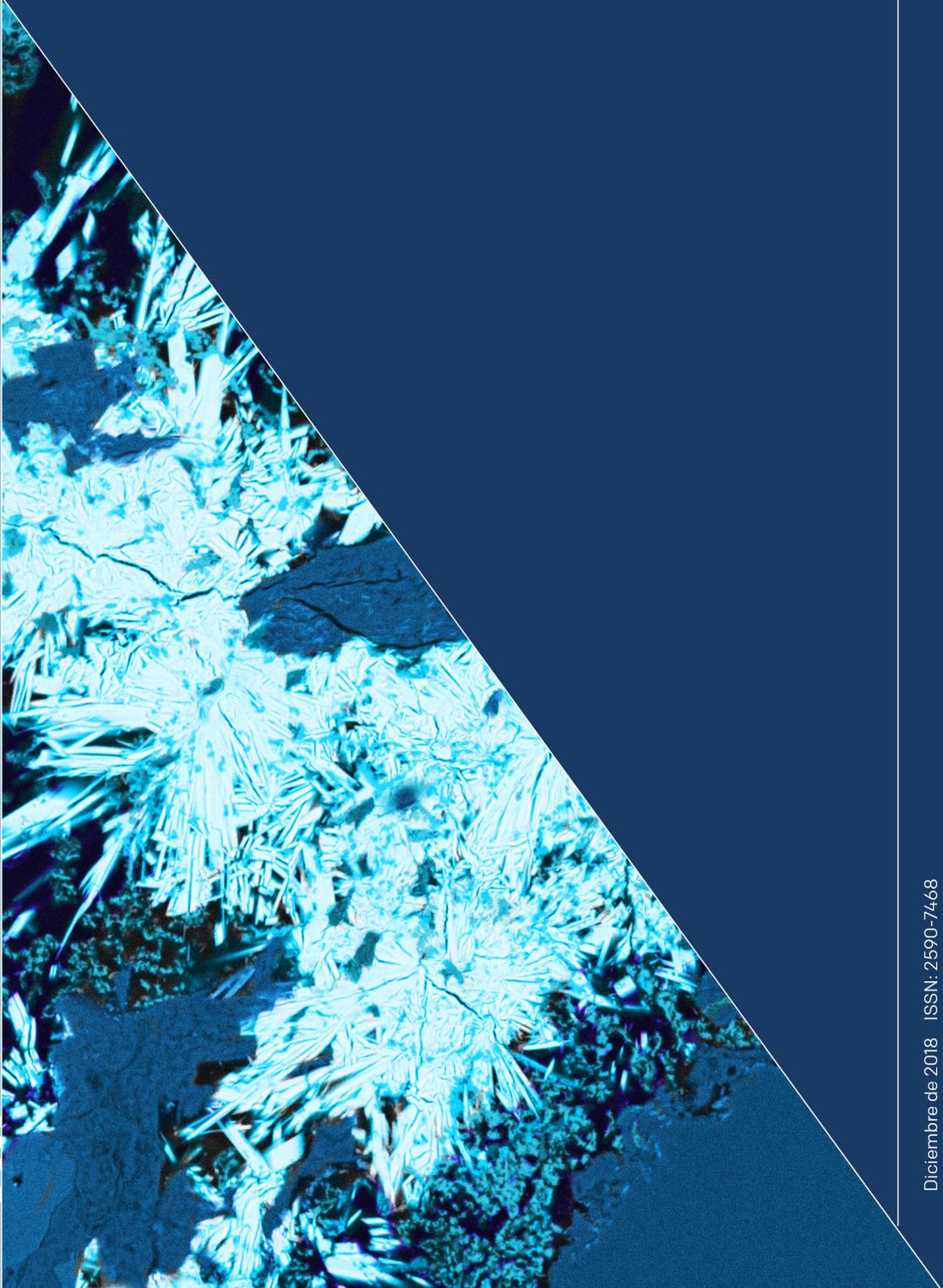


REVISTA

2

**IAN**

# INVESTIGACIONES Y APLICACIONES NUCLEARES



Diciembre de 2018 | ISSN: 2590-7468



# INVESTIGACIONES Y APLICACIONES NUCLEARES

Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares  
Núm. 2, 2018  
Periodicidad anual  
ISSN: 2590-7468  
© Servicio Geológico Colombiano

Oscar Paredes Zapata  
Director General

Mary Luz Peña Uruña  
Editora Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares  
Directora de Asuntos Nucleares

Margarita Bravo Guerrero  
Directora de Gestión de Información

Marta Lucia Calvache Velasco  
Directora de Geoamenazas

Gloria Prieto Rincón  
Directora de Recursos Minerales

Mario Andrés Cuéllar  
Director de Geociencias Básicas

Héctor Manuel Enciso Prieto  
Director de Laboratorios

## COMITÉ EDITORIAL INSTITUCIONAL

Teresa Duque  
Presidente

Integrantes  
Viviana Dionicio  
Julián Escallón  
Armando Espinosa  
Guillermo Parrado L.  
Héctor Mora

## COMITÉ EDITORIAL Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares

Florencia Malamud  
Universidad Nacional de San Martín  
Buenos Aires – Argentina

Víctor Manuel Pabón  
Universidad Distrital Francisco José de Caldas  
Bogotá – Colombia

Guillermo Parrado Lozano  
Servicio Geológico Colombiano  
Bogotá – Colombia

Niurka González Rodríguez  
Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones  
La Habana – Cuba

## COMITÉ CIENTÍFICO

Ovidio Almanza  
Universidad Nacional de Colombia  
Bogotá – Colombia

David Leonardo Alonso  
Servicio Geológico Colombiano  
Bogotá – Colombia

Patricia Bedregal  
Instituto Peruano de Energía Nuclear  
Lima – Perú

Mauricio Bermúdez  
Universidad Pedagógica y Tecnológica de Colombia  
Sogamoso – Colombia

Héctor Fabio Castro Serrato  
Universidad Nacional de Colombia  
Bogotá – Colombia

Charles Grant  
University of the West Indies  
Kingston – Jamaica

Segundo Agustín Martínez Ovalle  
Universidad Pedagógica y Tecnológica de Colombia  
Tunja – Colombia

Hernán Olaya  
Universidad Pedagógica y Tecnológica de Colombia  
Tunja – Colombia

Rita Plá  
Centro Atómico Ezeiza  
Buenos Aires – Argentina

José Antonio Sarta  
Pontificia Universidad Javeriana  
Bogotá – Colombia

Luz Stella Veloza  
Universidad Nacional de Colombia  
Bogotá – Colombia

Corrección de estilo  
Édgar Ordóñez

Diseño y diagramación  
Diana Paola Abadía

Editora general  
Carolina Hernández

Imagen de carátula  
Uranofana ubicada en el espacio poral de una arenisca de grano fino.  
Mineral constituido principalmente de U, O, Si y Ca.  
Tomada por la geóloga M. Sc Lorena Rayo del laboratorio  
de Microscopía Electrónica de Barrido de la Dirección de Asuntos  
Nucleares del Servicio Geológico Colombiano.

© Servicio Geológico Colombiano  
Diciembre de 2018

## Contenido

3	<b>Editorial</b>
5	<b>Introducción a la irradiación gamma de alimentos y desarrollo tecnológico en Colombia</b> Introduction to gamma irradiation of food and technological development in Colombia Jormagn Israel Abril
15	<b>Desarrollo de capacidades para la operación del reactor nuclear IAN-R1</b> Development of the capacities for the operation of the nuclear reactor IAN-R1 Jaime Sandoval Lagos, Edgar Mauricio López
31	<b>Cálculo de coeficientes de reactividad del reactor nuclear de investigación TRIGA IAN-R1</b> Calculation of reactivity coefficients of the nuclear research reactor TRIGA IAN-R1 José Antonio Sarta, Luis Álvaro Castiblanco
35	<b>Implementación del método del triple monitor para la caracterización del flujo neutrónico del reactor nuclear de investigación IAN-R1</b> Implementation of the triple monitor method for neutron flux characterization at IAN-R1 nuclear research reactor Oscar Alberto Sierra, Karel Giovanni Núñez, Fabio Nelson Acero, David Leonardo Alonso
43	<b>Caracterización de la reacción nuclear de la terapia de captura neutrónica por Boro (BNCT) por medio de Geant4</b> Characterization of the nuclear reaction of neutron capture therapy by Boron (BNCT) via Geant4 Robinson Steven Medina, Diego Alexander Téllez, Edwin Munévar y José Alfonso Leyva
55	<b>Intercomparaciones a nivel de radioprotección con cámara de ionización de transferencia en la calidad de radiación <sup>137</sup>Cs</b> Interlaboratory comparisons at protection level with transfer ionization chamber using radiation quality <sup>137</sup> Cs Camilo Ernesto Calderón, Laura Quintero, Wilson Eduardo Moreno, Julián Andrés Niño

62	Evaluación de seguridad radiológica para el transporte terrestre de fuentes categoría 1 ( $^{60}\text{Co}$ ) en virtud de arreglo especial aplicando el método de matriz de riesgo Application of the risk matrix method for the terrestrial transportation of sources category 1 ( $^{60}\text{Co}$ ) under special arrangement Yasmín Rosas, José Agustín Daza
75	Implementación de la metodología para la determinación de isótopos estables $\delta^2\text{H}$ y $\delta^{18}\text{O}$ mediante espectroscopia Off Axis ICOS Implementation of the methodology for stable isotope $\delta^2\text{H}$ and $\delta^{18}\text{O}$ by Off Axis ICOS spectroscopy Andrés Felipe Porras, Guillermo Abel Parrado, Mary Luz Peña
83	Política editorial

El Servicio Geológico Colombiano (SGC), centenaria entidad de ciencia y tecnología, por intermedio de su Dirección de Asuntos Nucleares (DTAN), en su rol de autoridad técnica nacional encargada del despliegue de los usos pacíficos de las tecnologías nucleares y radiactivas, presenta la segunda edición de la revista *Investigaciones y Aplicaciones Nucleares (IAN)*.

Este número ofrece a los lectores cuatro frentes temáticos, en los cuales se ve reflejada una producción de nuevo conocimiento atribuida a autores externos y a los investigadores de nuestra institución. En un primer frente se relaciona un artículo de J. Abril en el que, en una revisión corta, se muestran los fundamentos de la técnica de irradiación gamma de alimentos, sus potencialidades, algunos de los trabajos de investigación más relevantes desarrollados en la Planta de Irradiación Gamma del SGC relacionados con este tema, y se concluye con algunas recomendaciones orientadas a la promoción de su utilización en los sectores académicos e industriales.

Un segundo frente temático involucra cuatro trabajos de investigación relacionados con reactores nucleares de investigación. En el primero de ellos, J. Sandoval *et al.* hacen una reseña técnica del desarrollo de las renovadas capacidades de operación del reactor nuclear de investigación IAN-R1, tomando los referentes históricos y la introducción de recientes mejoras en la instrumentación y el control de esta instalación científica y tecnológica singular, puesta al servicio de las comunidades del conocimiento del país. Posteriormente, J. A. Sarta *et al.* exhiben un cálculo de coeficientes de reactividad del reactor nuclear colombiano IAN-R1, para lo cual emplean el código Citation® mediante un modelo conceptual y un cálculo X-Y-Z, con el propósito de evitar los recálculos del *buckling*. El tercer artículo, a cargo de O. Sierra *et al.*, profundiza en los últimos avances de la caracterización del flujo neutrónico del reactor nuclear de investigación IAN-R1 mediante la implementación del método del triple monitor (zirconio, oro y aluminio), en procura del desarrollo de técnicas avanzadas de calibración para análisis por activación neutrónica instrumental (AANI), como  $K_{0,Au}$ . Un último trabajo, de R. S. Medina *et al.*, incursiona en los desarrollos de la física nuclear computacional para mostrar una simulación de la reacción nuclear de la terapia de captura neutrónica por boro (*boron neutron capture therapy*, BNCT) utilizando la conocida herramienta Geant4®, en aplicación de uno de los métodos alternativos de las terapias de lucha contra el cáncer.

El tercer frente temático se relaciona con dos investigaciones centradas en la protección radiológica. La primera de ellas, cuyos autores son C. Calderón *et al.*, muestra los resultados y la metodología de los ejercicios de intercomparación realizados en el Laboratorio Secundario de Calibración Dosimétrica (LSCD) del SGC en los años 2016 y 2017, con el Laboratorio Secundario del Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR), de Cuba, y el Laboratorio de Dosimetría del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), mediante la calibración de cámaras de transferencia en la magnitud tasa de kerma en aire

con haz de  $^{137}\text{Cs}$ . Luego se presenta una evaluación de seguridad radiológica, artículo escrito por Y. Rosas *et al.*, para el transporte terrestre de fuentes radiactivas en desuso categoría 1 (cobalto-60), mediante la aplicación del método de matriz de riesgo, en el marco de la Estrategia Nacional de Consolidación de Desechos Radiactivos liderada por el SGC.

Finaliza este número, en el frente temático de la isotopía, con un artículo de investigación de A. Porras *et al.* en el que se muestran los parámetros que deben evaluarse durante las actividades de validación analítica de la determinación de las relaciones isotópicas  $\delta^2\text{H}$  y  $\delta^{18}\text{O}$  en aguas en el Laboratorio de Análisis de Isótopos Estables Líquidos (LAIEL) del SGC, que participa en los proyectos de instituciones de investigación y exploración de recursos geotérmicos, investigación y zonificación de movimientos en masa, investigación y monitoreo de amenazas volcánicas e investigación en aguas subterráneas, entre otros temas.

De esta forma, mediante la generación de nuevo conocimiento en ciencias nucleares en el ámbito nacional, la Dirección de Asuntos Nucleares del SGC afianza de manera progresiva y firme su liderazgo en estas temáticas mediante la consolidación de este espacio de divulgación, que ahora pone a disposición del público sus contenidos en versión digital, con sus respectivos identificadores de objetos digitales (DOI), por medio de la plataforma institucional de manejo de revistas del Open Journal System (OJS), lo que nos sitúa en el nivel de reconocidas publicaciones científicas seriadas mundiales.

Esperamos que nuestros lectores disfruten los contenidos enunciados y construyan una visión crítica de los mismos.

*Mary Luz Peña Urueña*  
DIRECCIÓN DE ASUNTOS NUCLEARES

# Introducción a la irradiación gamma de alimentos y desarrollo tecnológico en Colombia

## ***Introduction to gamma irradiation of food and technological development in Colombia***

Jormagn Israel Abril<sup>1</sup>

**Citación:** J. I. Abril, "Introducción a la irradiación gamma de alimentos y desarrollo tecnológico en Colombia", *Revista de Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*, n.º 2, pp. 5-14, 2018.

**Recibido:** 2 de julio de 2018

**Aceptado:** 9 de octubre de 2018

**Publicado en línea:** 17 de diciembre de 2018

**Doi:** 10.32685/2590-7468/invapnu-clear.2.2018.49

### **RESUMEN**

La irradiación gamma es un método seguro y efectivo de control de microorganismos dañinos y patógenos en diferentes clases de productos que los humanos consumen en todo el mundo, sean alimentos o productos de farmacia, cosmética y dispositivos médicos. La irradiación gamma de alimentos se utiliza principalmente con el fin de lograr su preservación mediante la reducción del deterioro, el mejoramiento de su higiene y el aumento de su vida útil. Son varias las aplicaciones en la industria alimentaria, que van desde desinfestación de frutas y semillas, inhibición de brotes en tubérculos, conservación y desinfección, hasta esterilización, de todas las cuales derivan múltiples beneficios; cada una suple una necesidad que otras tecnologías no satisfacen totalmente, lo cual genera un menor impacto económico y ambiental. A pesar de su importante aporte a la preservación e inocuidad de los alimentos, en el ámbito nacional no se aplica la tecnología de irradiación en las cadenas de producción y se desconocen los efectos específicos de la técnica sobre la calidad de los productos locales, así como las características inherentes de posibles productos irradiados que entran al país, a lo cual se suma una desconsiderada falta de regulación que respalde su explotación segura.

### **ABSTRACT**

Gamma irradiation is a safe and effective method for the control of harmful microorganisms and pathogens in different kinds of products for human consumption around the world, in food, pharmacy, cosmetics and medical devices. Gamma irradiation of food is mainly used in order to achieve its preservation through the reduction of deterioration, improvement of its hygiene and increase in useful life. There are several applications in the food industry, ranging from disinfestation of fruits and seeds, inhibition of tuber sprouts, conservation, disinfection to sterilization, all with multiple benefits; each one supplies a need that other technologies do not fully satisfy, generating a lower economic and environmental impact. Despite its important contribution to the preservation and safety of food, at national level, radiation technology is not applied in the production chains and the specific effects of the technique on the quality of local products are unknown, as well as the inherent characteristics of possible irradiated products that enter the country, added to a inconsiderate lack of regulation that supports their exploitation in a safe way.

---

#### **Palabras clave:**

Irradiación gamma de alimentos, conservación de alimentos, inocuidad, calidad, investigación y desarrollo.

---

**Keywords:** Gamma irradiation of foods, food preservation, safety, quality, research and development.

---

<sup>1</sup> Ingeniero químico, especialista en ciencia y tecnología de alimentos. Servicio Geológico Colombiano  
Email de correspondencia: jabril@sgc.gov.co

## 1. INTRODUCCIÓN

**E**l uso de radiación gamma en alimentos ha demostrado su efectividad en los tratamientos para conservación, desinfestación de plagas cuarentenarias y en reducción de cargas microbianas, tanto patógenas como las que simplemente causan deterioro en los alimentos [1]-[4], pues aumentan su vida útil, calidad e inocuidad [1]. También denominada “pasteurización en frío”, esta técnica radiactiva es considerada un punto crítico de control y se usa ampliamente en los sectores de alimentos procesados y en aquellos que se comercializan o se distribuyen crudos o poco procesados (carne, pescado, aves, frutas y verduras) a nivel mundial [5]. La utilización de radiación gamma proveniente de una fuente de cobalto-60 ( $^{60}\text{Co}$ ) (isótopo radiactivo del  $^{59}\text{Co}$  original) en alimentos ha sido tema de controversia debido a que el consumidor no es consciente de la aplicación de tal procedimiento; a pesar de ello, ha disminuido la percepción negativa y entre cuarenta y cincuenta países han aprobado su uso [6], [7].

La razón principal que justifica el uso de radiación ionizante como tratamiento de alimentos es la misma que justifica cualquier otro uso con fuentes radiactivas: un ahorro significativo de tiempo y la disminución de esfuerzo [8]; adicionalmente, encontramos que la relación de costo-beneficio es considerablemente mayor en comparación con otras tecnologías de conservación [9]. Diversos autores coinciden en que son más los beneficios que los perjuicios implicados en el tratamiento correcto de alimentos con radiación gamma [9], [10].

Después del descubrimiento de la radiación ionizante en 1896 por Röntgen y Becquerel, así como de sus efectos sobre la materia, surgieron especulaciones sobre cómo se podría aplicar este fenómeno, tanto en el tratamiento terapéutico (Minck) como en la conservación de alimentos aprovechando su característico efecto bactericida (Samuel Prescott, MIT, 1904, [11]). La pregunta de cómo aplicar dicha tecnología llevó a considerar ideas tan escabrosas como la propuesta de mezclar alimentos con sustancias radiactivas (Lieber, patent, 1905). Debido a que no se contaba aún con fuentes radiactivas adecuadas para la explotación a mayor escala, se partió de los desarrollos militares (Guerra Fría), con lo cual se contó con fuentes selladas, en especial fuentes de cesio-137 ( $^{137}\text{Cs}$ ) que comenzaron a estar disponibles; incluso el combustible nuclear gastado se

consideró como una fuente de irradiación. No fue sino hasta la disponibilidad de reactores de potencia, y con la producción de radioisótopos, que el  $^{60}\text{Co}$  se convirtió en un estándar industrial [11], y ya en 1964 la compañía de tecnología nuclear canadiense Nordion instaló en el irradiador de almacenamiento en húmedo de la ciudad de Somerville, NJ, las primeras fuentes selladas de  $^{60}\text{Co}$ , denominadas  $^{188}\text{C}$ , las cuales permitían un diseño modular del irradiador, fácil de manipular como de transportar [7].

Desde mediados del siglo XX, Europa fue pionera en el estudio y la explotación segura de la radiación ionizante con diferentes fines, siendo Alemania el primer país donde se instaló, entre 1957 y 1958, en la ciudad de Stuttgart, una planta de irradiación de especies, que era un acelerador de electrones [11], [12]. Sin embargo, son los países europeos los que menos están utilizando la tecnología, y en especial en alimentos [10], [12], debido a la baja aceptación de los consumidores, pero encuestas realizadas en otros países, como por ejemplo EE. UU., demuestran que dicho inconveniente es un problema de desinformación, más cuando contrastan las ventajas de la radiación con el uso de agroquímicos o los tratamientos térmicos convencionales [10].

Basado en estadísticas relativas al período comprendido entre el 2005 y el 2010, Peter B. Roberts [10] encontró que la irradiación de alimentos disminuyó en Europa y aumentó en algunas partes de Asia y en los EE. UU., Australasia y otras regiones. También reportó que los datos de 2010 dan un total global de alimentos irradiados de aproximadamente 400 000 t. Suponiendo que es una subestimación, el mismo autor considera que un millón de t al año es un valor más adecuado, pues, para el año 2013 había aumentado significativamente, para un total de 700 000 t, dato reportado por el OIEA en su *Manual para las buenas prácticas de irradiación de alimentos*, publicado el 2015 [13]. Aun así, estas cifras son solo una pequeña fracción de la producción y consumo global de alimentos.

La calidad e inocuidad alimentaria se ha vuelto un asunto de importancia en países en vías de desarrollo, donde la irradiación se presenta como una solución alternativa a nuevos productos que abastecen mercados locales y regionales. Países de Asia, Australasia, África, Centroamérica y Sudamérica están avanzando en el conocimiento y la aplicación de nuevas tecnologías que aseguren el suministro de alimentos y reduzcan las pérdidas por temporada de diferentes productos.

En Colombia, a pesar de que cuenta con una planta de irradiación demostrativa a escala piloto, dotada con fuentes de cobalto desde mediados de los años setenta [14], no se ha transferido la tecnología al sector privado ni se ha constituido una legislación sólida que respalde a las instituciones que controlan el comercio de alimentos, como el Invima, o vigilan el tratamiento de frutos para exportación por control cuarentenario o control de plagas, como el ICA, o incluso el Ministerio de Cultura, una de cuyas funciones es la protección del patrimonio cultural —otra aplicación entre muchas de la radiación ionizante—. En perspectiva, mediante este escrito se intenta hacer conocer a las partes interesadas de las cadenas de producción de alimentos que funcionan en el país, las ventajas y condiciones relativas a la explotación de esta tecnología, por qué no, a escala industrial.

