, h2=0.3,
l=0.5, mleft=ml, mright=mr,
mtop=mtop, mbottom=mb,
nelements=1)
AT (0, 0, 1.500000016) RELATIVE arm_source

COMPONENT Mon_xy_2m = Monitor_nD(
options = "x y", bins=b,
restore_neutron=1,
xwidth = xw,
yheight = yw)
AT (0, 0, 2.000000017) RELATIVE arm_source

COMPONENT E_2m = E_monitor(
nE=500, filename = "E_2m.dat",
restore_neutron=1, xwidth=xw,
yheight=yw, Emin=0.0,
Emax=500)
AT (0, 0, 2.000000017555) RELATIVE arm_source
```

*Segmento 5*

```
COMPONENT guide_seg5 = Guide_gravity(
w1=0.07, h1=0.3, w2=0.07, h2=0.3,
l=0.5, mleft=ml, mright=mr,
mtop=mtop, mbottom=mb,
nelements=1)
AT (0, 0, 2.000000018) RELATIVE arm_source

COMPONENT Mon_xy_2_5m = Monitor_nD(
options = "x y", bins=b,
restore_neutron=1, xwidth = xw,
yheight = yw)
```

```
AT (0, 0, 2.500000019) RELATIVE arm_source

COMPONENT E_2_5m = E_monitor(
nE=500, filename = "E_2_5m.dat",
restore_neutron=1, xwidth=xw,
yheight=yw, Emin=0.0,
Emax=500)
AT (0, 0, 2.500000019555) RELATIVE arm_source
```

*Segmento 6*

```
COMPONENT guide_seg6 = Guide_gravity(
w1=0.07, h1=0.3, w2=0.07, h2=0.3,
l=0.5, mleft=ml, mright=mr,
mtop=mtop, mbottom=mb,
nelements=1)
AT (0, 0, 2.50000002) RELATIVE arm_source

COMPONENT Mon_xy_3m = Monitor_nD(
options = "x y", bins=b,
restore_neutron=1,
xwidth = xw,
yheight = yw)
AT (0, 0, 3.000000021) RELATIVE arm_source

COMPONENT E_3m = E_monitor(
nE=500, filename = "E_3m.dat",
restore_neutron=1,
xwidth=xw, yheight=yw, Emin=0.0,
Emax=500)
AT (0, 0, 3.000000021555) RELATIVE arm_source
```

*Segmento 7*

```
COMPONENT guide_seg7 = Guide_gravity(
w1=0.07, h1=0.3, w2=0.07, h2=0.3,
l=0.5, mleft=ml, mright=mr,
mtop=mtop, mbottom=mb,
nelements=1)
AT (0, 0, 3.000000022) RELATIVE arm_source

COMPONENT Mon_xy_3_5m = Monitor_nD(
options = "x y", bins=b,
restore_neutron=1,
xwidth = xw,
yheight = yw)
AT (0, 0, 3.500000023) RELATIVE arm_source

COMPONENT E_3_5m = E_monitor(
nE=500, filename = "E_3_5m.dat",
restore_neutron=1,
xwidth=xw, yheight=yw,
Emin=0.0, Emax=500)
AT (0, 0, 3.500000023555) RELATIVE arm_source
```

*Segmento 8*

```
COMPONENT guide_seg8 = Guide_gravity(
w1=0.07, h1=0.3, w2=0.07, h2=0.3,
l=0.5, mleft=ml, mright=mr,
mtop=mtop, mbottom=mb,
nelements=1)
AT (0, 0, 3.500000024) RELATIVE arm_source

COMPONENT Mon_xy_4m = Monitor_nD(
options = "x y", bins=b,
restore_neutron=1,
xwidth = xw, yheight = yw)
AT (0, 0, 4.000000025) RELATIVE arm_source
```

```
COMPONENT E_4m = E_monitor(
nE=500, filename = "E_4m.dat",
restore_neutron=1,
xwidth=xw, yheight=yw,
Emin=0.0, Emax=500)
AT (0, 0, 4.000000025555) RELATIVE arm_source
```

*Segmento 9*

```
COMPONENT guide_seg9 = Guide_gravity(
w1=0.07, h1=0.3, w2=0.07, h2=0.3,
l=0.5, mleft=ml, mright=mr,
mtop=mtop, mbottom=mb,
nelements=1)
AT (0, 0, 4.000000026) RELATIVE arm_source
```