## **2. EFECTO DE LA IRRADIACIÓN GAMMA EN ALIMENTOS: ¿POR QUÉ ES SEGURO CONSUMIR ALIMENTOS IRRADIADOS?**

La tecnología de irradiación gamma ionizante reduce la carga microbiana patógena causante de enfermedades como la producida por la bacteria *E. Coli*, aumenta los tiempos de vida en anaquel por reducción de hongos y levaduras [4] que deterioran los productos y es un método de control contra insectos exóticos provenientes del comercio internacional, entre otras muchas ventajas, lo que hace de esta aplicación un tratamiento con múltiples fines, dependiendo de la dosis aplicada.

El consumo seguro de alimentos irradiados, debido a su inocuidad, ha sido documentado en estudios de cooperación internacional y reconocido por la Organización de las Naciones Unidas para la Alimentación y la Agricultura (FAO), el Comité sobre Alimentos de la Comisión Europea, el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) y la Organización Mundial de la Salud (OMS), entre otras organizaciones, que han concluido que los alimentos irradiados correctamente son seguros y nutricionalmente adecuados [5], [12], lo que les permite competir comercial y sensorialmente con sus homólogos no tratados, o tratados con otras tecnologías [15].

Existen, como en todo el campo de la tecnología nuclear, miedos infundados respecto a la posibilidad de consumir sustancias radiactivas o productos contaminados pro-

venientes del tratamiento con radiación. La tecnología de radiación ionizante aplicada en alimentos, junto con la de esterilización de dispositivos de uso médico, a mediados del siglo pasado llegó a un punto en que se pudo demostrar que no hay peligro alguno en consumir alimentos irradiados. Este concepto está soportado especialmente en estudios de instituciones pagadas por los Estados interesados en el uso pacífico de la tecnología nuclear, como la Escuela de Hungría, que fue liderada por el profesor Josef Farkas [16]. Para Christopher Sommers, coautor del libro *Food Irradiation: Research and Technology*, y otros autores, la técnica de irradiación ha sido el tratamiento de conservación de alimentos más estudiado en la historia [6], [17].

Las razones son que no se han identificado vínculos posibles con riesgos para la salud y no es cierto que la radiación pueda inducir una radiactividad artificial en dichos productos o su empaque [11], [12], ni siquiera con energías de hasta 10 MeV, que sobrepasan la energía del isótopo del cobalto, altamente utilizado, y que solo llega hasta 1,3 MeV [10], [11]. Claro está que en aceleradores de electrones es posible conseguir energías cercanas o superiores a dicho rango; aun así, estos niveles de energía no representan un riesgo para la salud [11]. Tampoco existe riesgo de contaminación del alimento, dado que las utilizadas son fuentes selladas herméticamente en cápsulas de acero inoxidable, y jamás entran en contacto con el alimento [18].

## **3. ¿QUÉ SUCEDE CUANDO SE IRRADIA UN ALIMENTO? SUSTANCIAS QUÍMICAS PRODUCTO DE LA RADIACIÓN**

Teniendo en cuenta que el fenómeno de radiación ionizante sobre el alimento ocurre solo a nivel de las capas electrónicas del átomo, los alimentos se comportan de forma similar a cualquier otra sustancia biológicamente activa, sean seres vivos o productos orgánicos inanimados, como los alimentos, que poseen contenidos determinados de moléculas con valor nutricional, y que pueden verse afectados por la aplicación de diferentes tipos de tratamientos para conservación, descontaminación o desinfestación, entre otros. Dichos efectos, que dependen del grado o cantidad del agente utilizado para el tratamiento, sea térmico o por el uso de sustancias químicas o aditivos, pueden causar deterioro del alimento si son suministrados en exceso. Igual ocurre con la radiación ionizante

(que tiene efectos similares a los del calentamiento térmico [19] en grasas y aceites, por cuanto produce oxidación de las cadenas lipídicas [20]) y otros procesos térmicos, como el enlatado [17] y el secado [21].

A continuación, se presenta una tabla en la que se relacionan algunos de los tipos de tratamiento o aditivos utilizados, y las principales sustancias perjudiciales encontradas en los alimentos después de ser tratados, así como los efectos que en la salud tiene el consumo de dichos alimentos:

**Tabla 1.** Tratamientos convencionales y uso de aditivos en alimentos para alcanzar fines de conservación y desinfección bacteriana

Tipo de tratamiento	Alimento	Sustancias químicas producidas	Efectos en la salud	Referencias
Cocción y curado, más uso de nitritos	Carnes de res y su grasa	Nitrosaminas	Mutagénico	[20]
Cocción y curado	Carne de res, aves y su grasa	Productos de oxidación	Carcinógeno	[20]
Frituras y horneado	Productos con contenido de almidón	Acrilamida	Carcinógeno	[20]
Procesos térmicos	Alimentos	Furanos	Carcinógeno	[20]
Cocción	Lípidos	Compuestos ciclados (benzo[a]pireno e Imidazoquinolina)	Carcinógeno	[21]
Inclusión de aditivos bactericidas	Embutidos	Benzoatos, sorbatos, propionatos, nitritos, nitratos, sulfitos y parabenos	Mutagénicos, carcinógeno	[22]

Fuente: autor

En el contexto de la irradiación gamma de alimentos, los riesgos asociados son similares a los de otros procesos. El deterioro de la calidad producido por la formación de moléculas propias de la irradiación ha sido ampliamente estudiado, y ya han sido identificados y clasificados los productos de la radiólisis de cada componente de los alimentos (grasas, minerales, vitaminas, proteínas y aminoácidos, carbohidratos, etc.). Se sabe qué dosis máxima absorbida puede tener efectos negativos en los nutrientes, a un rango de detección determinado, y qué límites son perjudiciales para la salud humana cuando los productos así tratados son consumidos [17], [20].

En 1995 la Organización Mundial de la Salud publicó un libro que recopila sistemáticamente todo lo relacionado con la técnica, titulado *Inocuidad e idoneidad nutricional de los alimentos irradiados* [21], que puede descargarse gratis

en la página de la OMS dedicada a ampliar el conocimiento del lector (<http://apps.who.int/iris/handle/10665/37226>). De especial interés es el capítulo 6, al final del cual se concluye que no hay indicios que demuestren que los compuestos producidos por la radiación, en las concentraciones que aparecen a elevadas dosis (entre 25 y 60 kGy), entrañe riesgo toxicológico alguno [21], tanto así que se encuentran mayores subproductos al tostar pan o al asar carne [17]. A continuación se resumen los principales compuestos, el componente alimenticio relacionado, así como una comparación con los tratamientos convencionales; cabe anotar que incluso con dosis de radiación tan altas como 50 kGy se necesitaron varios años de desarrollo para mejorar el nivel de detección de los métodos de análisis que pueden identificar dichos compuestos [21]:

**Tabla 2.** Productos de irradiación de los alimentos identificados por componente principal

Componente del alimento	Compuesto producto de la irradiación	Tratamiento convencional que produce un efecto análogo	Referencia
Grasa animal (carne de res)	Benceno	<ul style="list-style-type: none"> <li>Descomposición del benzoato de potasio</li> <li>Cocción</li> </ul>	[20]
Carbohidratos	Formaldehído, y en solución acuosa, ácidos, alcoholes, peróxidos aldehídos y cetonas	Cocción	[20], [21]
Carbohidratos	Polisacáridos como dextrinas, maltosa y glucosa	Cocción	[21]
Lípidos	Hidrocarburos, ésteres, aldehídos y cetonas	Cocción	[20]
Lípidos	2-alkilciclobutanonas (2-ACB)	Ninguno	[20]

(.../...)

Componente del alimento	Compuesto producto de la irradiación	Tratamiento convencional que produce un efecto análogo	Referencia
Proteínas	Polipéptidos de menor tamaño o agregaciones entre proteínas	Cocción	[21]
Enzimas	No sufren modificación, y solo el calor puede inactivarlas	No es aplicable	[21]
Vitaminas (aisladas en solución)	Pérdida de la vitamina B1 en alrededor de un 50% con 0,5 kGy	No es aplicable	[21]
Vitaminas (Contenidas en la matriz real del alimento)	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Pérdida de la vitamina B1 en alrededor de un 5% con 0,5 kGy en huevo seco entero.</li> <li>• Pérdidas insignificantes de vitamina C con hasta 1 kGy en frutas frescas y verduras</li> </ul>	Cocción (para conseguir el mismo fin en frutas y verduras se pierde considerablemente más vitamina C)	[21]
Huesos	Radicales libres		[21]

Fuente: autor

De los compuestos listados, varios aparecen en mayor proporción cuando se usan tratamientos convencionales que con dosis adecuadas de radiación, y otros, como los radicales libres, tienen tiempos de vida media muy cortos en medios acuosos, por lo que solo suelen permanecer en huesos y productos en estado congelado. En el caso de las 2-ACB, se encontró que se producen exclusivamente por radiación y que se deben realizar mayores estudios toxicológicos para verificar que su consumo es inocuo en los niveles producidos por la radiación, de modo tal que deben ser considerados un aditivo [20]. Si comparamos el efecto de la irradiación en vitaminas aisladas en solución con el efecto de irradiarlas dentro de la matriz propia del alimento, el daño es casi diez veces menor, pues parece existir un efecto protector de otros compuestos antioxidantes presentes de modo natural [21].

Son varios los beneficios que la técnica de irradiación ofrece, como el hecho de ser un proceso seguro y efectivo que contribuye a mantener la calidad e inocuidad de los alimentos [5], [17], rompe barreras cuarentenarias [23] y aumenta tiempos de vida útil [17], [24]. En contraste con las tecnologías convencionales, presenta una ventaja competitiva en los ámbitos comercial y de salubridad para el consumidor; para ello se debe validar cada caso antes de someter lotes enteros de material a tratamiento, razón por la cual existe la planta piloto de irradiación, sobre la que se hablará más adelante.

#### 4. APLICACIONES DEL TRATAMIENTO DE ALIMENTOS CON RADIACIÓN IONIZANTE

Durante la irradiación se transfiere energía con carácter ionizante de una fuente de radiación, usualmente gamma, al producto tratado. El parámetro más importante del proceso de irradiación es la cantidad de energía ionizante absorbida por unidad de masa del material, denominada “dosis absorbida” o simplemente “dosis” [13].

Como tales, las diferentes aplicaciones dependen del fin último y de la dosis aplicada al alimento, y varía mucho entre productos, aunque se conocen dosis genéricas que se usan en procesos determinados. Las denominaciones que tienen los tratamientos desde años atrás, como *radapertización*, aplicada a los tratamientos de esterilización; *radurización*, aplicada a la descontaminación de bacterias que deterioran la calidad, con el fin de extender el tiempo de vida útil, o *radicidación*, usada para reducir cargas de parásitos y bacterias no esporuladas patógenas, como el gusano plano, la *Trichinella*, y la *E. Coli* o la *Salmonella* [25], ya no son de uso común, por lo que en este momento el *Manual de buenas prácticas de irradiación* del OIEA [13] clasifica los tipos de tratamiento simplemente a partir de las aplicaciones o fines de irradiación.

Tabla 3. Aplicaciones de la radiación gamma en alimentos

Aplicación de la irradiación en alimentos	Productos tratados	Rango de dosis (kGy) [6], [12]	Nivel de la dosis suministrada (bajo, medio, alto)[6]
Inhibición de la germinación	Papa, batata, cebolla, ajo	0,02-0,15	Bajo
Desinfestación de insectos y seguridad cuarentenaria	Granos, cereales, café, especias, frutas, productos de pescado, nueces deshidratadas, mango y papaya. Algunas Frutas y vegetales.	0,02-1	Bajo
Retraso de la madurez (radurización)	Papa, frambuesa	0,01-3	Bajo
Inactivación de parásitos y bacterias patógenas no esporuladas (radicidación)	Carnes, nueces, cereales, especias, etc. No deshidratados	0,3-8	Medio
Reducción de las cargas microbianas que causan deterioro, para extensión de la vida útil	Granos, cereales, especias, nueces, deshidratados, entre otros	1-10	Medio
Reducción de bacterias patógenas	Ingredientes deshidratados (especias, hierbas y condimentos)	1-20	Alto
Esterilización para extender el tiempo de vida de los productos y hacerlos estables a temperatura ambiente (radapertización)	Carnes de res, cerdo y ave	>25 (dependiendo del producto, la esterilidad se puede dar a partir de 10 kGy)	Alto

Fuente: autor

La irradiación gamma, al atacar los microbios e insectos, no solo ayuda a combatir las enfermedades causadas por patógenos, sino que es una manera efectiva de reducir las pérdidas debidas a la infestación, contaminación y deterioro de los alimentos [12], [25], que según datos de la FAO, llegan en este momento a afectar a casi un tercio de la producción global de alimentos [26].

## 5. LA PLANTA DE IRRADIACIÓN GAMMA DEL SERVICIOGEOLOGÍCO COLOMBIANO

Desde comienzos de los años setenta del siglo pasado, el antiguo Instituto de Asuntos Nucleares (IAN) conocía las ventajas ya mencionadas de la técnica de irradiación para el tratamiento de alimentos. Tiempo atrás, en 1961, para ser precisos, se habían realizado los primeros experimentos de irradiación de papa para conservación a 100 Gy con la fuente de 850 Ci de cobaltoterapia del Instituto de Cancerología (INC) [14].

A partir de 1968 el IAN, viendo la importancia que tiene la técnica para el sector agrícola del país, presentó al OIEA un proyecto de cooperación técnica en química de radiaciones, y obtuvo la aprobación para importar una fuente de 10 000 Ci proveniente de Estados Unidos. Para ello se constituyó un equipo de trabajo conformado por personal del Instituto, que emprendió el diseño de una

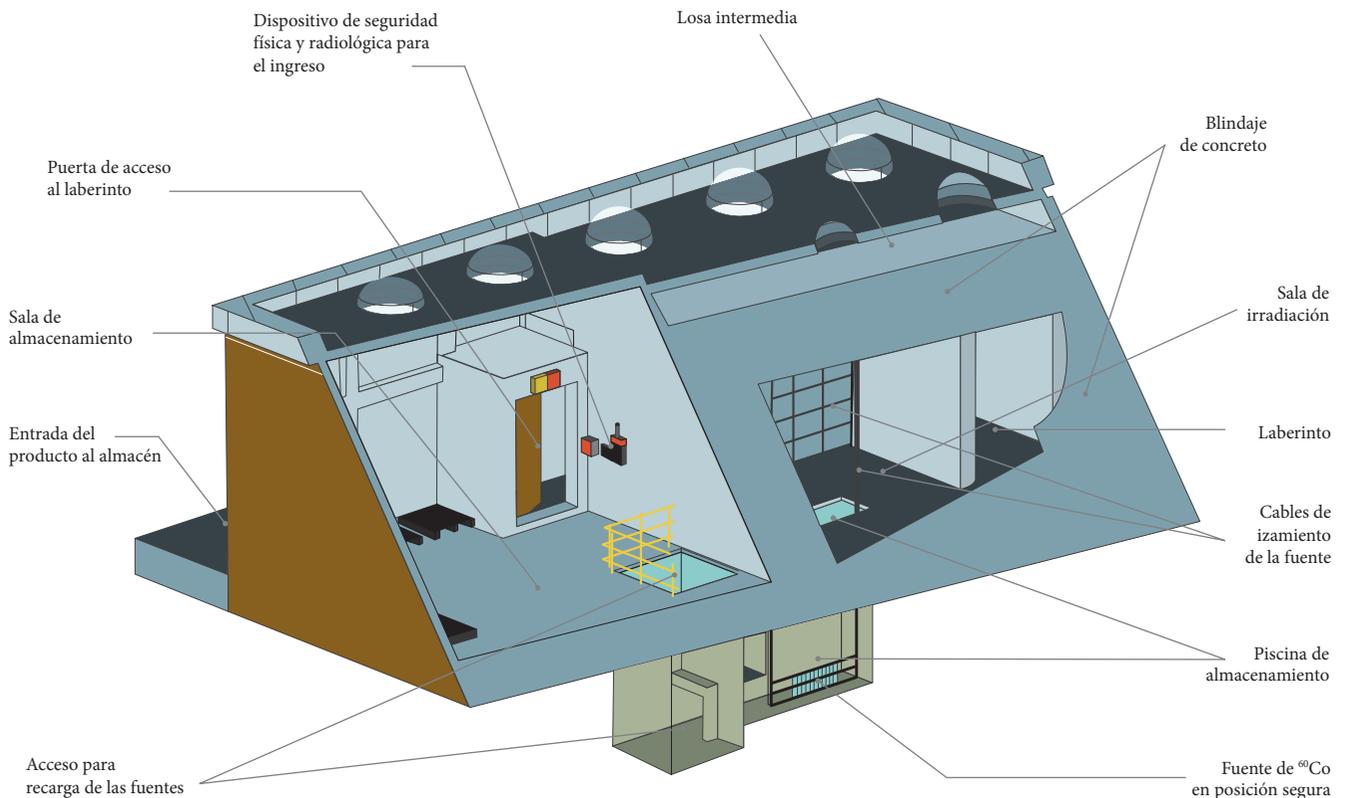
instalación multipropósito que "sirviese para adelantar proyectos de puesta a punto y demostración tecnológica en todas las áreas de interés para la entidad y el país" [14]. En 1972 fue terminada la obra civil, y para 1976 la planta ya había sido dotada con los sistemas de dosimetría de alta dosis y sistemas auxiliares dentro de la piscina y con la fuente de  $^{60}\text{Co}$ ; sin embargo, se realizarían reforzamientos en el blindaje biológico de concreto para soportar las recargas a 100 000 Ci llevadas a cabo más adelante.

La Planta de Irradiación está clasificada en el nivel IV, de cuatro tipos de diseños de irradiadores de fuente gamma, y es categoría 1, la más alta según la Resolución 18 0052 de 2008 del Ministerio de Minas y Energía [27], dado que logra almacenar material radiactivo con una actividad total de 100 000 Ci, cuya última recarga se dio en mayo de 2013. La radiación es producida por un isótopo del cobalto denominado  $^{60}\text{Co}$ , que está encapsulado en vainas de acero inoxidable tipo  $^{188}\text{C}$ , diseño de la compañía canadiense Nordion [7]. Este isótopo no se encuentra en la naturaleza, por lo que es producido en reactores nucleares a partir de la activación neutrónica del metal de cobalto-59, el cual se dispone en lápices o barras que son luego transportadas de manera especial hasta la facilidad, donde son dispuestas una a una en un marco portafuentes, tal que permita una distribución uniforme de la dosis de radiación del producto que se desplazará alrededor de dicha fuente. A diferencia de un

acelerador de electrones, una fuente radiactiva no se puede apagar, y su radiación es continua. A medida que decae a níquel-60 emite dos rayos gamma de 1,17 y 1,33 MeV [25], y tiene una vida media de 5,3 años.

Las fuentes son almacenadas en una piscina profunda que actúa como blindaje biológico, impidiendo que la radiación escape; por lo demás, no hay activación alguna del agua [25]. En comparación con otras tecnologías de irradiación, como los rayos X y los electrones acelerados, los rayos gamma tienen mayor penetrabilidad y su producción depende de un isótopo que decae naturalmente, y no de máquinas que consumen energía para su operación [25]. En la figura 1 se pueden observar las principales partes que componen la facilidad; para simplificar, en la misma no aparece el sistema de transporte de rodillo vivo que rodea el borde de la piscina de almacenamiento en la sala de irradiación.

Aunque la tecnología de irradiación ionizante ha demostrado ser un proceso seguro y un tratamiento efectivo de alimentos, son otras las aplicaciones de irradiación que se aprovechan en la planta del Servicio Geológico Colombiano, como el tratamiento con fines de esterilización de insumos médicos y quirúrgicos, y el tratamiento de materias primas para los sectores de cosmética y farmacia. Pero son muchas más las aplicaciones que se le pueden dar a una instalación de este tipo; entre ellas se encuentra el uso de la radiación como catalizador en reacciones de polimerización [28], conservación del patrimonio cultural [29], tratamiento de aguas residuales [30], mutaciones benéficas de especies vegetales [31] y técnica del macho estéril para control de moscas de la fruta [32], [33].



**Figura 1.** Vista en corte transversal de la Planta de Irradiación Gamma del SGC. Se identifican sus partes principales.

Fuente: autor

## 6. TRABAJOS DE INVESTIGACIÓN Y DESARROLLO TECNOLÓGICO REALIZADO EN LA PLANTA DE IRRADIACIÓN

La siguiente tabla menciona algunos de los trabajos que se han llevado a cabo en la Planta de Irradiación Gamma. No todos se encuentran, y muchos de ellos no están disponi-

bles, pero es un punto de partida para entender que se deben enfocar esfuerzos en proyectos de interés nacional y regional, de la misma forma que se investigan los efectos de la irradiación en alimentos en países en vías de desarrollo, donde ya se ha entendido que esta técnica les permite imponerse en el mercado internacional.

Tabla 4. Algunos trabajos de investigación llevados a cabo en la Planta de Irradiación del SGC

Trabajo de investigación	Instituciones participantes	Resultados	Referencia
Consideraciones sobre la viabilidad de la construcción de una facilidad gamma para operación comercial en la República de Colombia (ST-DRT-03-92). Anexo técnico sobre desinfestación de frutas	IAN	Desconocidos para el autor	[14]
Aplicación de la técnica de radiación ionizante como tratamiento cuarentenario de frutas de exportación	ICA, Ingeominas, Asohofrucol	Se validó el uso de radiación ionizante gamma como tratamiento cuarentenario en doce frutas de interés para el mercado de EE. UU.: tomate de árbol, mangostino, uchuva, pitahaya, granadilla, maracuyá, feijoa, lulo, papaya hawaiana, curuba y gulupa. Sin respuestas adversas ni cambio en las propiedades organolépticas	[14], [34]
Mutagénesis y mejoramiento genético del arroz, y genómica funcional en el mejoramiento del arroz	UD, Ingeominas	Se validó el uso de radiación ionizante gamma para la inducción controlada de mutaciones en especies de arroz	[35]
Efecto del tratamiento de irradiación en la calidad de albahaca, menta y romero, en poscosecha	U. NAL., Ingeominas	Se validó el uso de radiación ionizante gamma para el control de plagas en poscosecha en plantas aromáticas de exportación	[14], [36]
Physicochemical Properties of Oils Extracted from $\gamma$ -Irradiated Sacha Inchi ( <i>Plukenetia volubilis</i> L.) Seeds	U. NAL., SGC	Se irradiaron semillas de sachu inchi a 1, 5 y 8 kGy, con una disminución no significativa de los tocoferoles presentes en el aceite y un aumento también no significativo de los productos de oxidación lipídica. Se demuestra que la irradiación es un tratamiento adecuado y ecológico para la desinfestación y conservación de esta semilla	[37], [38]

Fuente: autor

## 7. CONCLUSIONES

La irradiación gamma en aplicaciones alimentarias ha demostrado su efectividad, a pesar de las controversias que surgen de su implementación por el posible rechazo de los consumidores, dada su tendencia radiófila hacia las técnicas nucleares en general. Sin embargo, su uso ha sido aprobado por la regulación de alrededor de cincuenta países del globo, debido a que son pocos los efectos negativos sobre la composición y el poder nutricional de los alimentos, lo que hace que los efectos de este tratamiento sean comparables a los del tratamiento térmico, en el que la cantidad de ener-

gía impartida, sea en forma de calor o radiación ionizante, puede causar efectos negativos, si se exceden los valores preestablecidos.

En Colombia solo contamos con el irradiador del SGC para llevar a cabo investigación y prestación de servicios, pues la transferencia tecnológica al sector privado pensada años atrás quedó rezagada por decisiones políticas de finales del siglo pasado. Por eso, conviene que tanto el sector público como el privado reconozcan que el uso pacífico de las tecnologías radiactivas y nucleares es una pieza clave para alcanzar niveles adecuados de desarrollo en las diferentes áreas del conocimiento. También es necesario que las uni-

versidades incrementen los proyectos de investigación con miras a fortalecer los pilares del desarrollo tecnológico nuclear que el país necesita.

En perspectiva, se nota una tendencia a retomar la irradiación de alimentos como alternativa a diversos tratamientos convencionales que representan mayores costos, o ante la imposibilidad de conseguir los mismos resultados con otros procedimientos. Esta tecnología radiactiva resulta atractiva para los países en vías de desarrollo, que acrecientan su conocimiento en la materia con los programas de cooperación regional y nacional del OIEA que permanecen activos.

Dada la última recarga realizada a la Planta de Irradiación del SGC en 2013, a la fecha se cuenta con aproximadamente 60 000 Ci, que, para fines de investigación, es una actividad lo suficientemente grande para alcanzar las dosis en muestras de varios volúmenes y en tiempos más cortos que los obtenidos con un irradiador de una actividad inferior para la misma dosis, como aquellos usados en otras aplicaciones. En consecuencia, se deduce que existe un potencial para retomar el trabajo de investigación en todas las áreas en que la Planta de Irradiación pueda contribuir al desarrollo tecnológico del país, tanto en el sector académico como en el de la industria privada.

## Referencias

- [1] M. Lacroix y B. Ouattara, "Combined Industrial Processes with Irradiation to Assure Innocuity and Preservation of Food Products: A Review", *Food Res. Int.*, vol. 33, n.º 9, 2000, pp. 719-724.
- [2] M. K. Dogbevi, C. Vachon y M. Lacroix, "Effect of Gamma Irradiation on the Microbiological Quality and on the Functional Properties of Proteins in Dry Red Kidney Beans (*Phaseolus vulgaris*)", *Radiat. Phys. Chem.*, vol. 57, 2000, pp. 265-268.
- [3] U. Gecgel, T. Gumus, M. Tasan, O. Daglioglu y M. Arici, "Determination of Fatty Acid Composition of g-Irradiated Hazelnuts, Walnuts, Almonds, and Pistachios", *Radiat. Phys. Chem.*, vol. 80, n.º 4, 2011, pp. 578-581.
- [4] M. Arici, F. Arslan Colak y Ü. Gecgel, "Effect of Gamma Radiation on Microbiological and Oil Properties of Black Cumin (*Nigella sativa* L.)", *Grasas y Aceites*, vol. 58, n.º 4, 2007, pp. 339-343.
- [5] R. A. Molins, Y. Motarjemi y F. K. Käferstein, "Irradiation: A Critical Control Point in Ensuring the Microbiological Safety of Raw Foods", *Food Control*, vol. 12, 2001, pp. 347-356.
- [6] X. Fan and C. H. Sommers, Eds., *Food irradiation research and technology*, Second. IFT press, 2012.
- [7] P. Kunstadt, "Food Irradiation: Gamma Processing Facilities", en *Seminario Nacional de Irradiación de Alimentos*, 1997, pp. 47-64.
- [8] D. L. Alonso, V. M. Pabón, G. A. Parrado y J. C. Parada, "Revisión sobre la producción de radionúclidos en reactores nucleares y sus aplicaciones como radiotrazadores", *Investig. y Apl. Nucl.*, n.º 1, 2017, pp. 6-23.
- [9] S. Henson, "Demand-Side Constraints on the Introduction of New Food Technologies: The Case of Food Irradiation", *Food Policy*, vol. 20, n.º 2, 1995, pp. 111-127.
- [10] P. B. Roberts, "Food Irradiation Is Safe: Half a Century of Studies", *Radiat. Phys. Chem.*, vol. 105, 2014, pp. 78-82.
- [11] D. A. E. Ehlermann, "The Early History of Food Irradiation", *Radiat. Phys. Chem.*, vol. 129, 2016, pp. 10-12.
- [12] J. Farkas y C. Mohácsi-Farkas, "History and Future of Food Irradiation", *Trends Food Sci. Technol.*, vol. 22, n.º 2-3, 2011, pp. 121-126.
- [13] International Atomic Energy Agency (IAEA), "Manual of Good Practice in Food Irradiation: Sanitary, Phytosanitary and Other Applications", *Tech. Reports Ser.*, n.º 481, 2015, pp. 1-85.
- [14] H. A. Múnera, "La Planta de Irradiación Gamma", en *Tecnología Nuclear No Médica en Colombia. Pasado, presente y futuro*, BOGOTÁ, D.C.: Tecnicontrol S.A., 2011, pp. 167-188.
- [15] S. F. Sabato, J. M. Silva, J. N. Cruz *et al.*, "Advances in Commercial Application of Gamma Radiation in Tropical Fruits at Brazil", *Radiat. Phys. Chem.*, vol. 78, n.º 7-8, 2009, pp. 655-658.
- [16] Z. Lakner, S. Soós, Z. Vida y C. Farkas, "European Research and the Hungarian School of Food Irradiation", *Radiat. Phys. Chem.*, vol. 129, 2016, pp. 13-23.
- [17] L. M. Crawford y E. H. Ruff, "A Review of the Safety of Cold Pasteurization Through Irradiation", *Food Control*, vol. 7, n.º 2, abr. 1996, pp. 87-97.
- [18] G. R. Malkoske, "Total Quality Management of Cobalt-60 Sources", *Radiat. Phys. Chem.*, vol. 54, n.º 6, 1999, pp. 601-608.

- [19] A. Prakash, "Chapter 17 Irradiation of Nuts", en *Food Irradiation Research and Technology*; Second. X. Fan y C. H. Sommers, eds. Orange, USA: Blackwell Publishing and the Institute of Food Technologists, 2013.
- [20] H. Sommers, C. H. Delincée, J. S. Smith y E. Marchioni, "Toxicological Safety of Irradiated Foods", en *Food Irradiation: Research and Technology*, 2012, pp. 53-73.
- [21] Organización Mundial de la Salud, *Inocuidad e idoneidad nutricional de los alimentos irradiados*, Ginebra: Organización Mundial de la Salud, 1995.
- [22] M. Carocho, P. Morales e I. C. F. R. Ferreira, "Natural Food Additives: Quo Vadis?", *Trends Food Sci. Technol.*, vol. 45, n.º 2, 2015, pp. 284-295.
- [23] I. S. Arvanitoyannis y P. Tserkezou, *Legislation on Food Irradiation: European Union, United States, Canada, and Australia*, London: Elsevier Inc., 2010.
- [24] I. Ihsanullah y A. Rashid, "Current Activities in Food Irradiation as a Sanitary and Phytosanitary Treatment in the Asia and the Pacific Region and a Comparison with Advanced Countries", *Food Control*, vol. 72, 2017, pp. 345-359.
- [25] L. McKeen, *Introduction to Food Irradiation and Medical Sterilization*. 2012.
- [26] FAO, "Pérdida y desperdicio de alimentos", 2018. [Online]. Disponible en <http://www.fao.org/food-loss-and-food-waste/es/>. [Consultado: 2-jul.-2018].
- [27] Ministerio de Minas y Energía, *Sistema de categorización de las fuentes radiactivas*, vol. 18 0052, Colombia, 2008, p. 12.
- [28] V. H. Pobleto, M. Álvarez y M. E. Pilleux, "Estudio exploratorio de las propiedades eléctricas de nanocompuestos de cobre-PMMA, polimerizados mediante radiación gamma", *Nucleotecnica*, vol. 36, no. Diciembre, p. 27, 2002.
- [29] M. Maria, C. D. Negut, I. Rodica y C. C. Ponta, "Irradiation Effects on Canvas Oil Painting : Spectroscopic Observations", *Radiat. Phys. Chem.*, vol. 81, n.º 10, 2012, pp. 1595-1599.
- [30] Y. Wu, Y. Jiang, G. Ke y Y. Liu, "Effect of Gamma-Ray Irradiation on the Dewaterability of Waste Activated Sludge", *Radiat. Phys. Chem.*, vol. 130, 2017, pp. 164-170.
- [31] K. Ulukapi y S. Fatih, "Study of the Effect of Irradiation (60 Co) on M 1 Plants of Common Bean (*Phaseolus vulgaris* L.) Cultivars and Determined of Proper Doses for Mutation Breeding", *J. Radiat. Res. Appl. Sci.*, vol. 11, n.º 2, 2018, pp. 157-161.
- [32] G. J. Hallman y P. Loaharanu, "Phytosanitary Irradiation: Development and Application", *Radiat. Phys. Chem.*, vol. 129, 2016, pp. 39-45.
- [33] G. J. Hallman, Y. M. Hénon, A. G. Parker y C. M. Blackburn, "Introductory Papers Phytosanitary Irradiation: An Overview", *Florida Entomol.*, vol. 99, n.º Special Issue 2, 2016, pp. 1-13.
- [34] G. M. Vidal, R. E. Orjuela y A. Moreno, "Aplicación de la técnica de radiación ionizante como tratamiento cuarentenario a frutas de exportación, Convenio ICA-Asohfrucol (FNHF)-Ingeominas (SGC)", en *Seminario Taller de Irradiación Fitosanitaria*, 2016.
- [35] J. O. Quevedo, L. A. OSPINA y J. H. Beltrán, "Efectos de las radiaciones gamma sobre la capacidad androgénica de seis genotipos de arroz (*Oryza sativa* l.)", *Asquimco*, vol. 30, n.º 82, 2008.
- [36] L. Patiño y A. Herrera, "Aplican tecnología limpia a poscosecha de albahaca, menta, tomillo y romero", Agencia de Noticias UN, 2015. [Online]. Disponible en <http://agenciadenoticias.unal.edu.co/detalle/article/aplican-tecnologia-limpia-a-poscosecha-de-albahaca-menta-tomillo-y-romero.html>. [Consultado: 2-jul.-2018].
- [37] L. F. Gutiérrez, Y. Quiñones-Segura, Z. Sánchez-Reinoso, D. L. Díaz y J. I. Abril, "Physicochemical Properties of Oils Extracted From  $\gamma$ -Irradiated Sacha Inchi (*Plukenetia volubilis* L.) Seeds", *Food Chem.*, vol. 237, 2017, pp. 581-587.
- [38] L. Gutiérrez y J. Abril, "Irradiación gamma no afecta aceite de semilla amazónica", Agencia de Noticias UN, 2017. [Online]. Disponible en <http://agenciadenoticias.unal.edu.co/detalle/article/irradiacion-gamma-no-afecta-aceite-de-semilla-amazonica.html>.

# Desarrollo de capacidades para la operación del reactor nuclear IAN-R1

## ***Development of the capacities for the operation of the nuclear reactor IAN-R1***

Jaime Sandoval Lagos<sup>1</sup>, Edgar Mauricio López<sup>1</sup>

**Citación:** J. Sandoval Lagos y E. M. López, “Desarrollo de capacidades para la operación del reactor nuclear IAN-R1”, *Revista de Investigaciones y Aplicaciones Nucleares* n.º 2, pp. 15-30, 2018.

**Recibido:** 20 de junio de 2018

**Aceptado:** 9 de noviembre de 2018

**Publicado en línea:** 17 de diciembre de 2018

**Doi:** 10.32685/2590-7468/invapnu-clear.2.2018.52

### **RESUMEN**

Este documento presenta una descripción histórica del reactor nuclear de investigación IAN-R1. Se hace una contextualización sobre el origen del reactor en el marco del programa Átomos para la Paz, y se incluyen las características técnicas y la configuración inicial del núcleo, cuyo combustible nuclear de tecnología MTR (90%) fue sustituido por uno de tipo TRIGA (20%) (acrónimos de *material testing reactor* y *training, research, isotopes general atomics*, respectivamente).

De igual manera, se presentan las características de las dos modernizaciones que se han realizado a la instrumentación y el control. La primera está orientada a la instalación de tres canales nucleares —dos de amplio rango y un canal de potencia—, renovación de la consola de control y la instalación del gabinete del sistema de adquisición de datos (DAC); la segunda, correspondiente a la nueva instrumentación y el control del reactor, está orientada al cambio de la consola de control, que soporta los servidores de control y supervisión, un canal nuclear NP-1000, impresora, cuatro pantallas de la interface humano-máquina HMI, teclado del sistema de manejo de barras y dos teclados para cada uno de los servidores. Además, se realizó la sustitución del DAC por el gabinete de la instrumentación, del cual forman parte los sistemas de protección del reactor, sistema redundante de control y el sistema de supervisión. La instrumentación y control se caracteriza por el empleo del estándar Ethernet para lograr la interconectividad de los sistemas, programación de la interface humano-máquina (HMI) empleando código de fuente abierta Java<sup>™</sup>, y multiplataforma, separación lógica de funciones aplicando conceptos de control distribuido y modularidad, redundancia, criterio de falla única e independencia.

Se muestra la utilización del reactor refiriendo las facilidades de irradiación disponibles para irradiación de materiales para ser estudiados mediante la técnica de análisis por activación neutrónica (AAN). Del mismo modo, está prevista la irradiación en apoyo de la utilización de la técnica de datación por huellas de fisión, la investigación y el apoyo a instituciones educativas mediante conferencias técnicas y visita a la instalación nuclear.

---

**Palabras clave:** IAN-R1, reactor nuclear de investigación, utilización del reactor, análisis por activación neutrónica, irradiación.

---

<sup>1</sup> Servicio Geológico Colombiano, Dirección de Asuntos Nucleares  
Email de correspondencia: jsandova@sgc.gov.co

## ABSTRACT

This document presents a historical description of the nuclear research reactor IAN-R1. A contextualization is made about the origin of the reactor within the framework of the Atoms for Peace program, including the technical characteristics and the initial configuration of the core, which was replaced by nuclear fuel MTR technology (90%) to a new fuel type TRIGA (20%) (acronyms of *material testing reactor* and *training, research, isotopes, general atomics*, respectively).

In the same way, the characteristics of the two modernizations that have been made to the instrumentation and control are presented, the first oriented to the installation of three nuclear channels two of wide range and one power channel, renovation of the control console and the installation of the data acquisition system (DAC) cabinet.

The second modernization, which corresponds to the new instrumentation and control of the reactor, is oriented to the change of the control console which supports the control and supervision servers, a nuclear channel NP-1000, printer, four screens of the human interface machine HMI, keyboard of the bar handling system and two keyboards for each of the servers. In addition, the DAC was replaced by the instrumentation cabinet, which includes the reactor protection systems, the redundant control system and the supervision system. The instrumentation and control is characterized by the use of the Ethernet standard to achieve inter-connectivity of the systems, programming of the human machine interface (HMI) using open source code Java™, and multiplatform, logical separation of functions applying concepts of distributed control and modularity, redundancy, unique failure criteria and independence.

The use of the reactor is shown, referring to the irradiation facilities available for irradiation of materials to be studied using the neutron activation analysis (NAA) technique. Likewise, irradiation is planned to support the use of the fission fingerprint dating technique, research and support to educational institutions through technical conferences and a visit to the nuclear facility.

---

**Keywords:** IAN-R1, nuclear research reactor, reactor utilization, neutron activation analysis, irradiation.

## 1. INTRODUCCIÓN

**L**as necesidades energéticas mundiales han conducido a la investigación de fuentes de energía diferentes de los combustibles fósiles y de otras formas de producción. Luego de que Chadwick descubriera el neutrón, en 1932, y de que Hahn y Strassman descubrieran en 1939 la fisión nuclear, se abrió el camino a una nueva fuente de energía. Los materiales básicos que pueden emplearse para obtener energía nuclear por fisión son principalmente los elementos uranio y torio [1], [2].

A partir de 1939, durante la Segunda Guerra Mundial, los Estados Unidos de Norteamérica adelantaron un proyecto denominado Manhattan, cuya finalidad era extraer la energía presente en el núcleo de los átomos. El físico italiano Enrico

Fermi se vinculó a este proyecto y dirigió la construcción de una pila de uranio en una de las canchas de *squash* situadas en el piso bajo del estadio Stagg Field de la Universidad de Chicago. La pila llegó a criticidad el 2 de diciembre de 1942, dando lugar al nacimiento del primer reactor nuclear [2], [3].

Luego de 1945, año en que finalizó la Segunda Guerra Mundial, sobrevino el periodo de la Guerra Fría, en cuyo contexto, el 8 de diciembre de 1953, el presidente de Estados Unidos de Norteamérica, general Dwight D. Eisenhower, pronunció ante la Asamblea General de las Naciones Unidas, en Nueva York, el histórico discurso titulado “Átomos para la paz”. Este discurso reflejaba un cambio de enfoque, pues se pasaba de la rivalidad entre Estados Unidos y la Unión Soviética al concepto de *humanidad-armamento*. Es así como, en lugar de centrarse exclusivamente en los peligros de la guerra

atómica, Eisenhower alabó las aplicaciones nucleares civiles en la agricultura, la medicina y la generación de energía, y propuso establecer un “organismo internacional de energía atómica” que promoviese los usos pacíficos de la energía nuclear “en beneficio de toda la humanidad”. Este organismo es el que hoy conocemos como Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) [3], [4].

La primera acción concreta del presidente Eisenhower fue ofrecer tratados bilaterales de cooperación técnico-científica nuclear a distintos países. Colombia firmó el correspondiente tratado el 5 de mayo de 1955. Fue así como el 11 de junio de ese mismo año Estados Unidos ofreció a Colombia un reactor nuclear tipo piscina de 10 kW de potencia, que funcionaba con dos kilogramos de uranio  $^{235}\text{U}$  al 90% de enriquecimiento. Este es el reactor nuclear IAN-R1, que alcanzó criticidad el 20 de enero de 1965 y fue inaugurado un mes después por el entonces presidente de Colombia, Guillermo León Valencia [5], [6].

En las siguientes líneas el lector encontrará la descripción de la configuración inicial del reactor IAN-R1 y la manera como se fueron desarrollado y fortaleciendo sus capacidades tecnológicas para darle continuidad a su utilización.

## 2. CARACTERÍSTICAS INICIALES DEL REACTOR

El reactor nuclear IAN-R1 fue diseñado y construido por la compañía Lockheed Western Export Company, y fue operado por el Instituto de Asuntos Nucleares (IAN).

Se trataba de un reactor de investigación heterogéneo de 10 kW de potencia térmica nominal, tipo piscina, que estaba constituida por un tanque de 1,98 metros de diámetro y 5,28 metros de profundidad. La cubierta del tanque estaba construida en acero al carbón con un espesor de 0,0063 metros, y la superficie interna estaba completamente recubierta por una capa poliestérica de color blanco.

El blindaje biológico estaba conformado por una masa monolítica de concreto convencional de 1,98 metros de espesor situada a nivel de su base octogonal, que se levantaba en forma escalonada terminando en un tercer nivel en forma cilíndrica.

El tanque del reactor funcionaba lleno de agua liviana desmineralizada, que cumplía funciones de moderación de

neutrones, blindaje contra las radiaciones y refrigeración del núcleo. La calidad del agua se controlaba por medio de un sistema de tratamiento conexo a la piscina del reactor.

El índice máximo de exposición alrededor del reactor no era superior a 20  $\mu\text{Sv/hora}$ , lo cual hacía que el personal científico y en entrenamiento tuviera acceso a todas las áreas sin riesgo de sobreexposición a las radiaciones ionizantes [7], [8].

La potencia inicial de operación fue incrementada, y desde comienzos de 1967 el reactor operó a 20 kW, con periodos cortos de operación a 30 kW, condición que se mantuvo hasta 1975. Este incremento de potencia está ligado al incremento del flujo neutrónico necesario para la producción de radioisótopos.

### 2.1. Núcleo del reactor

El combustible del núcleo estaba constituido por elementos tipo MTR (*material testing reactor*) en forma de placas planas, que estaban compuestos de uranio metálico enriquecido al 90% en el isótopo uranio-235.

El combustible tenía una aleación y recubrimiento con aluminio tipo 1100, que conformaba una masa crítica de 2,22 kg, distribuidos en dieciséis elementos combustibles, de los cuales trece eran estándar y tres de control, en un arreglo de  $4 \times 4$ .

Cada elemento estándar estaba conformado por diez placas atornilladas y colocadas dentro de una caja de aluminio. Los elementos de control contenían solo seis placas, con el fin de permitir la introducción de las barras de control.

Los elementos reflectores estaban conformados por veinte elementos de grafito recubiertos por una resina poliestérica impermeabilizante. Para el arranque (inicio de la fisión nuclear) se utilizaba una fuente de neutrones de plutonio-berilio (80g Pu) con una actividad de 5 Ci ( $1,85 \times 10^{11}$  Bq) y una intensidad de  $10^6$  n/s, que se ubicaba adjunto al núcleo.

El reactor contaba con dos barras de seguridad de acero inoxidable y boro unidas mediante embragues electromagnéticos a mecanismos de accionamiento con movimiento vertical que las introducían o extraían del núcleo a una rapidez de  $1,86 \times 10^{-3}$  m/s. En caso de emergencia era posible cortar la corriente que alimentaba las bobinas de los embragues, para que las barras del reactor cayeran por acción de la gravedad, lo que llevaba al reactor a un estado seguro y apagado.

Una tercera barra en acero inoxidable y boro estaba unida a un servomecanismo de movimiento vertical que la introducía o extraía del núcleo a una velocidad de  $4,49 \times 10^{-1}$  m/s, y que permitía el control y los ajustes finos de potencia.

El núcleo, los elementos reflectores, las tres barras de control y tres detectores de neutrones se encontraban inmersos en el fondo del tanque del reactor. El núcleo descansaba sobre una grilla de soporte que estaba sujeta al fondo del tanque del reactor en su parte central. El movimiento de combustible nuclear se hacía con herramientas de manejo suministradas por el fabricante, con la ayuda de un bastidor de almacenamiento.

El reactor fue diseñado para operar con un exceso de reactividad, valor de barras de seguridad, coeficiente de temperatura y demás parámetros, tal como se muestra en la tabla 1 [7], [8].

Tabla 1. Parámetros físicos del núcleo del reactor [7]

Exceso de reactividad	$\rho, \Delta k/k$
Carga del núcleo	2,22 kg $^{235}\text{U}$ (enriquecimiento 90%)
Valor total de las barras de seguridad	-5,6% $\Delta k/k$
Valor total de la barra reguladora	-0,4% $\Delta k/k$
Promedio de flujo de neutrones térmicos	$1,2 \times 10^{11} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$
Pico de flujo de neutrones térmicos	$3 \times 10^{11} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$
Coefficiente de temperatura (20 °C)	$1,9 \times 10^{-4} \Delta k/k \text{ por } ^\circ\text{C}$
Vida media promedio de los neutrones	$5,4 \times 10^{-5} \text{ s}$

Fuente: autores

## 2.2. Facilidades experimentales

Se emplearon seis posiciones en la placa de rejilla, a un lado del núcleo, para situar los elementos de producción de radioisótopos especiales. Estos elementos eran idénticos a los elementos reflectores de grafito, excepto en que tenían un hueco de acceso central para acomodar muestras de  $1\frac{1}{2}$  pulgadas ( $3,81 \times 10^{-2}$  m) de diámetro y hasta 24 pulgadas ( $6,09 \times 10^{-1}$  m) de longitud.