```
COMPONENT Mon_xy_4_5m = Monitor_nD(
options = "x y", bins=b,
restore_neutron=1,
xwidth = xw,
yheight = yw)
AT (0, 0, 4.500000027) RELATIVE arm_source
```

```
COMPONENT E_4_5m = E_monitor(
nE=500, filename = "E_4_5m.dat",
restore_neutron=1,
xwidth=xw, yheight=yw,
Emin=0.0, Emax=500)
AT (0, 0, 4.50000002755) RELATIVE arm_source
```

*Segmento 10*

```
COMPONENT guide_seg10 = Guide_gravity(
w1=0.07, h1=0.3, w2=0.07, h2=0.3,
l=0.5, mleft=ml, mright=mr,
mtop=mtop, mbottom=mb,
nelements=1)
AT (0, 0, 4.500000028) RELATIVE arm_source
```

```
COMPONENT Mon_xy_5m = Monitor_nD(
options = "x y", bins=b,
restore_neutron=1, xwidth = xw,
yheight = yw)
AT (0, 0, 5.000000029) RELATIVE arm_source
```

```
COMPONENT E_5m = E_monitor(
nE=500, filename = "E_5m.dat",
restore_neutron=1,
xwidth=xw, yheight=yw,
Emin=0.0, Emax=500)
AT (0, 0, 5.000000029555) RELATIVE arm_source
```

*Segmento 11*

```
COMPONENT guide_seg11 = Guide_gravity(
w1=0.07, h1=0.3, w2=0.07, h2=0.3,
l=0.5, mleft=ml, mright=mr,
mtop=mtop, mbottom=mb,
nelements=1)
AT (0, 0, 5.00000003) RELATIVE arm_source
```

```
COMPONENT Mon_xy_5_5m = Monitor_nD(
options = "x y", bins=b,
restore_neutron=1, xwidth = xw,
yheight = yw)
AT (0, 0, 5.500000031) RELATIVE arm_source
```

```
COMPONENT E_5_5m = E_monitor(
```

```
nE=500, filename = "E_5_5m.dat",
restore_neutron=1,
xwidth=xw, yheight=yw,
Emin=0.0, Emax=500)
AT (0, 0, 5.500000031555) RELATIVE arm_source
```

*Segmento 12*

```
COMPONENT guide_seg12 = Guide_gravity(
w1=0.07, h1=0.3, w2=0.07, h2=0.3,
l=0.5, mleft=ml, mright=mr,
mtop=mtop, mbottom=mb,
nelements=1)
AT (0, 0, 5.500000032) RELATIVE arm_source
```

```
COMPONENT Mon_xy_6m = Monitor_nD(
options = "x y", bins=b,
restore_neutron=1, xwidth = xw,
yheight = yw)
AT (0, 0, 6.000000033) RELATIVE arm_source
```

```
COMPONENT E_6m = E_monitor(
nE=500, filename = "E_6m.dat",
restore_neutron=1,
xwidth=xw, yheight=yw,
Emin=0.0, Emax=500)
AT (0, 0, 6.000000033555) RELATIVE arm_source
```

*Segmento 13*

```
COMPONENT guide_seg13 = Guide_gravity(
w1=0.07, h1=0.3, w2=0.07, h2=0.3,
l=0.5, mleft=ml, mright=mr,
mtop=mtop, mbottom=mb,
nelements=1)
AT (0, 0, 6.000000034) RELATIVE arm_source
```

```
COMPONENT Mon_xy_6_5m = Monitor_nD(
options = "x y", bins=b,
restore_neutron=1,
xwidth = xw, yheight = yw)
AT (0, 0, 6.500000035) RELATIVE arm_source
```

```
COMPONENT E_6_5m = E_monitor(
nE=500, filename = "E_6_5m.dat",
restore_neutron=1,
xwidth=xw, yheight=yw,
Emin=0.0, Emax=500)
AT (0, 0, 6.500000035555) RELATIVE arm_source
```

*Segmento 14*