Dos tubos de haces neutrónicos confinaban dos caras del núcleo de manera radial y estaban enfocados hacia el centro del núcleo para proveer máximo flujo neutrónico, para fines de irradiación. Fueron suministrados dos tapones de plomo y concreto para blindaje y dos bloques de grafito para fines experimentales.

Además de la adquisición del reactor, el Instituto de Asuntos Nucleares compró e instaló un sistema neumático de transferencia de muestras para ser irradiadas con neutrones térmicos en la parte posterior del núcleo [8].

## 2.3. Instrumentación y control

La instrumentación y el control (I&C) original del reactor estaban conformados por cuatro canales nucleares, sistemas de paro automático, controles de operación, sistema anunciador y de alarma, barras de control de compensación, seguridad y regulación, monitores de área, consola de control y mecanismos de las barras de control [8].

### 2.4.1. Canales nucleares

Existían cuatro canales nucleares, tres de operación y un canal de seguridad.

El canal de arranque usaba como detector una cámara de fisión, y su intervalo de medida estaba comprendido entre 1 y  $10^4$  cuentas/segundo. Un interruptor de bloqueo en el intensímetro logarítmico impedía el arranque cuando la intensidad de la fuente de neutrones estaba por debajo de dos cuentas por segundo.

El canal de periodo Log-N indicaba el nivel de potencia del reactor en un intervalo que iba de  $10^{-5}$  hasta tres veces el nivel proyectado de potencia. Debido a que el valor de potencia era de 10 kW, la indicación iba de 100 milivatios a 30 kilovatios; este canal apagaba de emergencia el reactor en caso de periodo corto.

El canal de nivel lineal era capaz de medir el flujo neutrónico en un intervalo de operación del reactor desde 100 milivatios hasta 1 megavatio, y usaba como detector una cámara de ionización compensada (CIC) acoplada a un micro-amperímetro. Este canal permitía leer desde el momento del arranque hasta plena potencia mediante el ajuste de un interruptor que operaba entre  $10^{-11}$  y  $10^{-3}$  amperios.

El canal de seguridad utilizaba una cámara de ionización no compensada que trabajaba en un intervalo comprendido entre 0 y 1,5 veces la potencia proyectada.

### 2.4.2. Sistemas de paro del reactor

Era un sistema que controlaba tres tipos de acción automáticas o manuales para corregir condiciones anormales o indebidas, a saber: apagado de emergencia rápido o por corto periodo, apagado de emergencia lento (producido por alto

voltaje, sensores de los sistemas periféricos, pulsador de apagado manual, interruptor de llave, alto nivel en los canales Log-N y de nivel lineal) y caída del grupo de barras por acción del operador desde la consola.

#### 2.4.3. Controles de operación

La fuente de neutrones estaba colocada en un portafuentes contiguo al núcleo. Para asegurar que la fuente estuviera en la debida posición para el arranque del reactor, un interruptor situado en el intensímetro logarítmico evitaba que las barras de control se subieran, a no ser que el ritmo de contejo fuera superior a dos cuentas/segundo.

Había un sistema de control automático para operar el reactor, que movía la barra reguladora hasta que alcanzara un punto determinado sobre el inscriptor lineal de potencia.

#### 2.4.4. Sistema anunciador y de alarma

Cuando se presentaba un causal de apagado de emergencia, o cuando surgía otro problema, sonaba una alarma, y en la consola de control se encendía una luz que indicaba el evento iniciante del problema.

#### 2.4.5. Barras de control

Se usaban dos barras de seguridad y una barra de control fino de potencia que eran accionadas manualmente con interruptores. En la consola se visualizaba el acople magnético de cada barra, intervalo de compensación, límite superior y límite inferior de las barras.

Las posiciones de las barras se indicaban tanto en una escala vertical como en un dispositivo digital de lectura fina que tenía una resolución de  $1 \times 10^{-4}$  m. La barra reguladora se movía manualmente en un intervalo comprendido entre 100 milivatios y 10 kilovatios.

#### 2.4.6. Monitores de área

Fueron suministrados seis monitores de área tipo centelleo para vigilar el nivel de radiación. Había un monitor sobre la piscina del reactor, dos para el desmineralizador del sistema de tratamiento de agua y tres en la consola. Estos monitores podían ser graduados para producir el apagado del reactor por exceder los valores predeterminados.

#### 2.4.7. Consola de control

La consola de control había sido diseñada para dar máxima visibilidad sobre ella y tenía facilidad de acceso a los controles e indicadores, que estaban situados en un solo grupo frente al operador. Los colores de las luces indicadoras en la consola mostraban al operador la situación del reactor en un solo vistazo. Tanto los procedimientos de operación como las interconexiones evitaban que el operador sacara las barras de control cuando había señal de una luz roja (figura 1).

#### 2.4.8. Mecanismos de accionamiento de las barras de control

Estos mecanismos fueron fabricados por la empresa Diamond Power Specialty Corporation, tenían forma tubular y estaban situados en una posición vertical sobre el núcleo. Cada barra de control era movida mediante una fuerza hacia arriba sobre un tubo de extensión que estaba acoplado a un electromagneto (excepto en el caso de la barra reguladora) y a un mecanismo de tornillo movido por un motor situado en el extremo superior del tubo. Todos los mecanismos que accionaban arriba y abajo las tres barras de control estaban provistos de motores de inducción de reversión instantánea.

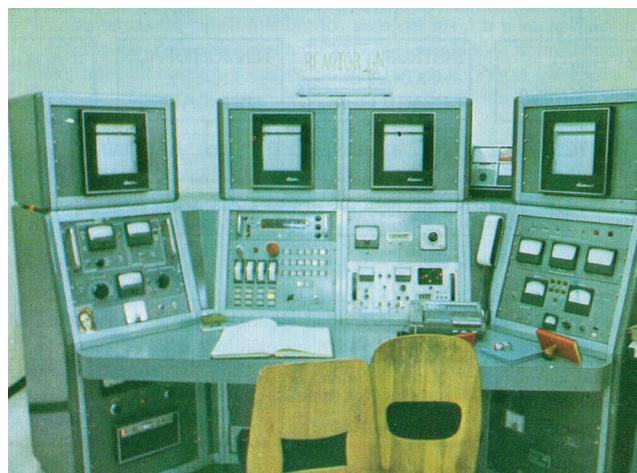


Figura 1. Consola del reactor.

Fuente: [8]

#### 2.4. Sistema de tratamiento y refrigeración de agua

Este sistema de tratamiento de agua, que tiene funciones de purificación y refrigeración, limitaba la velocidad de corrosión del sistema, la acumulación de productos de corrosión y la activación del refrigerante mediante el empleo de microfiltros y de resinas de intercambio iónico. Bajo apropiadas condiciones de operación, la pureza del agua se podía mantener en 2 ppm en términos de  $\text{CaCo}_3$ , y el PH en 6,5. La capacidad de extracción de calor dada por el intercambiador de calor era de 10 550,56 watts/hora, y se había calculado para mantener la temperatura de la piscina o tanque del reactor en 30 grados Celsius durante operación continua de 10 kilovatios.

Adicionalmente, un sistema de tratamiento de agua se encuentra instalado en una piscina o tanque de decaimiento radiactivo que fue instalado como sistema auxiliar, localizado en una edificación adjunta y que se comunica con el recinto del reactor. Este tanque está lleno de agua de las mismas condiciones que la utilizada en el tanque del reactor hacia donde es posible hacer bombeo, en caso de que el tanque del reactor sufra pérdida de agua. Otra de las funciones de la piscina de decaimiento es depositar combustible nuclear irradiado u objetos activados.

### 3. PRIMERA MODERNIZACIÓN DE LA INSTRUMENTACIÓN Y CONTROL DEL REACTOR

Teniendo en cuenta el avance tecnológico, en el año 1987 el IAN observó que la instrumentación y el control originales del reactor habían quedado obsoletos, ya que el equipo había sido diseñado con tecnología electrónica de tubos de vacío y necesitaba mantenimiento y calibración, lo cual, unido a la carencia e imposibilidad de conseguir partes de repuesto, estaba ocasionando un rápido deterioro de su confiabilidad. Entonces se inició un programa de modernización ajustado a los siguientes criterios y requerimientos [9]:

- » La instrumentación original estaba culminando su tiempo de vida útil, ya que tenía más de veinticinco años de operación, y era imposible adquirir equipos de reemplazo, ya que su fabricación había sido descontinuada.
- » La consola de control había sido diseñada con tecnología electrónica de tubos de vacío, que no permitía la renovación parcial de equipos o circuitos por la

incompatibilidad con la tecnología del momento, basada en semiconductores.

- » Había un inventario limitado de partes de repuesto.
- » La tasa de falla y descalibración de equipos era muy alta
- » La filosofía de seguridad utilizada para la instrumentación y el control originales no satisfacía la nueva filosofía aplicada a reactores de investigación, la cual había sido ajustada.
- » Las pérdidas de sensibilidad, precisión y reproducibilidad en las mediciones, ocasionadas por el envejecimiento de los equipos, producían una disminución de la confiabilidad de la instrumentación.
- » Se requería ejecutar proyectos de incremento de potencia de operación del reactor, lo cual se dificultaba por las limitaciones funcionales y el rango de operación de la instrumentación.

#### 3.1. Modernización realizada

La consola de comando de operaciones y la nueva instrumentación y control del reactor, que pasamos a describir, fue fabricada por la General Atomics [9].

##### 3.1.1. Canales nucleares

Se pusieron en marcha tres canales nucleares: dos de amplio rango modelo NM-1000 y un canal de potencia modelo NPP-1000.

El canal de potencia NPP-1000 usaba como detector una cámara de ionización y era utilizado para monitorear gráficamente la forma del pulso de potencia del reactor, de acuerdo con el modo de operación seleccionado.

Los canales de amplio rango modelo NM-1000 usaban como detectores cámaras de fisión ( $^{235}\text{U}$ ), y su rango de detección iba desde el nivel fuente hasta el 120% de la potencia nominal.

##### 3.1.2. Consola de control

La nueva consola permitía al operador controlar y monitorear el estado de los parámetros y variables de operación del reactor, disponía de un sistema de selección de modo de operación manual y automático, de un conjunto de interruptores para el manejo de los mecanismos de accionamiento de las barras de control, teclado de computador, una impresora, monitores para visualización de potencia de operación —que se presentaba en forma lineal, porcentual y logarítmica—

ca—, señal de período, posición de mecanismos de las barras de control, temperatura del agua y de algunos elementos combustibles del reactor. Además, los monitores permitían ver el valor de las variables y los parámetros de operación, el

estado de las señales indicadoras de límites de prevención y el estado de los dispositivos de seguridad (figura 2). Adicionalmente, el computador de la consola permitía grabar toda la información de la operación en un archivo histórico.



Figura 2. Instrumentación y control usados a partir de 1996.

Fuente: [9]

### 3.1.3. Sistema de adquisición de datos (DAC)

Estaba constituido por un conjunto de sistemas electrónicos controlados por computador. Se encargaba de registrar, almacenar y procesar la información de todas las variables y los parámetros de operación del reactor y de establecer la interface de comunicación interactiva con la consola de control del reactor.

Los componentes del DAC estaban distribuidos por niveles, así:

**Nivel 1:** sistema de distribución de potencia.

**Nivel 2:** sistema de procesamiento y conversión para señales de entrada y salida AC.

**Nivel 3:** sistema de procesamiento y conversión para señales de entrada y salida DC.

**Nivel 4:** módulos de acondicionamiento de diversas señales provenientes de algunos sistemas de medición, tales como temperatura del combustible, temperatura de refrigerante, flujo de agua en el sistema de refrigeración, conductividad del agua del reactor, voltaje de los magnetos de los mecanismos de las barras de control y, además, señales de ajuste de límites de nivel de prueba y calibración de circuitos.

**Nivel 5:** sistema de control manual y automático de la barra reguladora y del DAC.

**Nivel 6:** computador del DAC.

El DAC procesaba la información proporcionada por los canales nucleares NM-1000, por los mecanismos de accionamiento de las barras de control, por el sistema de protección radiológica, los medidores de temperatura, los medidores del caudal de refrigerante, el medidor de conductividad, la fuente de voltaje de los magnetos y las señales de comando provenientes de la consola para el control de la operación del reactor. La mayoría de los componentes del circuito de apagado de emergencia del reactor estaban localizados en el DAC.

Luego de esta primera modernización de la instrumentación, el reactor fue operado por el Instituto de Ciencias Nucleares y Energías Alternativas (INEA) nombre que adoptó el IAN después de ser reestructurado [10], y que fue liquidado en 1997 [11]. En ese mismo año el INEA realizó el cambio de combustible nuclear del reactor, pasando de tecnología MTR de alto enriquecimiento (90%) a TRIGA (acrónimo de *training, research, isotopes*) de bajo enriquecimiento (20%), reactor nuclear diseñado y fabricado por la General Atomics de Estados Unidos. Además, realizó el cambio del sistema de refrigeración con capacidad para 100 kW de operación y el sistema de procesamiento de agua del reactor [12].

El reactor con núcleo nuevo alcanzó criticidad el 29 de agosto de 1997 y operó a potencia de 30 kW en forma regular desde el 2 de octubre de 1997 hasta el 31 de marzo de 1998, fecha en que entró en parada prolongada debido el cierre definitivo del INEA.

La configuración del nuevo núcleo TRIGA y su posición de irradiación de muestras por gradilla se presenta en la figura 3, y las características operacionales se presentan en la tabla 2 [13].

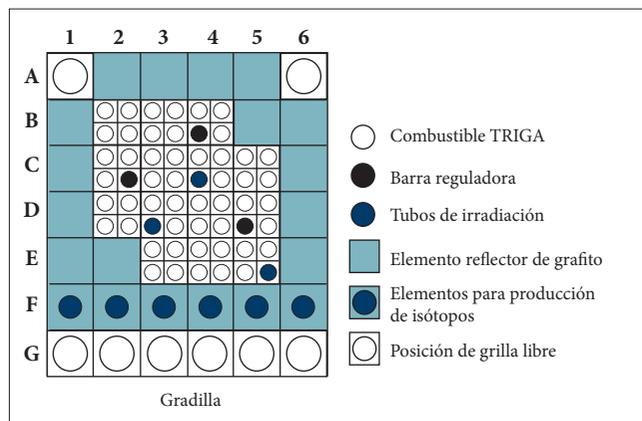


Figura 3. Nuevo núcleo TRIGA del reactor. Fuente: autores

#### 4. SEGUNDA MODERNIZACIÓN DE LA INSTRUMENTACIÓN Y EL CONTROL DEL REACTOR

Por disposición del Decreto n.º de 1452 de 1998, la operación del reactor fue transferida al Instituto de Investigaciones en Geociencias, Minería y Química (Ingeominas), hoy Servicio Geológico Colombiano (SGC) [14].

Con el propósito de hacer mantenimiento correctivo del tanque de la piscina del reactor, el 6 de marzo de 2006 se inició el traslado de la totalidad del núcleo del reactor, catorce elementos combustibles y veinte reflectores de grafito hacia la piscina de decaimiento. Finalizado el mantenimiento, el núcleo del reactor fue retornado al tanque del reactor, y el 21 de octubre de 2005 el reactor fue puesto a crítico una vez más [15].

Nuevamente, y después de veinte años, esta vez el SGC observó que la instrumentación y el control eran obsoletos y exigían mantenimiento y calibración, lo cual, unido a la carencia de partes de repuesto y la imposibilidad de conseguirlas, estaba ocasionando un rápido deterioro de su confiabilidad. Fue así como se tomó la decisión de modernizar la I&C del reactor, en el marco del Convenio Especial de Cooperación n.º 716-2009, suscrito entre el Departamento Administrativo de Ciencia, Tecnología e Innovación (Colciencias), el Centro Internacional de Física (CIF) y el Servicio Geológico Colombiano, convenio que contaba con el soporte del Instituto Colombiano de Petróleo (ICP) [16].

Esta segunda modernización fue realizada de acuerdo a los siguientes criterios y requerimientos:

- » La instrumentación fabricada por la General Atomics estaba culminando su tiempo de vida útil, ya que tenía más de veinte años de operación, y era imposible adquirir equipos de reemplazo, ya que su fabricación había sido discontinuada.
- » Había un inventario limitado de partes de repuesto.
- » La tasa de falla y descalibración de equipos era muy alta.
- » Actualización de la nueva instrumentación a la filosofía de seguridad y control de reactores de investigación.
- » Alto grado de especialización de la instrumentación, que se traducía en un alto costo de operación y, en caso de falla, en una baja disponibilidad de la instalación.

**Tabla 2.** Características operacionales del núcleo TRIGA [13]

Carga crítica aproximada	48,51 barras (2,49 kg <sup>235</sup> U)
Carga aproximada de operación	50 barras
$\beta_{\text{eff}} (\Delta k)$	0,0073
$\ell$ , vida del neutrón	45 ms
$\alpha$ , coeficiente de realimentación negativo pronto de reactividad por temperatura, promedio 23 °C->400 °C	$9,3 \times 10^{-5}$
Exceso de reactividad máximo de diseño	1,83% (\$2,50)
Valor mínimo del sistema de control con barra de máximo valor de reactividad fuera	2,50% (\$3,42)
Potencia	30 kW
Temperatura máxima aproximada del combustible	145 °C
Valores operacionales de reactividad y cambio de reactividad frío-caliente (aprox.)	0,22% (\$0,30)
Valor del Xe en equilibrio	0,11% (\$0,15)
Experimentos (aprox.)	0,73% (\$1,00)
Total	1,06% (\$1,45)

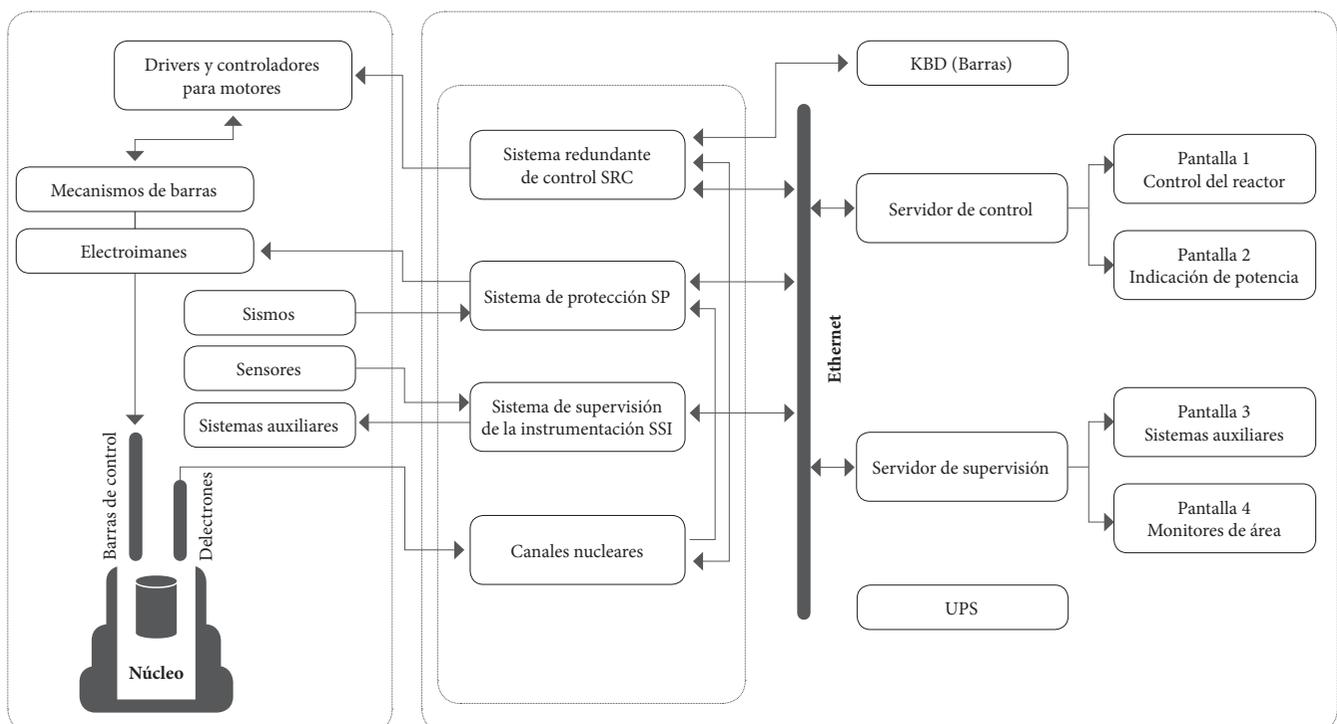
Fuente: autores

#### 4.1. Segunda modernización

La nueva instrumentación y control del reactor fueron implementados por el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ) de México, país en el cual también fue fabricada la nueva consola de operaciones, que fue instalada y puesta en marcha en 2012. Esta instrumentación es la que se utiliza actualmente, y está enfocada a reducir la dependencia

respecto del fabricante original y abrirla con una estructura modular para facilitar futuras actualizaciones. Dicha instrumentación tiene las siguientes características [17]:

- » Separación lógica de funciones aplicando conceptos de control distribuido y modularidad.
- » Redundancia, criterio de falla única e independencia.
- » Cableado directo del sistema de protección, que evita realizar funciones de seguridad mediante el software.
- » Empleo del estándar Ethernet para lograr la interconectividad de los sistemas, lo cual reduce el cableado de señales desde y hacia el reactor y la consola.
- » Cuatro pantallas comerciales de alta resolución en la interfase humano-máquina (HMI) para muestra panorámica de los parámetros de operación y control del reactor.
- » Servidores comerciales de uso industrial (sin tarjetas de función especializada), de fácil sustitución o actualización.
- » Transferencia tecnológica mediante planos, códigos fuente, manuales y capacitación, con posibilidad de hacer actualizaciones por el usuario.
- » Programación de la HMI empleando código de fuente abierta Java™, y multiplataforma. Esto permitirá disminuir costos y dependencias en actualizaciones futuras, que podrán ser realizadas por el usuario.

**Figura 4.** Instrumentación y control actuales.

Fuente: [18]

Los componentes de esta nueva I&C están distribuidos en cuatro niveles, mostrados en la figura 4:

Nivel 1: corresponde al nivel de sensores y actuadores, que interactúan directamente con el reactor.

Nivel 2: son los acondicionadores y manejadores de señal, canales nucleares y de protección.

Nivel 3: sistema de adquisición de datos y control.

Nivel 4: interacción humano-máquina (HMI).

#### 4.1.1. Sistema redundante de control (SRC)

Se encarga de los modos de operación manual y automático del reactor, para lo cual se mueve la posición de las barras de control a través del sistema de manejo de barras (SMB). Se encarga también de la adquisición de la posición de las barras, los interbloqueos para operación del reactor, y controla la potencia y el periodo a través de los canales nucleares.

El SRC consta de un sistema de control lógico programable (PLC) de arquitectura modular-redundante, y tiene un PLC de respaldo, o secundario, cuya configuración es idéntica a la del primario. Mediante la detección y la respuesta programada, el sistema redundante puede realizar la transición automática del controlador primario y sus módulos asociados al controlador secundario y sus módulos idénticos (figura 5) [18].

#### 4.1.2. Sistema de protección (SP)

Contiene la lógica de votación y las fuentes de energía de los magnetos de las tres barras; estas últimas cumplen funciones de control y seguridad. Tiene la función de llevar el reactor a un apagado seguro en caso de presentarse alguna de las condiciones de falla preestablecidas.

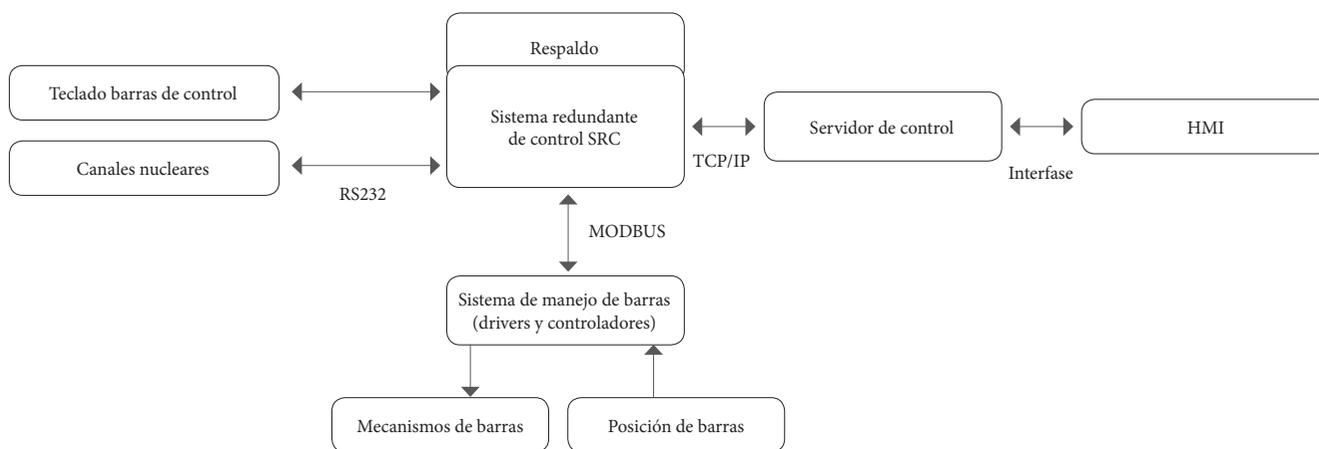


Figura 5. Sistema redundante de control (SRC).

Fuente: [18]

Está formado por dos módulos redundantes y aislados diseñados con un lógica combinacional basada en lógica TTL, y un módulo de control de magnetos de las barras de control.

El SP proporciona un aislamiento funcional de los sistemas restantes, basado en una serie de optoacopladores a la entrada de todas las señales y optoacopladores y relevadores a la salida (figura 7) [19].

#### 4.1.3. Sistema de supervisión de la instrumentación (SSI)

Tiene la función de monitorear constantemente las variables de proceso, tanto en operación como en reposo, por medio de la adquisición de datos de los sistemas auxiliares, como son el intercambiador de calor, la temperatura de la piscina y el sistema de monitoreo de área.

El SSI está conformado por un PLC equipado con tarjetas de adquisición de datos y de comunicación, ya que su información es entregada por medio de un bus Ethernet (figura 6) [18].

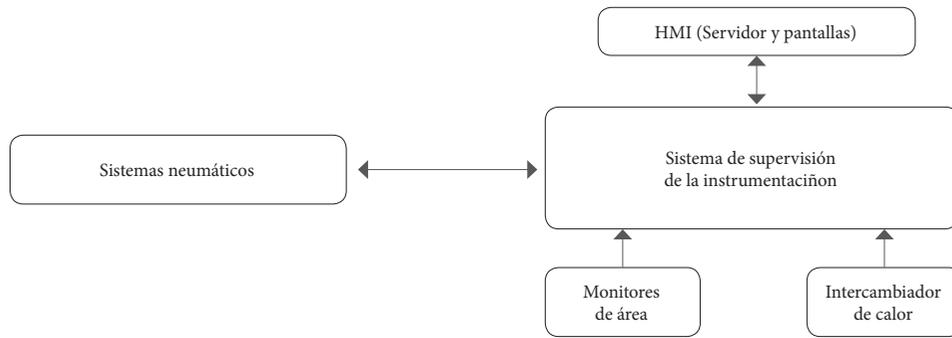


Figura 6. Sistema de supervisión de la instrumentación (SSI).

Fuente: [18]

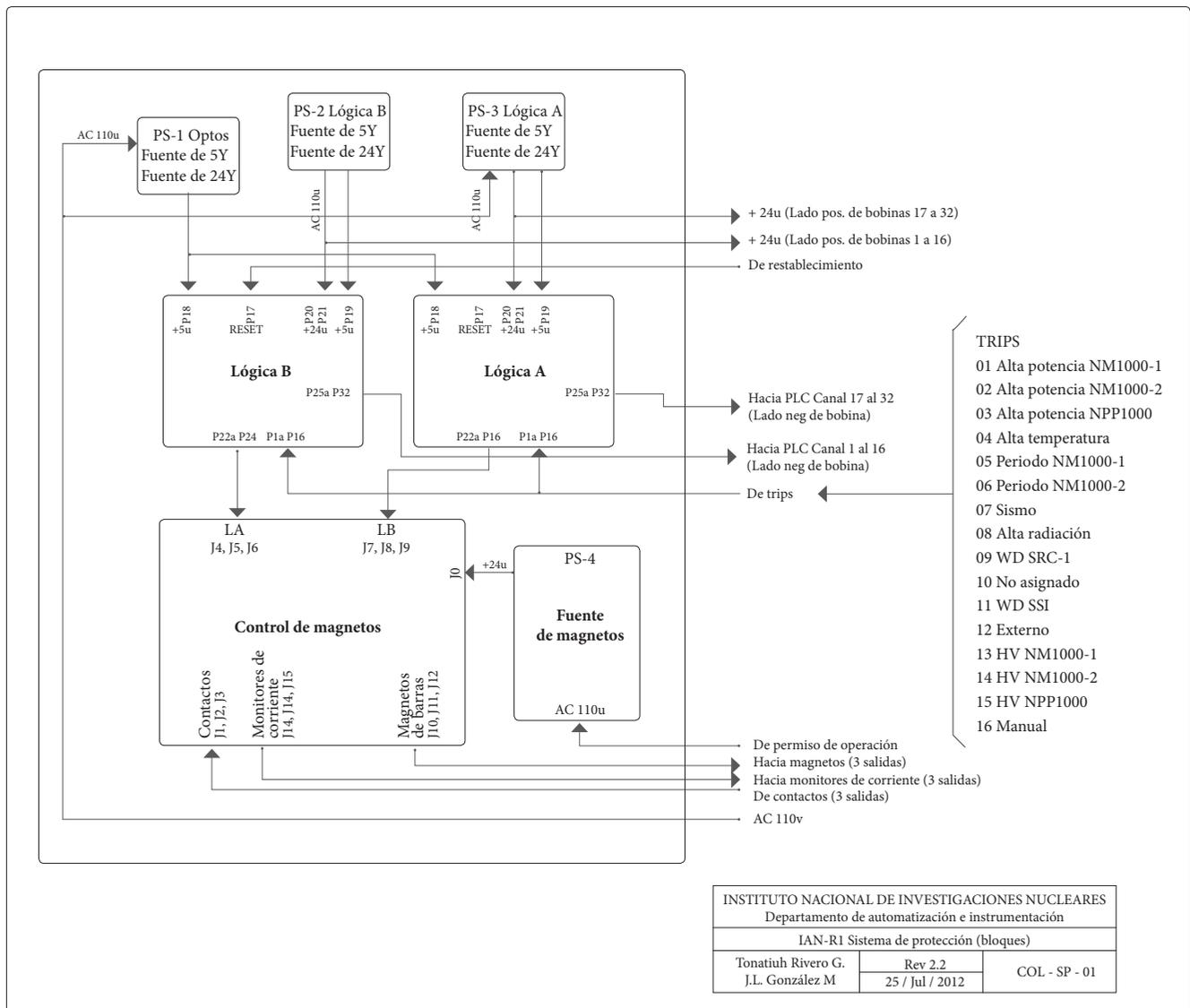


Figura 7. Sistema de protección (SP).

Fuente: [19]

#### 4.1.4. Gabinete de instrumentos

El gabinete es un armario metálico grado de protección IP55 (EN60529), con puerta transparente de cristal templado y un sistema de ventilación que garantiza la disipación de calor dentro del armario. Se encuentra ubicado en la parte posterior de la consola de control y contiene los siguientes elementos (figura 8):

- » El sistema redundante de control (SRC).
- » El sistema de supervisión de la instrumentación (SSI).
- » El sistema de protección (SP).

#### 4.1.5. Canales nucleares

Actualmente continúan funcionando los dos canales nucleares de amplio rango modelo NM-1000, puestos en marcha en la modernización anterior, y un canal de potencia modelo NP-1000.

#### 4.1.6. Interfaz humano-maquina (HMI)

Muestra al operador, por medio de cuatro pantallas, los controles, indicadores, alarmas y mensajes para el control seguro del reactor. Se encarga de realizar las verificaciones y pruebas de los sistemas y le presenta al operador la información necesaria para la toma de decisiones (figura 9) [20].

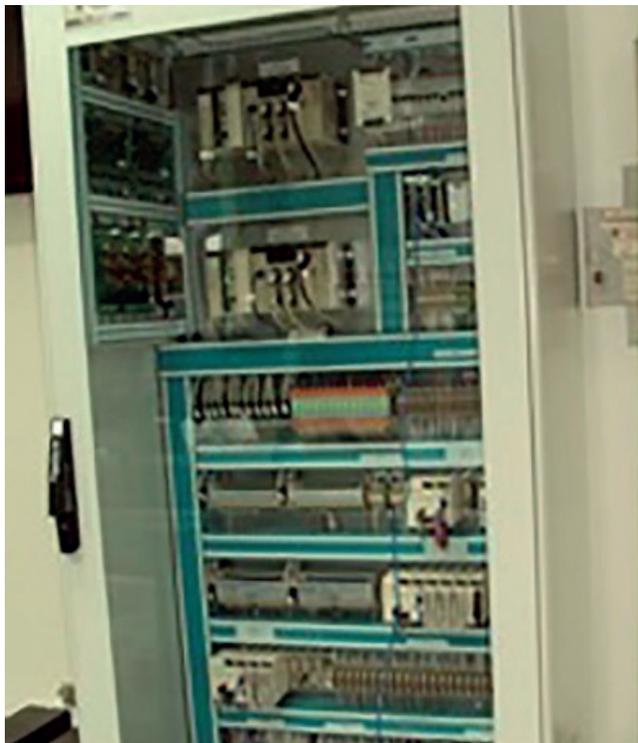


Figura 8. Gabinete de instrumentos.  
Fuente: [20]

#### 4.1.7. Consola de operación

La consola tiene estructura robusta NEMA 12 y está fabricada en lámina de acero al carbón y lámina de acero inoxidable, con cuatro puertas frontales y tres puertas posteriores. Cuenta con charolas deslizables y brazos retráctiles para colocar los monitores de 21,5" de la HMI, acometidas de cables y sistema de ventilación (figura 8). La consola soporta los siguientes elementos:

- » Servidores de control y supervisión.
- » Canal nuclear NP-1000.
- » Impresora.
- » Cuatro pantallas de la interface HMI.
- » Dos teclados para cada uno de los servidores.
- » Teclado del sistema de manejo de barras.



Figura 9. Consola de control usada a partir de 2012.  
Fuente: [20]

## 5. UTILIZACIÓN DEL REACTOR

Los programas del IAN relacionados con la utilización del reactor eran física nuclear, termohidráulica y blindajes, instrumentación, seguridad nuclear y química. A partir de 1969 se dio lugar a publicaciones en bioquímica, trazadores radiactivos en la industria del petróleo y otras plantas industriales, agricultura, isótopos y energía geotérmica, utilización de algunos radioisótopos y radiografía industrial. De igual manera, se realizaron trabajos en medida de humedad y espesor de suelos, química y radioquímica, utilización de

radioisótopos en hidrología superficial, y el IAN implementó de forma básica la primera etapa del ciclo de combustible nuclear: la exploración y explotación de uranio.

Hacia 1979 continuó la utilización del reactor para la irradiación de minerales con contenido de uranio y torio, y para la producción de materiales radiactivos, seguido de la producción de oro 198, lantano 140 y bromo 82, realizada en 1983. Ese mismo año el reactor fue ajustado para operar a una potencia de 30 kW, antes de la primera actualización de su instrumentación y control.

Además, se efectuaron estudios para la producción de tecnecio-99m ( $^{99m}\text{Tc}$ ) mediante la producción de molibdeno irradiado en el reactor, para suministros menores en el campo de la medicina nuclear.

La seguridad radiológica como una disciplina inherente a la utilización del reactor y al manejo de fuentes radiactivas tuvo un desarrollo que comenzó en 1966 con el informe titulado “Reglamento de seguridad radiológica” y posteriores publicaciones, como “La seguridad radiológica para radiografía industrial”, realizado en 1985 [3], [21].

Actualmente, el SGC ha dispuesto seis monitores de área para el monitoreo de campos de radiación en sala de control, boca de tanque, sistema de procesamiento, tubo de haces norte, tubo de haces sur y piscina de decaimiento. Además, se hace seguimiento biológico al personal ocupacionalmente expuesto que se encarga de la operación del reactor. Por consiguiente, es posible irradiar muestras para que sean analizadas mediante la técnica de análisis por activación neutrónica (AAN), haciendo uso de las facilidades de irradiación disponibles, como son: tres posiciones de irradiación dentro del núcleo por sistema neumático nuevo, seis posiciones de irradiación en reflectores de grafito, localización de gradilla frente al núcleo y el sistema neumático original del reactor.

Además, teniendo en cuenta el carácter de institución adscrita al Sistema de Ciencia y Tecnología, el SGC utiliza el reactor para hacer investigación aplicada y apoyar a instituciones educativas mediante conferencias técnicas y visita a la instalación nuclear.

Del mismo modo, el SGC tiene proyectos a corto plazo para la utilización de la técnica de datación por huellas de fisión, metodología útil para obtener indicios sobre la probabilidad de la presencia de hidrocarburos en el lugar de extracción de la muestra.

## 6. AUTORIZACIONES

La autorización para la operación del reactor seguía una línea de mando sujeta a la estructura organizacional del Instituto de Asuntos Nucleares, que estaba conformada por la Junta Directiva, la Dirección General, la Subdirección General y la Secretaría General.

Además, existían catorce áreas técnicas, entre las que se encontraba el Área del Reactor, que estaba conformada por una coordinación de área, de la que dependían los grupos de trabajo en Física Neutrónica, Instrumentación de Reactores, Termohidráulica y Blindajes, Química de Reactores y el Grupo de Seguridad Física, Nuclear y Radiológica, que se encargaba de la operación y supervisión del reactor.

Con el propósito de contribuir a la seguridad nuclear y radiológica, en el IAN se había constituido un comité interno de seguridad del reactor, conformado por los profesionales especializados del área. Este comité tenía como objetivos analizar y evaluar los procedimientos experimentales o modificaciones en los sistemas y equipos que constituían el reactor, y que de alguna manera pudieran afectar los criterios y normas de seguridad establecidos para la operación del reactor nuclear [21].

De acuerdo con recomendaciones realizadas por el OIEA a los países miembros, que fueron realizadas con criterios de independencia e incremento en la seguridad de la operación del reactor, fue creada la Autoridad Reguladora, que funcionaría de manera independiente de la entidad que realizara la operación del reactor. Fue así como, mediante la Resolución n.º 181757 del 26 de diciembre de 2005 se creó el Grupo de Asuntos Nucleares, del Ministerio de Minas y Energía, que funge como autoridad reguladora nacional [22].

Los tipos de licencia que expide la Autoridad Reguladora para el reactor nuclear son: licencia de operación, licencia de parada prolongada, licencia de modificación y licencia de desmantelamiento. Adicionalmente, todos los funcionarios de grupo de operación del reactor deben certificarse en protección radiológica ante dicha autoridad, de acuerdo al rol que desempeñan, y adicionalmente se deben certificar como supervisores y operadores los aspirantes a desempeñar estos roles [23].

Además de las licencias y certificaciones expedidas por la Autoridad Reguladora, la operación del reactor se realiza de acuerdo con la línea de mando de la estructura

organizacional del Servicio Geológico Colombiano, que está conformada por el Consejo Directivo, la Dirección General y siete direcciones técnicas, entre ellas la Dirección de Asuntos Nucleares, de la cual depende el grupo encargado de la operación del reactor nuclear [24].

Adicionalmente, el SGC creó el Comité de Seguridad del reactor nuclear de investigación IAN-R1, que está conformado por dos expertos en protección radiológica y seguridad nuclear de nacionalidad colombiana y un experto en reactores nucleares de investigación, de origen extranjero. El propósito de este comité es contribuir a la seguridad nuclear y radiológica del reactor mediante la emisión de conceptos de seguridad relacionados con los cambios de configuración del núcleo, la revisión de los límites y las condiciones operacionales, las recomendaciones sobre los aspectos de seguridad asociados a las modificaciones de la instrumentación y control, recomendaciones sobre alternativas de desmantelamiento y seguridad en experimentos [25].

La autorización para operar el reactor también está ligada al cumplimiento de los compromisos internacionales. Es así como el SGC, como operador del reactor nuclear, ha venido cumpliendo con los convenios y tratados internacionales suscritos por Colombia, incluidas las salvaguardias nucleares realizadas por el Organismo Internacional de Energía Atómica [26].

### 6.1. Recursos humanos

El reactor nuclear IAN R1 fue operado desde el comienzo por personal colombiano, con asesoría de expertos del Organismo Internacional de Energía Atómica. El equipo que intervino fue un supervisor, un supervisor asistente, un operador y su asistente, un físico de seguridad, el director de experimentos y su asistente, dos personas encargadas del manejo de combustible, una persona que se ocupaba de la carga de combustible y una persona dedicada al manejo de la instrumentación [27].

En 1997 el grupo de operación del reactor estaba conformado por el jefe de reactor, un supervisor, un operador y una persona encargada del mantenimiento. Este personal, excepto la persona encargada del mantenimiento, fue desvinculado del reactor debido al cierre del INEA.

Actualmente, la operación del reactor se realiza con un equipo permanente compuesto por un supervisor, un operador, un oficial de protección radiológica y dos personas de mantenimiento. Con el propósito de asegurar la continuidad de la operación, un segundo supervisor está en proceso de certificación, y un segundo operador está en formación.

## 7. CONCLUSIONES

Los aspectos políticos y el enfoque bélico del uso de la energía nuclear han causado un fuerte impacto en las ciencias nucleares, pero afortunadamente un enfoque pacífico de la utilización de la energía nuclear, como fue propuesto en el discurso “Átomos para la paz”, ha constituido un hito histórico para la humanidad, ya que instó al control y la promoción internacionales de la energía atómica y motivó la creación del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA).

La operación de un reactor nuclear de investigación, como el reactor IAN-R1, permite la producción de radioisótopos que encuentran usos en aplicaciones médicas e industriales, datación de muestras que contribuyen a la exploración de hidrocarburos, análisis para caracterización de materiales, docencia e investigación.

Los recursos humanos disponibles para la operación del reactor han sido fortalecidos, ya que la operación del mismo se realiza con un equipo permanente compuesto por un supervisor, un operador, un oficial de protección radiológica y dos personas de mantenimiento. Con el propósito de asegurar la continuidad de la operación, un segundo supervisor está en proceso de certificación y un segundo operador está en formación.

A pesar del traspie sufrido por las ciencias nucleares debido al cierre del INEA, ha podido resurgir y hoy dichas ciencias se encuentran fortalecidas en el país con un reactor cuyo combustible nuclear es relativamente nuevo, y cuya instrumentación y control nuevos ha evolucionado desde los tubos de vacío hasta la tecnología de controladores lógicos programables (PLC), que cumple con los estándares internacionales de seguridad exigidos a estas instalaciones nucleares.

## Referencias

- [1] S. Glasstone y A. Sensonske, *Ingeniería de reactores nucleares*, Barcelona: Reverté, 1962.
- [2] J. Turner, *Atoms, Radiation and Radiation Protection*, 3.<sup>a</sup> ed., Weinheim: Wiley-VCH Verlag GmbH & Co. KGaA, 2007.
- [3] H. Múnera, *Tecnología nuclear no médica en Colombia: pasado presente y futuro*. Bogotá: Tecnicontrol, 2011.
- [4] Agencia Internacional de Energía Atómica (OIEA), “Los átomos para la paz de Eisenhower”, *Boletín de la OIEA* 54-4, dic. 2013.
- [5] Instituto de Asuntos Nucleares, *Primer registro de operación del reactor IAN-R1*, 20 en., 1965.
- [6] Ministerio de Relaciones Exteriores de Colombia. Traducción oficial “Acuerdo para la venta del reactor nuclear”, Contrato G64-6105. Bogotá, 1964.
- [7] A. Spin, R. H. Espinosa, *et al.*, “Reactor nuclear IAN-R1: características técnicas y aplicaciones”, *Revista Técnico Científica del Instituto de Asuntos Nucleares*, vol. 3, n.º 5 y 6, 1988, pp. 57-64.
- [8] Lockheed Western Export Company, *Propuesta reactor de investigaciones y entrenamiento avanzados para el Instituto de Asuntos Nucleares*, Bogotá, en. 1964.
- [9] J. M. González, “Modernización de la instrumentación de control y seguridad del reactor IAN-R1”, *Revista Técnico Científica del Instituto de Asuntos Nucleares*, vol. 6, n.º 11 y 14, 1992, pp. 21-32.
- [10] Presidencia de la República de Colombia, Decreto 2119 de 1992, “Por el cual se reestructura el Ministerio de Minas y Energía, el Instituto de Asuntos Nucleares (IAN) y Minerales de Colombia S. A.”, *Diario Oficial*, n.º 40.704, título IV, 1992.
- [11] Presidencia de la República de Colombia, Decreto 1682 de 1997, “Por el cual se suprime el Instituto de Ciencias Nucleares y Energías Alternativas (INEA)”, *Diario Oficial*, n.º 43.072, 1997.
- [12] International Atomic Energy Agency, “Government of the Republic of Colombia Represented by the Instituto de Ciencias Nucleares y Energías Alternativas, General Atomics. Upgrade of the INEA R1 Research Reactor at Santafé de Bogotá, Colombia”, Contract 1994-319.
- [13] General Atomics, “Safety Analysis Report for the Research Reactor Conversion to TRIGA LEU Fuel at Instituto de Ciencias Nucleares y Energías Alternativas”, 1995.
- [14] Presidencia de la República de Colombia, Decreto 1452 de 1998, “Por el cual se distribuyen unas funciones del Instituto de Ciencias Nucleares y Energías Alternativas (INEA), en liquidación, en el Instituto de Investigación en Geociencias, Minería y Química (Ingeominas)”. *Diario Oficial*, n.º 43.353, Bogotá, 1998.
- [15] Ingeominas, *Libro de registro de operaciones reactor IAN-R1: Libro n.º 10*, Bogotá, 1991.
- [16] Departamento Administrativo de Ciencia, Tecnología e Innovación, Centro Internacional de Física, Servicio Geológico Colombiano, “Convenio Especial de Cooperación n.º 716-2009”, Bogotá, 2009.
- [17] Centro Internacional de Física, Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, Contrato de Compraventa n.º 01-2012 entre el Centro Internacional de Física (CIF), Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ) para la Renovación de la Instrumentación y Control del reactor nuclear IAN-R1 (Colombia)”, Bogotá, 2012.
- [18] Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, “Sistema de supervisión y control de la instrumentación del reactor nuclear IAN-R1 colombiano”, (SRC-SSI), 2012.
- [19] Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, “Sistema de protección (SP) del reactor nuclear IAN-R1 (Colombia)”, 2012.
- [20] Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, “Sistema de supervisión y control de la instrumentación del reactor nuclear IAN-R1 colombiano”, (HMI), 2012.
- [21] Instituto de Asuntos Nucleares, *Instituto de Ciencias Nucleares, 30 años (1959-1989)*, Bogotá, 1989.
- [22] Ministerio de Minas y Energía, Resolución n.º 181757 de 26 dic. 2005, “Por la cual se crea un grupo de trabajo en la Dirección de Energía”, Bogotá, 2005.
- [23] Ministerio de Minas y Energía, Resolución n.º 181475 del 12 de noviembre de 2004, “Por la cual se expide el reglamento sobre instalaciones nucleares y se establecen los requisitos para la obtención de licencias para su operación, parada prolongada, modificación y desmantelamiento”, Bogotá, 2004.
- [24] Servicio Geológico Colombiano, *Manual de la calidad (NTC-ISO/IEC 17025)*, versión 2, código MN-PSG-003, 2017.