```
COMPONENT guide_seg14 = Guide_gravity(
w1=0.07, h1=0.3, w2=0.07, h2=0.3,
l=0.5, mleft=ml, mright=mr,
mtop=mtop, mbottom=mb,
nelements=1)
AT (0, 0, 6.500000036) RELATIVE arm_source
```

```
COMPONENT Mon_xy_7m = Monitor_nD(
options = "x y", bins=b,
restore_neutron=1,
xwidth = xw, yheight = yw)
AT (0, 0, 7.000000037) RELATIVE arm_source
```

```
COMPONENT E_7m = E_monitor(
nE=500, filename = "E_7m.dat",
restore_neutron=1,
xwidth=xw, yheight=yw,
```

```
Emin=0.0, Emax=500)  
AT (0, 0, 7.00000003755) RELATIVE arm_source
```

*Segmento 15*

```
COMPONENT guide_seg15 = Guide_gravity(  
w1=0.07, h1=0.3, w2=0.07, h2=0.3,  
l=0.5, mleft=ml, mright=mr,  
mtop=mtop, mbottom=mb,  
nelements=1)  
AT (0, 0, 7.000000038) RELATIVE arm_source
```

*Salida de la guía*

```
COMPONENT Mon_xy_7_5m = Monitor_nD(  
options = 'x y', bins=b,
```

```
restore_neutron=1,  
xwidth = xw, yheight = yw)  
AT (0, 0, 7.500000039) RELATIVE arm_source
```

```
COMPONENT E_7_5m = E_monitor(  
nE=500, filename = 'E_7_5m.dat',  
restore_neutron=1,  
xwidth=xw, yheight=yw,  
Emin=0.0, Emax=500)  
AT (0, 0, 7.500000039555) RELATIVE arm_source
```