- [25] Servicio Geológico Colombiano, Resolución n.º 154 de 2014, “Por la cual se crea el Comité de Seguridad del Reactor de Investigación IAN-R1”, Bogotá, 2014.
- [26] Servicio Geológico Colombiano, *Archivos SGC*, Bogotá, 2017.
- [27] Instituto de Asuntos Nucleares, *Libro de registro de operaciones reactor IAN-R1: Libro n.º 1*, Bogotá, 1965.

# Cálculo de coeficientes de reactividad del reactor nuclear de investigación TRIGA IAN-R1

## *Calculation of reactivity coefficients of the nuclear research reactor TRIGA IAN-R1*

José Antonio Sarta<sup>1</sup>, Luis Álvaro Castiblanco<sup>2</sup>

**Recibido:** 29 de julio de 2018

**Aceptado:** 20 de noviembre de 2018

**Publicado en línea:** 17 de diciembre de 2018

**Doi:** 10.32685/2590-7468/invapnu-clear.2.2018.55

**Citación:** J. A. Sarta y L. A. Castiblanco, "Cálculo de coeficientes de reactividad del reactor nuclear de investigación TRIGA IAN-R1", *Revista de Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*, n.º 2, pp. 31-34, 2018.

### RESUMEN

Con el fin de calcular los coeficientes del núcleo del TRIGA IAN-R1, fue calculada una configuración simplificada del núcleo sin barras de control y canales internos de irradiación. Los conjuntos de las secciones eficaces fueron recalculados con el código Wims en cada temperatura del combustible, del agua y de la densidad del agua. La reactividad efectiva fue calculada empleando el código Citation con un modelo conceptual y un cálculo X-Y-Z, con el propósito de evitar los recálculos del *buckling*. En el modelo conceptual del núcleo TRIGA IAN-R1 se obtuvo un valor de  $-7,37$  pcm/°C para el coeficiente de temperatura del combustible;  $3,67$  pcm/°C y  $-4,28$  pcm/°C para el coeficiente de temperatura del moderador, y  $-95,5$  pcm/% para el coeficiente de vacío.

### ABSTRACT

In order to evaluate the reactivity coefficients of the TRIGA IAN-R1 core, a simplified core configuration with no control rods and no internal irradiation channels was calculated. The cross-sections set were recalculated running a Wims code for each temperature of fuel, water and the water density. The effective reactivity was calculated using Citation code with a conceptual model and a X-Y-Z calculation in order to avoid buckling recalculations. For the conceptual model of the TRIGA IAN-R1 core, a value of  $-7.37$  pcm/°C was obtained for the fuel temperature coefficient;  $3.67$  pcm/°C and  $-4.28$  pcm/°C for the temperature coefficient of the moderator and  $-95.5$  pcm/% for the void coefficient.

---

**Palabras clave:** Sección eficaz, factor de multiplicación efectivo, reactividad.

---

**Key words:** Cross section, effective multiplication factor, reactivity.

---

<sup>1</sup> Pontificia Universidad Javeriana, Departamento de Física, Bogotá, Colombia

<sup>2</sup> Technology and Nuclear Science, Bogotá, Colombia  
Email de correspondencia: sartaj@javeriana.edu.co

## 1. INTRODUCCIÓN

En 1964, en el programa de Átomos para la Paz, el reactor de investigación IAN-R1, de 10 kW(t), fue donado a la República de Colombia con combustible MTR enriquecido nominalmente a 93% de  $^{235}\text{U}$ . En diciembre de 1994, el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) y el Instituto de Ciencias Nucleares y Energías Alternativas (INEA), antes Instituto de Asuntos Nucleares (IAN), establecieron un acuerdo con la General Atomics (GA), con el propósito de reemplazar el combustible original MTR por uno TRIGA enriquecido a 19,7% e incrementar la potencia del IAN-R1 a 100 kW(t). El nuevo elemento combustible estándar TRIGA ( $\text{UZrH}_{1,6}$ ) emplea un arreglo de cuatro barras de combustible. Para los elementos combustibles que contienen las barras de control y los sitios de irradiación se emplea un arreglo de tres barras de combustible [1]. Desde 1998, el reactor TRIGA IAN-R1 es operado por el Servicio Geológico Colombiano (SGC), antes, Instituto Colombiano de Geología y Minería (Ingeominas).

La configuración del núcleo TRIGA contiene un total de cincuenta barras, distribuidas en ocho elementos combustible estándar y seis de elementos con tres barras cada uno de ellos; tres de estos elementos cuentan con un tubo guía para las barras de control, y los otros tres, con un tubo guía para la irradiación de muestras. Cada barra tiene una carga nominal de uranio de 12,75 wt %, con una razón de 1,6 átomos de hidrogeno a 1 de circonio. El reflector radial consiste de catorce elementos sólidos de grafito y seis reflectores de grafito empleados para la producción de radioisótopos. Los reflectores superiores e inferiores son grafitos cilíndricos que se encuentran ubicados en los extremos de las barras combustibles [2]. El reactor TRIGA IAN-R1 se emplea en investigación, entrenamiento, producción de radioisótopos y análisis de muestras.

Los cambios de la temperatura en un reactor, por sí mismos, introducen reactividad en los reactores. El cambio de reactividad introducida por grado de temperatura se llama *coeficiente de reactividad de temperatura*, o simplemente *coeficiente de temperatura*. El coeficiente de temperatura puede ser positivo o negativo. Los coeficientes de temperatura, en lo posible, deben ser negativos, de tal forma que un incremento en la temperatura cause una adición de reactividad negativa, por ejemplo, un decrecimiento en las tasas de fisión

y, consecuentemente, en la potencia y el retorno normal a la operación. Un reactor con un coeficiente de temperatura negativo es, por lo tanto, inherentemente seguro. Los cambios de temperatura en un reactor introducen reactividad básicamente por la alteración de la energía media de los neutrones térmicos, o por cambios en las densidades de los componentes del núcleo del reactor. Otro efecto importante sobre la reactividad es el llamado *coeficiente de reactividad de vacío*, que se puede presentar cuando el líquido moderador alcanza la temperatura suficiente para generar burbujas de vapor, que contienen pocos núcleos moderadores [3].

## 2. CÁLCULOS

Para la realización de los cálculos se eligió la primera configuración geométrica del núcleo, que fue propuesta por la General Atomics al Instituto de Asuntos Nucleares y Energías Alternativas INEA [4]. Tomando como base esta primera configuración, para el presente trabajo se consideró el modelo conceptual del núcleo TRIGA de la figura 1, consistente en catorce elementos clúster, cada uno con cuatro barras de elemento combustible  $\text{UZrH}_{1,6}$  [5]. El reflector está compuesto por veinte elementos de grafito, seis de los cuales son empleados para la producción de radioisótopos. Los reflectores axiales están conformados por grafitos cilíndricos localizados en las partes superior e inferior de cada una de las barras de combustible.

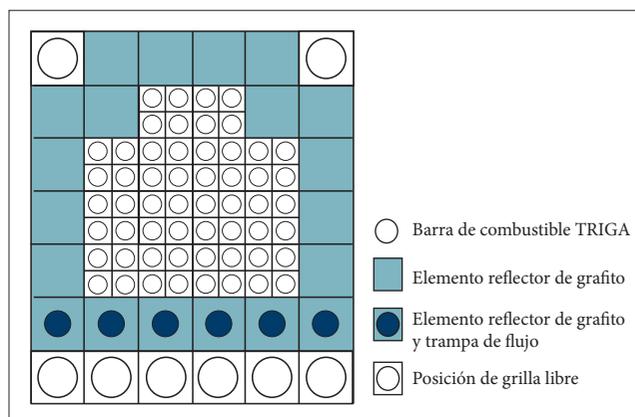


Figura 1. Modelo conceptual del núcleo TRIGA.

Fuente: autores

Las barras combustibles del IAN-R1 son del tipo TRIGA-LEU 12/20. El contenido de uranio de cada barra es 12,75 wt %, con 49,6 gr de U 235 y un enriquecimiento de U 235 de  $19,75 \pm 0,2$  %. El centro de la sección activa del combustible tiene una barra de zirconio sólido de 6,35 mm de diámetro. Cada barra de combustible tiene 34,9 mm de diámetro, 765 mm de largo, con una longitud del combustible de 381 mm y un peso total de 3,4 kg. Los reflectores axiales son cilindros de grafito de 33,8 mm de diámetro, y se encuentran localizados en los extremos de las barras, con longitudes de 112,8 mm en la parte superior y 121,9 mm en la parte inferior del núcleo. Las barras combustibles están recubiertas con una vaina de acero inoxidable tipo 304, de 0,5 mm de espesor [2].

En la tabla 1 se resumen los datos empleados en la celda unitaria del modelo conceptual para la generación de las secciones eficaces térmicas y rápidas en el modelo conceptual de núcleo TRIGA [6].

Tabla 1. Datos de la celda unitaria a temperatura de 20 °C

Región	Radio (cm)	Nucleido	Átomos/b-cm
Zr	0,315	Zr	0,042918
UZrH1,6	1,692	H	0,054709
		Zr	0,034191
		U-235	0,000364
		U-238	0,001459
Acero inoxidable	1,746	Cr, Ni, Fe	0,087000
Agua	2,175	H	0,066742
		O	0,033379

Fuente: autores

Los cálculos fueron realizados para una estructura de dos grupos de energía: una térmica  $<0,625$  eV y una rápida  $> 0,625$  eV [7]. Las secciones eficaces fueron generadas empleando el código WIMS [8]. La estructura de los grupos de energía empleada, los valores de los coeficientes de difusión y las secciones eficaces obtenidas se presentan en la tabla 2.

Tabla 2. Estructura de grupos de energía y secciones eficaces a temperatura de 20 °C

Intervalo de energía (eV)	Difusión	Absorción
$1,0 \times 10^7 - 0,625$	$9,76539 \times 10^{-1}$	$6,59875 \times 10^{-3}$
$0,625 - 0,0$	$2,04075 \times 10^{-1}$	$1,06613 \times 10^{-1}$

Fuente: autores

Para la determinación del factor de multiplicación  $K_{eff}$  se realizó una evaluación tridimensional del modelo conceptual empleando el código Citation [9]. El valor obtenido para el  $K_{eff}$  a la temperatura de 20 °C fue de 1,052706.

### 3. RESULTADOS

En la figura 2 se presentan los resultados obtenidos del cambio de la reactividad efectiva en función de la temperatura del combustible TRIGA. El valor del coeficiente de reactividad de temperatura del combustible obtenido de la pendiente de la curva de la figura 1 es de  $-7,37$  pcm/°C. Para considerar las situaciones en las cuales el reactor se opera en modo pulsado, en el cálculo se extendió el rango de la temperatura hasta 1 000 °C.

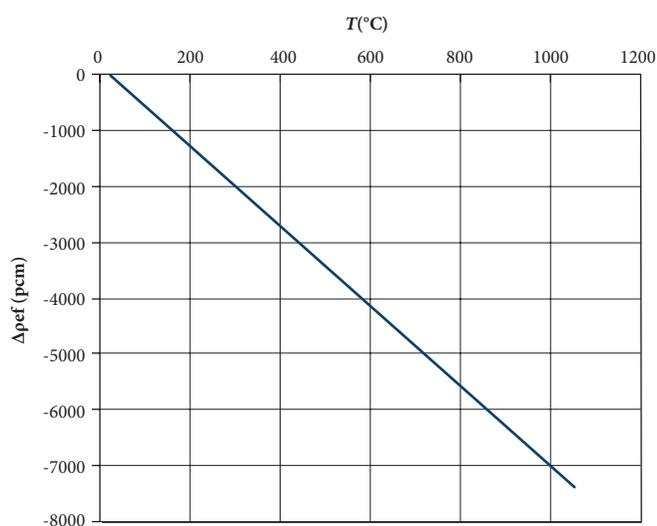


Figura 2. Cambio de la reactividad efectiva como función de la temperatura del combustible TRIGA.

Fuente: autores

En la figura 3 se representa la variación del cambio de la reactividad efectiva como función de la temperatura del agua, considerando a la vez la variación simultánea de la densidad del agua.

Un análisis realizado sobre los efectos separados de la temperatura del agua y de la densidad del agua sobre la reactividad conducen a establecer que la sola variación de la temperatura del agua produce un coeficiente de reactividad positivo igual a  $3,67$  pcm/°C, mientras que la sola variación de la densidad del agua produce un coeficiente de reactividad negativo de  $-4,28$  pcm/°C.

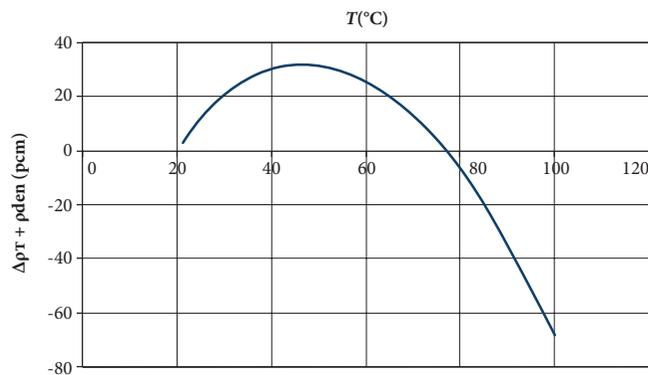


Figura 3. Cambio de la reactividad efectiva como función de la variación simultánea de la temperatura y la densidad del agua.

Fuente: autores

La figura 4 ilustra el cambio de la reactividad efectiva debida a diferentes fracciones de vacío, que fueron simuladas por el decrecimiento de la densidad del agua.

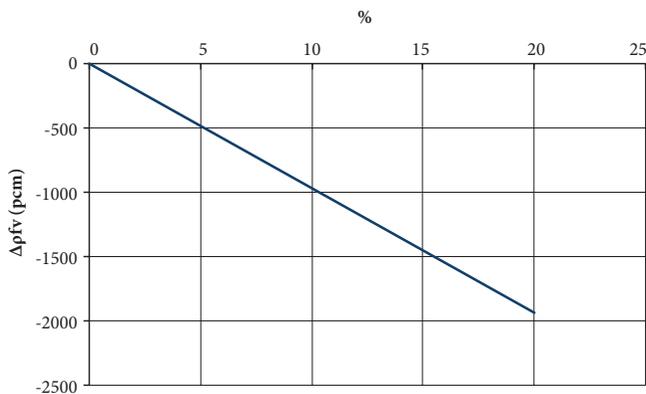


Figura 4. Cambio de la reactividad efectiva como función de las fracciones de vacío.

El valor del coeficiente de vacío obtenido a partir de la pendiente de la gráfica es de  $-95,5 \text{ pcm}/\%$ .

Fuente: autores

#### 4. CONCLUSIONES

El principal efecto en el núcleo TRIGA-LEU se encuentra dado por el coeficiente de reactividad de la temperatura del combustible, y en una primera aproximación, los cambios de reactividad debido a la temperatura del agua pueden ser despreciados.

La sola variación de la temperatura del agua produce un coeficiente de reactividad positivo, mientras que la sola variación de la densidad del agua produce un coeficiente de reactividad negativo. La variación simultánea del cambio de la temperatura del agua y la densidad del agua dan como resultado una reactividad efectiva aproximada a la obtenida como la adición de los coeficientes por separado de los coeficientes de temperatura y densidad del agua.

#### Referencias

- [1] J. A. Sarta, L. A. Castiblanco y J. Razvi, "Conversion of the IAN-R1 Reactor From MTR Fuel to TRIGA LEU Fuel", International Atomic Energy Agency (IAEA), Rep., INIS-XA-C-009, 1997.
- [2] Reporte Análisis de Seguridad SAR. Servicio Geológico Colombiano (SGC).
- [3] M. El-Wakil, Nuclear Power Engineering, Nuclear Engineering Series, Nueva York: McGraw-Hill, 1962.
- [4] L. A. Castiblanco y J. A. Sarta, "Calculations and Selection of a TRIGA Core for the Nuclear Reactor IAN-R1", *Nucleares*, vol. 7, n.º 16, 1997, pp. 22-32.
- [5] M. Madariaga, J. Sarta y L. Castiblanco, "Annex to the end of Mision Expert", jul. 1994.
- [6] J. A. Sarta-Fuentes y L. A. Castiblanco, "Neutronic Calculations in Core Conversion of the IAN-R1 Research Reactor from MTR HEU to TRIGA LEU fuel", International Atomic Energy Agency (IAEA), Rep., INIS-XA-C-007, 2003.
- [7] J. A. Sarta-Fuentes y L. A. Castiblanco, "Neutron Calculations of Mixed HEU-LEU Cores for IAN-R1 Research Reactor", *Transactions of the American Nuclear Society*, vol. 92, 2005, pp. 678-679.
- [8] WIMSD-4, NEA Data Bank, F-91191, Gif-sur-Yvette, France.
- [9] T. B. Fowler y D. R. Vondy, "Nuclear Reactor Core Analysis Code: Citation Revision 2, Supplement 3", United States, Rep., ORNL-TM-2496 (Rev. 2) (Suppl. 3), 1972.

# Implementación del método del triple monitor para la caracterización del flujo neutrónico del reactor nuclear de investigación IAN-R1

## **Implementation of the triple monitor method for neutron flux characterization at IAN-R1 nuclear research reactor**

Oscar Alberto Sierra<sup>1</sup>, Karel Giovanni Núñez<sup>1</sup>, Fabio Nelson Acero<sup>1</sup>, David Leonardo Alonso<sup>1</sup>

**Citación:** O. A. Sierra, K. G. Núñez, F. N. Acero y D. L. Alonso, "Implementación del método del triple monitor para la caracterización del flujo neutrónico del reactor nuclear de investigación IAN-R1", *Revista de Investigaciones y Aplicaciones Nucleares* n.º 2, pp. 35-42, 2018.

**Recibido:** 30 de julio de 2018

**Aceptado:** 26 de noviembre de 2018

**Publicado en línea:**

**Doi:** 10.32685/2590-7468/invapnu-clear.2.2018.56

---

**Palabras clave:** Método del triple monitor, análisis por activación neutrónica (AAN), flujo de neutrones, reactor nuclear de investigación, combustible Triga.

---

**Keywords:** Triple monitor method, neutron activation analysis (NAA), neutron flux, nuclear research reactor, Triga core.

### **RESUMEN**

El presente trabajo describe el procedimiento llevado a cabo para la determinación preliminar de parámetros característicos del flujo de neutrones del reactor nuclear de investigación IAN-R1 (RNI IAN-R1) por medio el método del triple monitor no cubierto en la posición de irradiación de periferia del núcleo. Mediante este método se estimó el valor de flujo térmico ( $\phi_{th}$ ), el factor de simetría de flujo de neutrones epitérmicos ( $\alpha$ ) y la razón entre flujo de neutrones térmicos con respecto al flujo de neutrones epitérmicos ( $f$ ). Dichos parámetros fueron obtenidos mediante la irradiación de monitores de zirconio (Zr) y de una aleación de oro con aluminio (Au-Al 0,1 % Au), que fueron irradiados en las posiciones de irradiación G3 y G4 del RNI IAN-R1. Como resultado se encontraron los siguientes valores en los parámetros estimados a una potencia de operación de 30 kW,  $\phi_{th} = 2,1 \times 10^{11} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$  (coeficiente de variación CV 4%),  $\alpha = 0,02$  (CV 83 %), y  $f = 67$  (CV 8 %). La alta variación de  $\alpha$  se explica porque el método usa únicamente tres reacciones de captura para describir el comportamiento de los neutrones en la región epitérmica del espectro. Esta variación se puede mejorar mediante la aplicación de métodos multimonitor para la caracterización de flujo neutrónico.

### **ABSTRACT**

The present work describes the procedure carried out for the preliminary determination of neutron flux parameters for the nuclear research reactor IAN-R1 (RNI IAN-R1) through the not covered triple monitor method in the nucleus peripheral irradiation position. Using this method, the thermal flux value ( $\phi_{th}$ ), the epithermal neutron flux symmetry factor ( $\alpha$ ) and the ratio between thermal neutron flux with respect to the epithermal neutron flux ( $f$ ) were estimated. Those parameters were obtained by irradiating zirconium (Zr) monitors and a gold-aluminum alloy monitors (Au-Al 0.1% Au), which were irradiated at the G3 and G4 irradiation positions of the RNI IAN-R1. The following values were found for the parameters estimated at an operating power of 30 kW,  $\phi_{th} = 2,1 \times 10^{11} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$  (variance CV 4%),  $\alpha = 0,02$  (CV 83 %), and  $f = 67$  (CV 8 %). The high variance in  $\alpha$  could be explained if we consider that the method only uses 3 capture reactions to describe the epithermal neutron spectrum. The variance could be improved by application of multimonitor methods for neutron flux characterization.

---

<sup>1</sup> Servicio Geológico Colombiano, Bogotá, Dirección de Asuntos Nucleares  
Email de correspondencia: osierra@sgc.gov.co

## 1. INTRODUCCIÓN

En Colombia se cuenta con un único reactor nuclear de investigación, denominado IAN-R1, que fue comisionado en 1965, mediante el programa Átomos para la Paz del gobierno de los Estados Unidos [1]. En la actualidad el reactor está adscrito al Servicio Geológico Colombiano, institución que desde el año 2005 ha auspiciado el aprovechamiento de esta instalación para el desarrollo de aplicaciones en el ámbito de la geología, incluyendo el análisis por activación neutrónica (AAN), que permite la determinación química multielemental de materiales, el análisis de huellas de fisión (HF) para la datación de eventos geológicos y el conteo de neutrones retardados (NR) para la determinación cuantitativa de uranio (U) y torio (Th) en materiales geológicos.

En lo que respecta a sus características técnicas, el IAN-R1 se clasifica como un reactor tipo piscina, moderado por el componente hidrogenado de su combustible, reflejado por grafito y enfriado por convección natural de agua ligera de baja conductividad. El núcleo del reactor es tipo Triga, con un enriquecimiento en  $^{235}\text{U}$  cercano al 20 %, con una potencia máxima de operación de 30 kW, lo que permite obtener un flujo de neutrones del orden de  $10^{11} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$  [2].

El flujo de neutrones en las diferentes posiciones de irradiación de un reactor nuclear de investigación se encuentra caracterizado por dos parámetros principales: el primero, denominado  $f$ , se define como la relación entre el flujo neutrónico térmico a epitérmico ( $\phi_{\text{th}}/\phi_{\text{epi}}$ ); el segundo se conoce como *parámetro*  $\alpha$ , y mide la desviación del comportamiento  $1/E$  (donde  $E$  es la energía del neutrón) en los neutrones en la región epitérmica del espectro de neutrones [3], [4], lo cual supone que el flujo de los neutrones en esta región del espectro disminuye con el aumento de la energía del neutrón (figura 1). La determinación de estos dos parámetros involucra la calibración del canal de irradiación.

En la literatura se describen tres metodologías básicas para realizar la calibración experimental de los canales de irradiación: 1) el método de relación de cadmio multimonitor, 2) el método de tres monitores no cubiertos (típicamente  $^{197}\text{Au}$ ,  $^{94,96}\text{Zr}$ ), y 3) el método de multimonitor cubierto con Cd [3, 5-7]. Aunque otras alternativas también han sido exploradas, como el uso de un sistema multimonitor de (Au, Cr, Mo) [8], cada una de estas metodologías implica

la irradiación de sistemas de múltiples monitores y estrictas rutinas de medición, con el fin de obtener una menor incertidumbre en la estadística de conteo de los fotones emitidos por los radionúclidos formados durante el proceso de captura de neutrones.

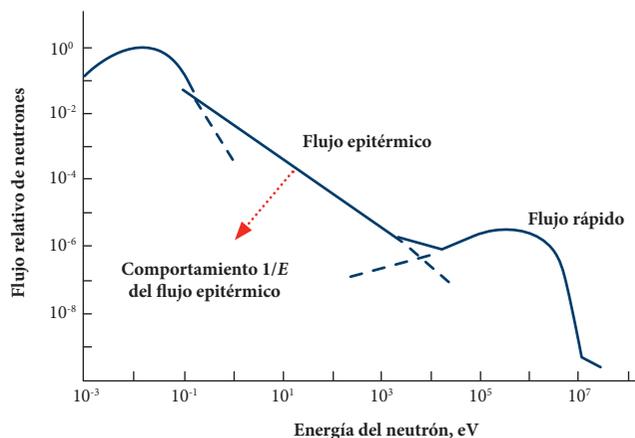
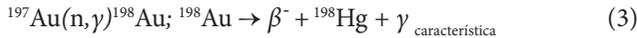
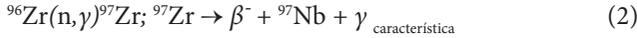
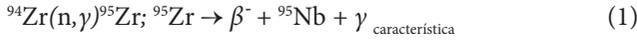


Figura 1. Esquema del espectro de flujo neutrónico en un reactor nuclear [4].

La importancia de la calibración de los canales de irradiación reside en que sirve como base para el desarrollo de métodos avanzados de calibración para el análisis por activación neutrónica, como  $K_{0, \text{Au}}$  [9]. Por otra parte, el conocimiento de estos parámetros permite establecer las posibles aplicaciones que se pueden desarrollar en determinado canal de irradiación (p. ej., análisis por activación neutrónica instrumental [AANI], análisis por activación neutrónica con neutrones epitérmicos [AANE], huellas de fisión [HF] y conteo de neutrones retardados [NR], entre otros) [10].

En el caso del reactor colombiano IAN-R1, se han realizado experimentos para determinar el flujo térmico y su distribución axial mediante el uso de una sonda autoenergizada de vanadio (SPND) en las posiciones internas de irradiación del núcleo, en los elementos reflectores de grafito y en la posición de irradiación en periferia [11]. El flujo neutrónico máximo determinado en estos trabajos fue hallado en los canales internos, con un valor cercano a  $7,8 \times 10^{11} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ . En otro trabajo se realizó la estimación del parámetro  $f$  y del flujo térmico del reactor para la posición de irradiación en periferia del núcleo, usando como primera aproximación un valor de  $\alpha = 0$ ; en esa oportunidad se encontró un valor promedio de flujo térmico de  $1,5 \times 10^{11} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$  y un valor promedio de  $f$  de 36, con una potencia de operación de 20 kW [12].

Finalmente, en el presente trabajo se realizó la determinación preliminar de los parámetros  $f$ ,  $\alpha$  y  $\phi_{th}$  en la posición de irradiación de periferia del núcleo mediante el método del triple monitor descubierto, en el cual se utilizan tres reacciones de captura de neutrones diferentes para la calibración del canal, descritas en (1) a (3) [3].



De esta manera, de la medición de la radiactividad inducida en monitores de Zr y Al-Au por su exposición a un campo de neutrones, es posible la estimación de los parámetros de calibración del canal de irradiación estudiado.

## 2. DESCRIPCIÓN DEL MÉTODO

### 2.1. Método empleado

El método usado en la estimación de los parámetros de calibración de flujo neutrónico corresponde al triple monitor descubierto, en el cual se hace uso de tres reacciones de captura neutrónica con diferentes secciones eficaces o probabilidades de ocurrencia en la región de energía correspondiente a neutrones térmicos y epitérmicos, considerando que en estos últimos existe una dependencia funcional con la energía del neutrón, indicada en (4) [13, 14].

$$\phi_{\text{epi}}(E) = \phi_{\text{epi}} \frac{1\text{eV}}{E^{1+\alpha}} \quad (4)$$

Usualmente, el sistema de monitores escogido en este método corresponde a la irradiación de láminas circulares de pequeño espesor de los metales zirconio (Zr), y de una aleación de bajo contenido de oro con aluminio (Au-Al). Lo anterior se sustenta en la baja incertidumbre que se tiene sobre las secciones eficaces, la posibilidad de contar con materiales de pureza conocida, la posibilidad que ofrecen los isótopos estables del Zr y el Au para capturar los neutrones con energía en la región térmica y epitérmica del espectro, y en que los radionúclidos formados decaen mediante esquemas sencillos que no involucran emisión de fotones en cascada.

De acuerdo con lo planteado por De Corte y colaboradores [13], usando este set de monitores, y considerando que el flujo de neutrones en la región epitérmica presenta la dependencia con la energía del neutrón indicada en (4), el parámetro  $\alpha$  puede ser calculado de acuerdo con lo indicado en (5).

$$(a - b) Q_{0,1}(\alpha) \frac{G_{\text{epi},1}}{G_{\text{th},1}} - a Q_{0,2}(\alpha) \frac{G_{\text{epi},2}}{G_{\text{th},2}} + b Q_{0,3}(\alpha) \frac{G_{\text{epi},3}}{G_{\text{th},3}} = 0 \quad (5)$$

Donde

$$a = \left(1 - \frac{A_{\text{sp},2} K_{0,\text{Au},2} \epsilon_{p,1}}{A_{\text{sp},1} K_{0,\text{Au},2} \epsilon_{p,2}}\right)^{-1}; b = \left(1 - \frac{A_{\text{sp},3} K_{0,\text{Au},1} \epsilon_{p,1}}{A_{\text{sp},1} K_{0,\text{Au},3} \epsilon_{p,3}}\right)^{-1} \quad (6)$$

$$Q_{0,i}(\alpha) = (Q_{0,i} - 0,429)(\bar{E}_{r,i})^{-\alpha} + \frac{0,429}{(2\alpha + 1)(0,55)^\alpha} \quad (7)$$

En estas ecuaciones, los términos  $G_{\text{epi},i}$  y  $G_{\text{th},i}$  corresponden a los factores de autoatenuación de los neutrones epitérmicos y térmicos, respectivamente;  $Q_{0,i}(\alpha)$  es el cociente entre las secciones eficaces de captura de los neutrones epitérmicos y térmicos;  $A_{\text{sp},i}$  corresponde a la actividad específica inducida por las reacciones de captura ( $A_{\text{sp},i} = N_{p,i} / (t_m \text{SDC})$ ,  $N_{p,i}$  cuentas del fotopico,  $t_m$  tiempo de medición, S factor de saturación, D factor de decaimiento y D factor de decaimiento durante el conteo);  $K_{0,\text{Au}}$  son factores empíricos propios de cada reacción de captura;  $\epsilon_{p,i}$  las eficiencias absolutas del sistema de detección usado en la determinación de  $A_{\text{sp},i}$ ;  $\bar{E}_{r,i}$  es la energía efectiva de resonancia, y los subíndices 1, 2 y 3 corresponden a los radionúclidos  ${}^{97}\text{Zr}$ ,  ${}^{95}\text{Zr}$  y  ${}^{198}\text{Au}$ , respectivamente. La tabla 1 muestra los parámetros nucleares de las reacciones de captura usadas en el método.

Tabla 1. Parámetros nucleares de las reacciones de captura usadas en el método [3], [8]

Reacción	$\sigma_0 (10^{-24}\text{cm}^2)$	$Q_0$	$\bar{E}_r (\text{eV})$	$G_{\text{epi}}$	$G_{\text{th}}$
(1)	0,053	5,05	6260	0,983	1
(2)	0,0213	248	338	0,973	1
(3)	98,7	15,7	5,65	1	1

Adicionalmente, el método plantea que el parámetro  $f$  puede ser determinado desde la medición de las áreas de los fotopicos asociados a los radioisótopos del Zr, mediante la relación mostrada en (8).

$$f = \frac{G_{epi,1} \frac{K_{0,Au,1}}{K_{0,Au,2}} Q_{0,1}(\alpha) - G_{epi,2} \frac{A_{sp,1}}{A_{sp,2}} Q_{0,2}(\alpha)}{G_{th,2} \frac{A_{sp,1}}{A_{sp,2}} - G_{th,1} \frac{K_{0,Au,1} \epsilon_{p,1}}{K_{0,Au,2} \epsilon_{p,2}}} \quad (8)$$

Por último, la determinación del flujo térmico de neutrones se puede realizar aplicando el modelo de la activación neutrónica al proceso de captura del <sup>197</sup>Au, una vez conocidos los parámetros de calibración, según lo mostrado en (9).

$$\phi_{th} = \frac{A_{sp, Au}}{\sigma_{th} \left(1 + \frac{Q_0(\alpha)}{f}\right) N_{0, Au}} \quad (9)$$

Donde  $\phi_{th}$  es la sección eficaz de captura térmica, y  $N_{0, Au}$  es el número de núcleos blanco de <sup>197</sup>Au.

### 2.2. Materiales y condiciones de irradiación

En el presente trabajo se tomaron tres parejas de láminas circulares de Zr (99,8 % de pureza) y de aleación de Au-Al (IRMM 530) con las características indicadas en la tabla 2. Estas parejas fueron acondicionadas en viales de polietileno de 3,4 cm<sup>3</sup> en la manera descrita en la figura 2.

Tabla 2. Características físicas de los metales usados en la determinación de los parámetros de flujo neutrónico

Metal	Pureza	Diámetro (mm)	Espesor (mm)	Masa (mg)
Zr	99,8 %	7,1	0,15	32,0
Au-Al	0,1 % Au	8,0	0,10	13,5

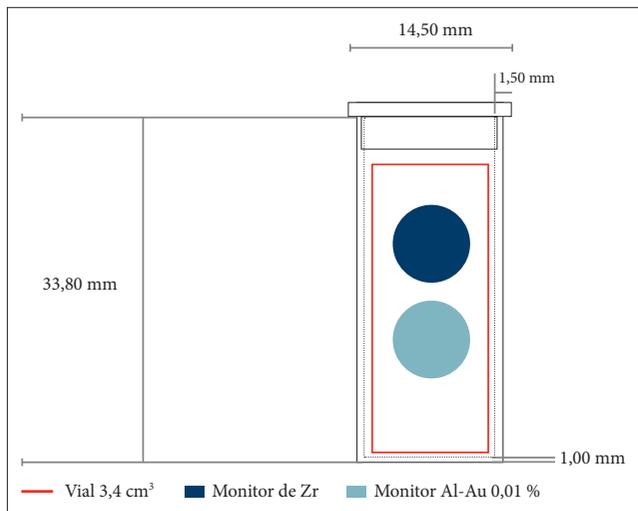


Figura 2. Disposición de los monitores en los viales de polietileno.

Los viales acondicionados con las parejas de monitores metálicos fueron contenidos en la gradilla para su irradiación, conforme con lo mostrado en la figura 3. De acuerdo con las dimensiones de la gradilla, la separación entre cada pareja de monitores es del orden de 1,5 cm.

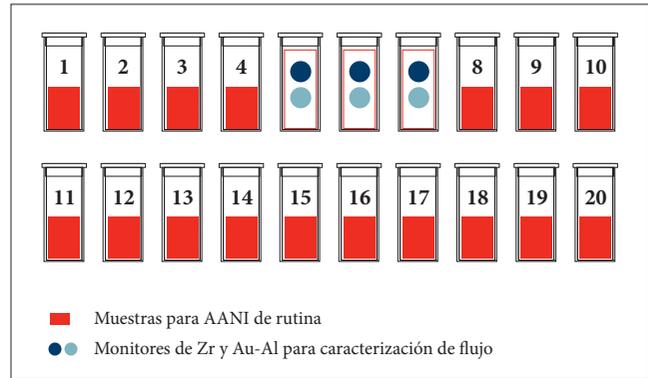


Figura 3. Disposición de los monitores dentro del contenedor de irradiación empleado en las posiciones G3 y G4 de irradiación.

La activación de los materiales se realizó en el reactor nuclear de investigación IAN-R1 (Bogotá, Colombia), en la posición de periferia (G3-G4), operando a una potencia de 30 kW por un tiempo de irradiación de 4 horas. Para esta posición se han estimado, en trabajos anteriores, flujos neutrónicos del orden de 10<sup>11</sup> cm<sup>-2</sup> · s<sup>-1</sup>.

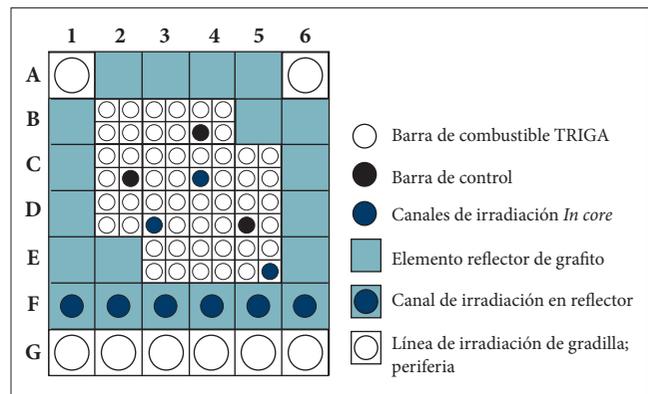


Figura 4. Diagrama del núcleo del reactor IAN-R1.

### 2.3. Medición de la actividad inducida por espectrometría gamma

La medición por espectrometría gamma se realizó en el Laboratorio de Análisis por Activación Neutrónica (LAAN) del SGC, luego de dos días de decaimiento. Para estos efectos, los monitores metálicos irradiados fueron separados individualmente para proceder a su lectura.

El sistema de detección empleado consta de un espectrómetro gamma con detector de germanio hiperpuro Canberra® GC 7020, y la electrónica asociada al mismo. El software de adquisición y análisis de espectros empleado fue el Genie 2000® v.3.3. El espectrómetro fue calibrado en eficiencia a dos distancias fuente del detector, 25 y 13 cm, con fuentes puntuales de actividad certificada. El control del posicionamiento de las muestras se realizó mediante un soporte rígido manual elaborado en acrílico, que permite la ubicación de las muestras sobre el eje central del detector a diferentes distancias.

Para determinar los valores de entrada del modelo de cálculo se usó la rutina de medición especificada en la tabla 3. Los tiempos de medición fueron ajustados para permitir la adquisición de un total de 40 000 cuentas en cada uno de los fotopicos de interés.

Tabla 3. Rutina de lectura de los monitores metálicos

Lectura	d <sup>1</sup> (cm)	Radioisótopo objetivo <sup>2</sup>	Uso
L1	25	<sup>97</sup> Zr	Estimación de <i>b</i>
L2	25	<sup>198</sup> Au	Estimación de <i>b</i> y $\phi_{th}$
L3	13	<sup>97</sup> Zr y <sup>95</sup> Zr	Estimación de <i>a</i> , $\alpha$ y <i>f</i>

<sup>1</sup> Distancia fuente detector.

<sup>2</sup> Fotones (<sup>97</sup>Zr 743,4 keV; <sup>95</sup>Zr 724,2 keV-756,7 keV; <sup>198</sup>Au 411,8 keV).

### 3. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

#### 3.1. Actividad específica inducida en los monitores

La figura 5 muestra la comparación de los valores de  $A_{sp,i}$  inducida por las reacciones de captura de neutrones sobre las tres parejas de monitores metálicos de Zr y Al-Au.

La figura 5 muestra una clara tendencia de disminución de la actividad inducida desde la posición 5 a la 7 en las tres reacciones de captura de interés, lo cual pudo haber sido causado por variaciones espaciales del flujo total de neutrones a lo largo del contenedor de irradiación. Esto sugiere que debe considerarse la mejora del contenedor para irradiación de muestras en periferia, ya que este tipo de variación puede incrementar el error en métodos de ensayo como el AANI. Adicionalmente, al revisar los coeficientes de variación de cada serie del radioisótopo formado, se encontró que este no supera el 5%, por lo cual se espera que la variación de flujo de neutrones no sea mayor de 5%.

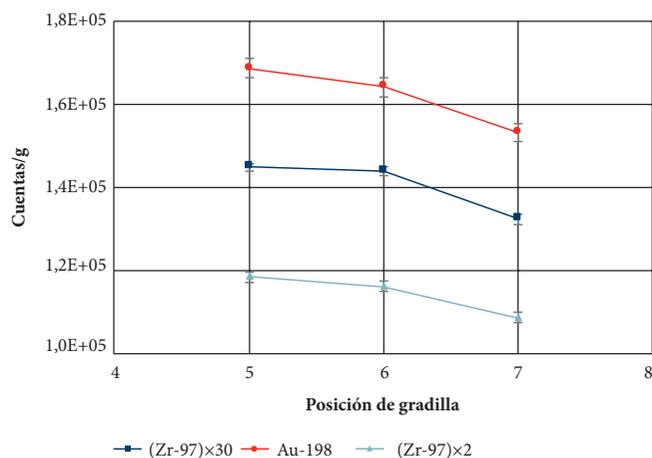


Figura 5. Comparación de las actividades específicas inducidas en los monitores metálicos.

#### 3.2. Valores determinados para los parámetros *a* y *b*

De acuerdo con lo estipulado en la ecuación 6, los parámetros *a* y *b* dependen en gran medida de los valores de  $A_{sp,i}$  inducidos en los monitores metálicos. Tal como lo indica la figura 4, se tienen variaciones significativas en los valores de  $A_{sp,i}$  entre las posiciones de irradiación consideradas. Sin embargo, el modelo de cálculo hace uso de los cocientes de las actividades inducidas para la determinación de los parámetros *a* y *b*, por lo cual es posible que los cocientes sean similares en cada pareja de monitores. La tabla 4 muestra los valores determinados de *a* y *b* en las tres parejas de monitores empleados.

Tabla 4. Parámetros *a*, *b* determinados en las posiciones 5 a 7 del contenedor de irradiación

Posición	<i>a</i>	<i>b</i>
5	1,327	1,404
6	1,327	1,392
7	1,336	1,400
<b>Promedio</b>	1,330	1,399
<b>Desviación estándar</b>	0,005	0,006
<b>CV (%)</b>	0,4	0,4

La tabla 4 muestra que efectivamente la variación (expresada en  $CV = 0,4\%$ ) es baja para la estimación de estos parámetros.

### 3.3. Valores determinados del parámetro de simetría $\alpha$ y de la relación de flujo $f$

Una vez determinados los valores en  $a$  y  $b$ , es posible determinar el parámetro de simetría en la población de neutrones epitérmicos mediante el uso de la ecuación 5. Para resolver esta ecuación se usó un método de iteración para determinar el mejor valor de  $\alpha$  que permite cumplir la condición de igualdad a cero. La tabla 5 muestra los resultados de esta determinación.

Tabla 5. Valores de  $\alpha$  y  $f$  estimados por el método del triple monitor

Posición	$\alpha$	$f$
5	0,033	61
6	0,011	69
7	0,007	72
Promedio	0,02	67
Desviación estándar	0,01	6
CV (%)	83	8

La tabla 5 muestra que los valores estimados de  $\alpha$  en cada pareja de monitores resultan ser bastante dispersos ( $CV = 83\%$ ), a pesar de las bajas dispersiones de los valores de  $a$  y  $b$  (tabla 4). Esto implica una alta sensibilidad del cálculo de  $\alpha$  en este método respecto de variaciones mínimas de los valores de  $a$  y  $b$  en las relaciones de actividad específica inducida. Este comportamiento ya había sido referenciado por Koster y colaboradores al describir las desventajas del método de Zr-Au [8].

Por otra parte, las variaciones en  $\alpha$  pueden ser consecuencia de cambios locales del espectro de neutrones a lo largo del contenedor de irradiación.

Al revisar trabajos realizados en reactores de investigación que han empleado este método de caracterización del flujo de neutrones se evidencia que en geometrías de núcleo tipo TRIGA circulares, con sistema de irradiación rotatorio apagado, las variaciones entre canales vecinos de irradiación pueden ser considerables [15].

Continuando con la aplicación del método, mediante el uso de la ecuación 8 se determinó la relación de flujo térmico a epitérmico ( $f$ ). El resultado de esta determinación se muestra en la tabla 5. Los resultados muestran que las altas variaciones en  $\alpha$  no implican altas variaciones en el valor de  $f$  determinado en el método, para el cual se tiene un valor

promedio de 67 y una dispersión del 8%. Para esta posición (G3-G4), el valor obtenido indica que se tiene una buena termalización de los neutrones, lo cual es coherente con posiciones de irradiación en la periferia del núcleo; sin embargo, como confirmación se deben usar otros métodos de caracterización, como Au/Au-Cd, para validar el resultado obtenido.