```
FINALLY  
%{  
%}
```

```
END
```

## Anexo III

En este Anexo se incluye el input empleado para simular la guía térmica en el código TRIPOLI-4.

### GEOMETRIE

TITRE guia térmica GT1 RA-10, m=2

### COMMENT

Type 1: interior de la guía - He  
Type 2: espejo de Ni-Ti, 41 bilayers  
Type 3: vidrio pyrex  
Type 4: AlMgSi  
Type 5: He  
Type 6: Acero  
Type 7: volumen de aire que contiene la guía

Type 8 a 22 : volúmenes virtuales para fuente

Type 30: blindaje - B4C  
Type 31: blindaje - Pb-Sb  
Type 32: blindaje - Poly-borado  
Type 33: blindaje - Pb-Sb

Type 34 a 48: volúmenes de control laterales con aire para H\*(10)  
Type 49 a 63: volúmenes de control superiores con aire para H\*(10)

### COMMENT

TYPE 8 BOITE 7.001 50 30.001  
TYPE 9 BOITE 7.001 50 30.001  
TYPE 10 BOITE 7.001 50 30.001  
TYPE 11 BOITE 7.001 50 30.001  
TYPE 12 BOITE 7.001 50 30.001  
TYPE 13 BOITE 7.001 50 30.001  
TYPE 14 BOITE 7.001 50 30.001  
TYPE 15 BOITE 7.001 50 30.001  
TYPE 16 BOITE 7.001 50 30.001  
TYPE 17 BOITE 7.001 50 30.001  
TYPE 18 BOITE 7.001 50 30.001  
TYPE 19 BOITE 7.001 50 30.001  
TYPE 20 BOITE 7.001 50 30.001  
TYPE 21 BOITE 7.001 50 30.001  
TYPE 22 BOITE 7.001 50 30.001

TYPE 7 BOITE 150 750 120  
TYPE 63 BOITE 54 50 10  
TYPE 62 BOITE 54 50 10  
TYPE 61 BOITE 54 50 10  
TYPE 60 BOITE 54 50 10  
TYPE 59 BOITE 54 50 10  
TYPE 58 BOITE 54 50 10  
TYPE 57 BOITE 54 50 10  
TYPE 56 BOITE 54 50 10  
TYPE 55 BOITE 54 50 10  
TYPE 54 BOITE 54 50 10  
TYPE 53 BOITE 54 50 10  
TYPE 52 BOITE 54 50 10  
TYPE 51 BOITE 54 50 10  
TYPE 50 BOITE 54 50 10  
TYPE 49 BOITE 54 50 10

TYPE 48 BOITE 10 50 77  
TYPE 47 BOITE 10 50 77  
TYPE 46 BOITE 10 50 77  
TYPE 45 BOITE 10 50 77  
TYPE 44 BOITE 10 50 77

TYPE 43 BOITE 10 50 77  
TYPE 42 BOITE 10 50 77  
TYPE 41 BOITE 10 50 77  
TYPE 40 BOITE 10 50 77  
TYPE 39 BOITE 10 50 77  
TYPE 38 BOITE 10 50 77  
TYPE 37 BOITE 10 50 77  
TYPE 36 BOITE 10 50 77  
TYPE 35 BOITE 10 50 77  
TYPE 34 BOITE 10 50 77

TYPE 33 BOITE 54.000274 750 76.200274  
TYPE 32 BOITE 44.000274 750 66.200274  
TYPE 31 BOITE 24.000274 750 46.200274  
TYPE 30 BOITE 14.000274 750 36.200274  
TYPE 6 BOITE 12.000274 750 34.200274  
TYPE 5 BOITE 11.000274 750 33.200274  
TYPE 4 BOITE 10.000274 750 32.200274  
TYPE 3 BOITE 8.000274 750 31.000274  
TYPE 2 BOITE 7.001274 750 30.001274  
TYPE 1 BOITE 7.001 750 30.001

VOLU 7 COMBI 7 0 400 0 FINV  
VOLU 34 COMBI 34 33 25 0 ECRASE 1 7 FINV  
VOLU 35 COMBI 35 33 75 0 ECRASE 1 7 FINV  
VOLU 36 COMBI 36 33 125 0 ECRASE 1 7 FINV  
VOLU 37 COMBI 37 33 175 0 ECRASE 1 7 FINV  
VOLU 38 COMBI 38 33 225 0 ECRASE 1 7 FINV  
VOLU 39 COMBI 39 33 275 0 ECRASE 1 7 FINV  
VOLU 40 COMBI 40 33 325 0 ECRASE 1 7 FINV  
VOLU 41 COMBI 41 33 375 0 ECRASE 1 7 FINV  
VOLU 42 COMBI 42 33 425 0 ECRASE 1 7 FINV  
VOLU 43 COMBI 43 33 475 0 ECRASE 1 7 FINV  
VOLU 44 COMBI 44 33 525 0 ECRASE 1 7 FINV  
VOLU 45 COMBI 45 33 575 0 ECRASE 1 7 FINV  
VOLU 46 COMBI 46 33 625 0 ECRASE 1 7 FINV  
VOLU 47 COMBI 47 33 675 0 ECRASE 1 7 FINV  
VOLU 48 COMBI 48 33 725 0 ECRASE 1 7 FINV

VOLU 49 COMBI 49 0 25 44 ECRASE 1 7 FINV  
VOLU 50 COMBI 50 0 75 44 ECRASE 1 7 FINV  
VOLU 51 COMBI 51 0 125 44 ECRASE 1 7 FINV  
VOLU 52 COMBI 52 0 175 44 ECRASE 1 7 FINV  
VOLU 53 COMBI 53 0 225 44 ECRASE 1 7 FINV  
VOLU 54 COMBI 54 0 275 44 ECRASE 1 7 FINV  
VOLU 55 COMBI 55 0 325 44 ECRASE 1 7 FINV  
VOLU 56 COMBI 56 0 375 44 ECRASE 1 7 FINV  
VOLU 57 COMBI 57 0 425 44 ECRASE 1 7 FINV  
VOLU 58 COMBI 58 0 475 44 ECRASE 1 7 FINV  
VOLU 59 COMBI 59 0 525 44 ECRASE 1 7 FINV  
VOLU 60 COMBI 60 0 575 44 ECRASE 1 7 FINV  
VOLU 61 COMBI 61 0 625 44 ECRASE 1 7 FINV  
VOLU 62 COMBI 62 0 675 44 ECRASE 1 7 FINV  
VOLU 63 COMBI 63 0 725 44 ECRASE 1 7 FINV

VOLU 33 COMBI 33 0 375 0 ECRASE 1 7 FINV  
VOLU 32 COMBI 32 0 375 0 ECRASE 1 33 FINV  
VOLU 31 COMBI 31 0 375 0 ECRASE 1 32 FINV  
VOLU 30 COMBI 30 0 375 0 ECRASE 1 31 FINV  
VOLU 6 COMBI 6 0 375 0 ECRASE 1 30 FINV  
VOLU 5 COMBI 5 0 375 0 ECRASE 1 6 FINV  
VOLU 4 COMBI 4 0 375 0 ECRASE 1 5 FINV  
VOLU 3 COMBI 3 0 375 0 ECRASE 1 4 FINV  
VOLU 2 COMBI 2 0 375 0 ECRASE 1 3 FINV  
VOLU 1 COMBI 1 0 375 0 ECRASE 1 2 FINV

VOLU 8 COMBI 8 0 25 0 FICTIVE FINV  
VOLU 9 COMBI 9 0 75 0 FICTIVE FINV  
VOLU 10 COMBI 10 0 125 0 FICTIVE FINV  
VOLU 11 COMBI 11 0 175 0 FICTIVE FINV

```
VOLU 12 COMBI 12 0 225 0 FICTIVE FINV
VOLU 13 COMBI 13 0 275 0 FICTIVE FINV
VOLU 14 COMBI 14 0 325 0 FICTIVE FINV
VOLU 15 COMBI 15 0 375 0 FICTIVE FINV
VOLU 16 COMBI 16 0 425 0 FICTIVE FINV
VOLU 17 COMBI 17 0 475 0 FICTIVE FINV
VOLU 18 COMBI 18 0 525 0 FICTIVE FINV
VOLU 19 COMBI 19 0 575 0 FICTIVE FINV
VOLU 20 COMBI 20 0 625 0 FICTIVE FINV
VOLU 21 COMBI 21 0 675 0 FICTIVE FINV
VOLU 22 COMBI 22 0 725 0 FICTIVE FINV
```

FINGEOM

A modo de ejemplo, se muestra la composición del vidrio pyrex. Las demás composiciones se completan de forma similar según las tablas del Apéndice I.

```
COMPOSITION
10
DENSITE 300 PYREX 2.23E+00
6
B-NAT 4.0064
O16 53.9562
NA-NAT 2.8191
AL-NAT 1.1644
SI-NAT 37.7220
K-NAT 0.3321
...
FIN_COMPOSITION

GEOMCOMP
HE 2 1 5
NI_TI 1 2
PYREX 1 3
AL_MG_SI 1 4
ACERO 1 6
AIRE 31 7 34 35 36 37 38 39 40 41 42 43 44 45 46 47
48 49 50 51 52 53 54 55 56 57 58 59 60 61 62 63
B4C 1 30
PB_SB 2 31 33
POLYBORADO 1 32
FIN_GEOMCOMP
```

El módulo correspondiente a las fuentes se completa de la forma indicada en la sección 2.3.3.

```
REPONSES
2
DOSE_H*(10) NEUTRON
DOSE_H*(10) PHOTON
FIN_REPONSES

LISTE_DECOUPAGE
2
E_NEUTRON
2
20 1.E-11
E_PHOTON
2
20 1.E-6
FIN_LISTE_DECOUPAGE

SCORE
2
1 CORDES DECOUPAGE E2_NEUTRON
VOLUME LISTE 15 34 35 36 37 38 39 40 41 42 43 44 45 46 47 48
```

```
1 CORDES DECOUPAGE E2_NEUTRON
VOLUME LISTE 15 49 50 51 52 53 54 55 56 57 58 59 60 61 62 63
2 CORDES DECOUPAGE E2_PHOTON
VOLUME LISTE 15 34 35 36 37 38 39 40 41 42 43 44 45 46 47 48
2 CORDES DECOUPAGE E2_PHOTON
VOLUME LISTE 15 49 50 51 52 53 54 55 56 57 58 59 60 61 62 63
FIN_SCORE
```

SIMULATION

```
BATCH 8000
TAILLE 50000
PARTICULE 2
NEUTRON
PHOTON
ENERGIE_INF NEUTRON 1.E-11
ENERGIE_SUP NEUTRON 20
```

```
ENERGIE_INF PHOTON 1.E-6
ENERGIE_SUP PHOTON 20
```

PHOTO\_NUCLEAIRE

FIN\_SIMULATION