### 3.4. Flujo térmico y epitérmico

Como parte final de la aplicación del método, mediante el uso de la ecuación 9 es posible obtener los valores de  $\phi_{th}$  y  $\phi_{epi}$ , usando como entrada los valores determinados de  $\alpha$ ,  $f$  y las actividades específicas inducidas en los monitores de Al-Au.

La tabla 6 muestra los resultados obtenidos correspondientes a la posición de irradiación usada en el presente trabajo.

Tabla 6. Valores de flujo neutrónico determinados por el método

Posición	$\phi_{th} (cm^{-2} \cdot s^{-1})$	$\phi_{epi} (cm^{-2} \cdot s^{-1})$
5	$2,11 \times 10^{11}$	$3,46 \times 10^9$
6	$2,10 \times 10^{11}$	$3,04 \times 10^9$
7	$1,98 \times 10^{11}$	$2,75 \times 10^9$
Promedio	$2,1 \times 10^{11}$	$3,1 \times 10^9$
Desviación estándar	$7,2 \times 10^9$	$3,6 \times 10^8$
CV (%)	4	12

El valor de flujo térmico es congruente con lo determinado en trabajos anteriores realizados en el IAN-R1, en los cuales se han reportado valores de  $2,3 \times 10^{11} cm^{-2} \cdot s^{-1}$  con una potencia de 30 kW en posición de irradiación G3-G4 [16], y de  $1,53 cm^{-2} \cdot s^{-1}$  con una potencia de 20 kW [12]. Adicionalmente, en el presente trabajo se reporta por primera vez la magnitud del flujo epitérmico en la posición de irradiación evaluada.

Claramente, la magnitud de  $\phi_{th}$  y de  $f$  permite argumentar que esta posición de irradiación es adecuada para el desarrollo de AANI, ya que presenta una buena termalización de los neutrones, con una magnitud de flujo suficiente para su aplicación en la determinación de elementos químicos mayores y a nivel de trazas en muestras geológicas, como lo ha venido usando el SGC [17]; sin embargo, debe trabajarse en la optimización de la geometría del contenedor de irradiación, ya que la forma de gradilla puede causar altas variaciones espaciales de flujo neutrónico a lo largo del contenedor.

## 4. CONCLUSIONES

Se implementó el método del triple monitor descubierto para caracterizar el flujo neutrónico en el reactor nuclear de investigación IAN-R1. El método permite determinar las características principales del espectro de neutrones ( $\alpha$ ,  $f$ , y  $\phi_{th}$ ), correspondientes a una posición de irradiación en particular, lo cual es un requisito indispensable para el desarrollo de técnicas avanzadas de calibración en AANI como  $K_{0,Au}$ .

En cuanto a la aplicación del método, se encontró que permite la estimación del parámetro de simetría de la región del espectro de neutrones epitérmicos; sin embargo, la variación de este parámetro resultó ser superior al 80%, lo cual indica una fuerte dependencia del modelo respecto de variaciones pequeñas en las actividades inducidas en los monitores metálicos. Con el objetivo de evaluar estos efectos se debe realizar una evaluación de la incertidumbre asociada a la determinación de  $\alpha$ ,  $f$  y  $\phi_{th}$  en este método.

Por otra parte, la magnitud del flujo térmico de neutrones encontrado ( $2,1 \times 10^{11} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$  con un valor de  $f$  de 67) sustentaría el uso de la posición de irradiación G3-G3 para el desarrollo de AANI en muestras geológicas, con limitada aplicación en el análisis de elementos traza debido a la baja magnitud de flujo de neutrones. Según esto, se deben caracterizar las demás posiciones de irradiación disponibles, con el fin de encontrar posiciones con un mayor flujo neutrónico y una termalización adecuada.

Finalmente, con el objetivo de validar y complementar la presente implementación, se debe procurar la caracterización del flujo de neutrones mediante técnicas adicionales, como el Au-Au/Cd y el método de relación de cadmio con multimonitor, que permite alcanzar bajas incertidumbres en la determinación del parámetro de simetría de los neutrones epitérmicos [18].

## Referencias

- [1] H. Múnera y E. G. Nueva, eds., *Tecnología nuclear no medica en Colombia*, Bogotá: Tecnicontrol, 2011.
- [2] A. International Atomic Energy, *Practical Aspects of Operating a Neutron Activation Analysis Laboratory* (IAEA-TECDOC). International Atomic Energy Agency, 1990.
- [3] F. de Corte y A. Simonits, *Vademecum for k0 Users: Addendum to the Kayzero/Solcoi Software Package*, publicado por DSM Research, Geleen (NL), R94/11492, dic. 1994.
- [4] R. R. Greenberg, P. Bode y E. A. de Nadai Fernandes, "Neutron Activation Analysis: A Primary Method of Measurement", *Spectrochimica Acta - Part B Atomic Spectroscopy*, vol. 66, n. 3-4, 2011, pp. 193-241.
- [5] D. M. Zangirolami, A. H. Oliveira y A. V. Ferreira, "Thermal and Epithermal Neutron Fluence Rates in the Irradiation Facilities of the TRIGA IPR-R1 Nuclear Reactor", *Brazilian Journal of Physics*, vol. 40, 2010, pp. 47-51.
- [6] M. A. Menezes, A. S. Leal, S. P. Meireles *et al.*, "Neutron Flux Parameters in the TRIGA Mark I IPR-R1 Research Reactor, CDTN/CNEN, for ko-INAA method", en *INAC 2013: International Nuclear Atlantic Conference*, Brasil, 2013.
- [7] K. Embarch, H. Bounouira, M. Bounnakhla *et al.*, "Characterization of Typical Irradiation Channels of Cnes-ten's TRIGA Mark II Reactor (Rabat, Morocco) Using NAA k0-Method", en *6 African Conference on Research Reactor Utilization and Safety*, Nigeria, 2010.
- [8] M. J. J. Koster-Ammerlaan, M. A. Bacchi, P. Bode *et al.*, "A New Monitor for Routine Thermal and Epithermal Neutron Fluence Rate Monitoring in k0 INAA", *Applied Radiation and Isotopes*, vol. 66, n.º 12, 2008, pp. 1964-1969.
- [9] R. N. Acharya, A. G. C. Nair, A. V. R. Reddy *et al.*, "Validation of a Neutron Activation Analysis Method Using k0-Standardization", *Applied Radiation and Isotopes*, vol. 57, n.º 3, 2002, pp. 391-398.
- [10] I. A. E. Agency, *Applications of Research Reactors*. Internat. Atomic Energy Agency, 2014.
- [11] J. A. Sarta-Fuentes y L. A. Castiblanco Bohórquez, "Neutron Flux Measurement and Thermal Power Calibration of the IAN-R1 TRIGA Reactor", *Proceedings of the 4. World Triga Users Conference*, Francia, 2008.
- [12] O. A. Sierra, G. A. Parrado, D. L. Alonso *et al.*, "Estimación de los parámetros de flujo neutrónico  $f$  y  $\phi_{th}$  a partir de la irradiación de suelos de referencia y monitores de Al-Au", *Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*, vol. 1, n.º 2017, 2017, p. 6.
- [13] F. de Corte, L. Moens, K. Sordo-El Hammami *et al.*, "Modification and Generalization of Some Methods to Improve the Accuracy of  $\alpha$ -Determination in the 1/E1+ $\alpha$  Epithermal Neutron Spectrum", *Journal of*

- Radioanalytical Chemistry*, vol. 52, n.º 2, 1 de sep. 1979, pp. 305-317.
- [14] J. Ojo y R. Filby, *ZAKI: A Windows-Based k o Standardization Code for in-Core INAA*, *Nucl. Instrum. Meth. Phys. Res.*, vol. 481, 2002, pp. 502-508.
- [15] K. S. Khoo, S. B. Sarmani y I. O. Abugassa, "Determination of Thermal to Epithermal Neutron Flux Ratio ( $f$ ), Epithermal Neutron Flux Shape Factor ( $\alpha$ ) and Comparator Factor ( $F_c$ ) in the TRIGA Mark II Reactor, Malaysia", *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, vol. 271, n.º 2, 2007, pp. 419-424.
- [16] J. Sandoval, E. López, A. Hernández *et al.*, *Thermal Power Calibration and Neutron Flux Measurement of the Nuclear Research Reactor IAN-R1 2015*, International Conference on Research Reactors: Safe Management and Effective Utilization. Viena, IAEA, 2015.
- [17] G. Parrado, Y. Cañón, M. Peña *et al.*, "Improvement of Analytical Capabilities of Neutron Activation Analysis Laboratory at the Colombian Geological Survey", en *AIP Conference Proceedings 1753*, 2016.
- [18] I. A. Alnour, H. Wagiran, N. Ibrahim *et al.*, "Determination of Neutron Flux Parameters in Puspiti TRIGA Mark II Research Reactor, Malaysia", *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, vol. 296, n.º 3, 2013, pp. 1231-1237.

# Caracterización de la reacción nuclear de la terapia de captura neutrónica por Boro (BNCT) por medio de Geant4

## **Characterization of the nuclear reaction of neutron capture therapy by Boron (BNCT) via Geant4**

Robinson Steven Medina<sup>1</sup>, Diego Alexander Téllez<sup>2</sup>, Edwin Munévar<sup>1</sup> y Jose Alfonso Leyva<sup>2</sup>

**Recibido:** 3 de julio de 2018

**Aceptado:** 7 de diciembre de 2018

**Publicado en línea:** 17 de diciembre de 2018

**Doi:** 10.32685/2590-7468/invapnuclear.2.2018.58

**Citación:** R. S. Medina, D. A. Téllez, E. Munévar y J. A. Leyva, “Caracterización de la reacción nuclear de la terapia de captura neutrónica por boro (BNCT) por medio de Geant4”, *Revista de Investigaciones y Aplicaciones Nucleares* n.º 2, pp. 43-54, 2018.

### **RESUMEN**

El propósito principal en este trabajo es determinar evento por evento el conteo, la distribución de energía, la distribución de momento y la distribución angular de las partículas producidas en la reacción nuclear principal que tiene lugar en la terapia de captura neutrónica por boro (BNCT) [ $^{10}\text{B} (n, \alpha)^7\text{Li}$ ]. Además de una breve revisión histórica, se presentan los resultados obtenidos de la simulación computacional con Geant4 de la reacción nuclear que tiene lugar en la BNCT.

### **ABSTRACT**

The aim in this work is to determine event by event the counting, the distribution of energy, the distribution of momentum, and the angular distribution of the particles produced in the main nuclear reaction that takes place in neutron capture therapy by boron (BNCT) [ $^{10}\text{B} (n, \alpha)^7\text{Li}$ ]. In addition to a brief historical review, the results obtained from the computational simulation with Geant4 of the nuclear reaction that takes place in the BNCT are presented.

---

**Palabras clave:** Captura neutrónica, neutrones epitérmicos, Geant4.

---

**Key words:** Neutron capture, epithermal neutrons, Geant4.

---

<sup>1</sup> Proyecto curricular de licenciatura en Física, Universidad Distrital Francisco José de Caldas

<sup>2</sup> Departamento de Física, Pontificia Universidad Javeriana, Colombia  
Email de correspondencia: leyvaa@javeriana.edu.co

## 1. INTRODUCCIÓN

Después de que Chadwick descubriera el neutrón, en 1932 [1], se iniciaron diversas investigaciones en el ámbito nuclear. Una cantidad considerable de estas investigaciones se enfocó en la denominada *captura neutrónica*, reacción de tipo binario descrita por Taylor y Goldhaber en 1935 [2]. En 1936, Locher especificó los efectos biológicos de la reacción nuclear de captura neutrónica [3], y sugirió su uso potencial como terapia contra el cáncer, procedimiento que recibió el nombre de *neutron capture therapy* (NCT). La NCT combina la introducción de pequeñas cantidades de un absorbente de neutrones ( $^{10}\text{B}$ ,  $^{157}\text{Gd}$ ,  $^7\text{Li}$ ) que se almacenan a nivel celular, para posteriormente ser bombardeados con neutrones epitérmicos (neutrones lentos), los que desencadenan una reacción que libera energía de ionización en las regiones de mayor interés, brindando así una forma selectiva

de causar daño a las células tumorales y, al mismo tiempo, minimizando los efectos letales al tejido sano circundante [4].

Cuando la NCT se realiza por medio de boro ( $^{10}\text{B}$ ), se le denomina *boron neutron capture therapy* (BNCT). La reacción nuclear principal (véase la figura 1) consiste en la liberación de rayos gamma, partículas  $\alpha$  ( $^4\text{He}$ ) e iones de litio ( $^7\text{Li}$ ) dentro del tejido celular con una energía de 0,478 MeV, 1,47 MeV y 0,84 MeV, respectivamente. Este canal de decaimiento se da en aproximadamente el 94% de los casos; en el porcentaje restante solo se producen partículas  $\alpha$  ( $^4\text{He}$ ) e iones de litio ( $^7\text{Li}$ ) sin producción de rayos gamma. Para lograr un alto grado de eficiencia en la BNCT se requiere que la concentración de boro sea del orden de  $10^9$  átomos por célula; esto indica que se debe tener una concentración de aproximadamente 35  $\mu\text{g}$  de boro por cada gramo de tejido tumoral, mientras que para el tejido sano la concentración no debe superar los 5  $\mu\text{g}$  por gramo [5].

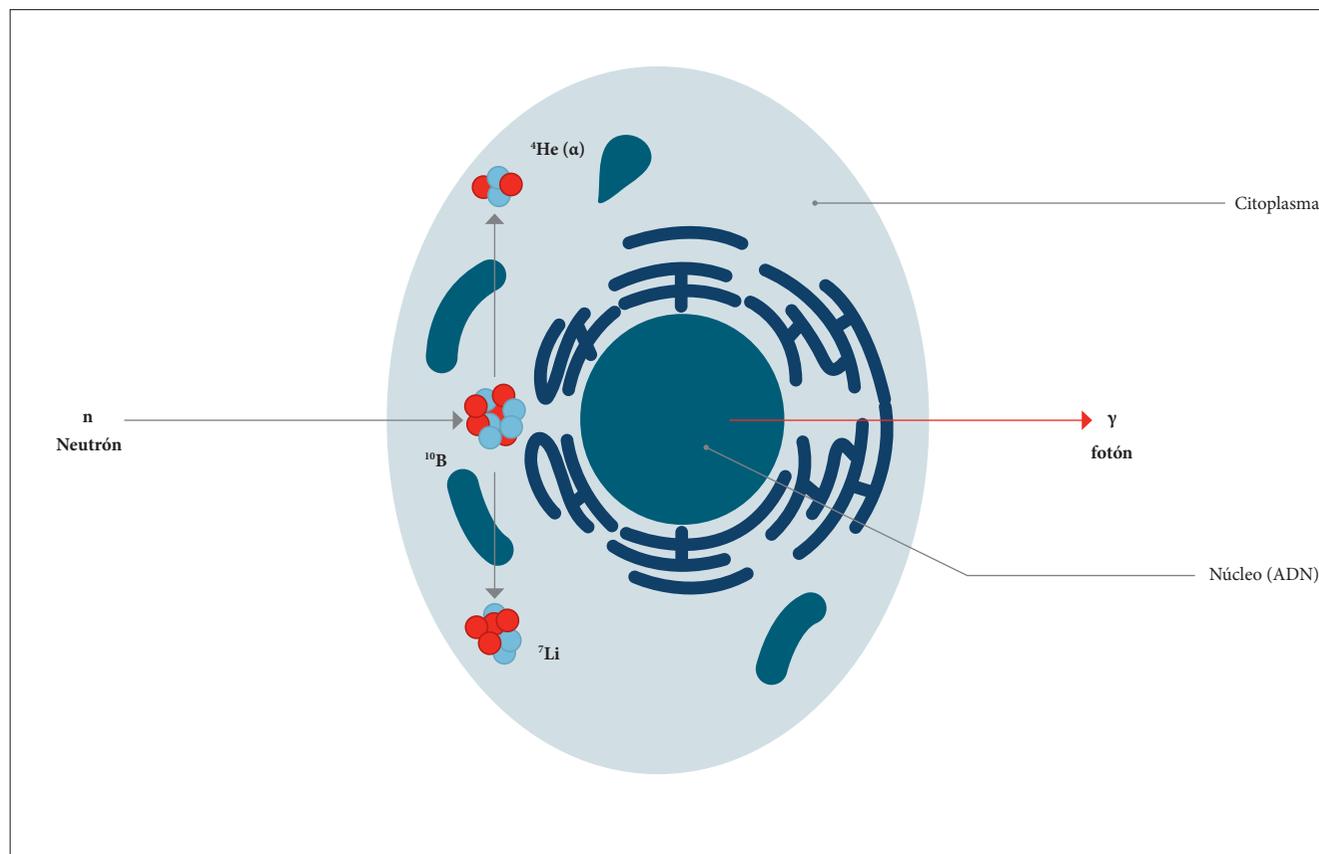


Figura 1. Representación de BNCT en el interior de la célula

Reacción que se produce en el canal de decaimiento más probable (~94%) del BNCT.

Figura realizada por los autores de este documento con base en la representación de BNCT en la célula de [3].

La razón principal que condujo al desarrollo de la BNCT es tratar tumores cerebrales malignos, como los glioblastomas multiformes (GBM), considerados una de las formas más agresivas de cáncer, de los cuales raramente se puede eliminar quirúrgicamente todo el tejido canceroso [6]. Este tipo de tumores se caracteriza por su agresiva proliferación y extensa invasión del tejido normal antes de que se presente cualquier síntoma. El tratamiento de los GBM con BNCT presenta ventajas tanto de tipo físico como biológico. Debido a que el tratamiento se lleva a cabo a partir de partículas con alta transferencia lineal de energía (LET, por sus siglas en inglés) como  $\alpha$  y  ${}^7\text{Li}$ , la tasa de esterilización o destrucción de tumores es más alta si se la compara con la de otras técnicas, como la radioterapia por rayos X. Por otro lado, la BNCT permite administrar de manera selectiva dosis localizadas a células tumorales (con muy alta concentración de  ${}^{10}\text{B}$ ) dispersas en tejido normal, al tiempo que minimiza la toxicidad en el tejido normal. Adicionalmente, el proceso de destrucción de células mediante la BNCT es poco sensible a la presión de oxígeno, lo que la convierte en un procedimiento ventajoso para tratar tumores con hipoxia extensa, tales como los GBM. El éxito de la BNCT como tratamiento para dicha clase de tumores depende, sin embargo, de tres factores: una adecuada concentración de  ${}^{10}\text{B}$  en las células tumorales, captación diferencial de boro en células tumorales y en células normales, y suficiente fluencia de neutrones térmicos en la región del tumor [7].

Un efecto importante que se debe tener en cuenta en este tipo de tratamiento es la deposición de energía en las células debido a las partículas  $\alpha$  y  ${}^7\text{Li}$  creadas en la reacción. En un trabajo preliminar, titulado “Computational approach to the interaction of  ${}^7\text{Li}$  coming from neutron capture on biological cells via Geant4”, presentado en Laspna & Wonp-Nurt 2017, estudiamos la interacción de las partículas de  ${}^7\text{Li}$  procedentes de la BNCT con el tejido celular [8]. En ese estudio en particular, se utilizó para la simulación un volumen principal de geometría cúbica con 10 micrómetros de lado, un maniquí o *phantom* de 500 nanómetros, hecho de agua y una porción de tejido cerebral centrada en el maniquí, compuesta principalmente de hidrógeno, oxígeno y carbono, y cuyo objetivo era simular una porción de célula simple. Como complemento al trabajo anterior, y continuando con el uso del conjunto de herramientas de simulación Geant4 [9], en este trabajo se

busca estudiar directamente la reacción nuclear de captura neutrónica ( ${}^{10}\text{B} + n_{\text{th}}$ ), con el fin de determinar evento por evento las cantidades físicas relevantes de la reacción (por ejemplo, la energía y el momento de los iones que se producen en el estado final y su distribución angular). Debido a que los modelos nucleares fallan al tratar de predecir con razonable precisión las secciones eficaces de neutrones, todas las cantidades físicas relevantes para modelar adecuadamente reacciones nucleares en simulaciones de Monte Carlo necesitan ser implementadas en forma de base de datos. En el caso de reacciones inducidas por neutrones, estas bases de datos, conocidas como *librerías evaluadas* (ENDF, por sus siglas en inglés) contienen valores referenciados para diferentes cantidades que dependen de la combinación de diversos datos nucleares, usualmente completados con predicciones teóricas y validados, cuando es posible, con resultados experimentales existentes. La cantidad de información disponible varía de isótopo en isótopo, y en algunos casos puede ser incompleta o simplemente no existir [10]. Este trabajo, por tanto, tiene como objetivo verificar los datos implementados en Geant4 de captura neutrónica en boro a muy bajas energías del neutrón incidente; a diferencia de los trabajos estándar en los cuales la validación de Geant4 con datos publicados se hace en términos de la dosis total depositada en el medio [11], en este trabajo se hace la validación de manera directa, estudiando en el vértice primario o de interacción la distribución de energía, la distribución de momento y la distribución angular de las partículas que se producen en la BNCT.

## 2. ANTECEDENTES DE LA TERAPIA POR CAPTURA NEUTRÓNICA MEDIANTE BORO

Los experimentos de BNCT comenzaron en 1938 con el trabajo de Kruger [12], en el que se estudiaron tres tumores diferentes en ratones: un sarcoma, un carcinoma y un linfoma. El estudio consistía en la extracción del tejido afectado, su respectiva irradiación con neutrones y finalmente su reimplantación. Posteriormente se observaban los tejidos tratados y, en particular, el eventual crecimiento de un nuevo brote tumoral. Diversas muestras de estos tumores se inyectaron con ácido bórico  $\text{H}_3\text{BO}_3$ . Al implantar las muestras e irradiarlas se encontró que las dosis de neutrones lentos sobre los tumores que contenían ácido bórico eran menores

que las dosis de rayos X que se requerían para prevenir que el tumor creciera nuevamente [5], [13].

Desde febrero de 1951 hasta enero de 1953 se llevaron a cabo experimentos de BNCT en el laboratorio nacional de Brookhaven. Se trataron diez pacientes, de los cuales ocho se habían sometido previamente a radioterapia convencional. En esta primera etapa de tratamiento se usaron neutrones térmicos y tetraborato de sodio (bórax) como portador del  $^{10}\text{B}$ . Antes de la irradiación se suministró vía intravenosa 20 g de bórax disuelto en una solución acuosa [14]. No se observaron efectos secundarios graves posteriores a la irradiación, y como resultado se obtuvo una mediana de supervivencia de 97 días. A un segundo grupo de nueve pacientes con tumores cerebrales altamente malignos (glioblastomas multiformes [GBM]) se les suministró pentaborato de sodio con una mayor concentración de boro y se irradió con un mayor flujo de neutrones. En esta segunda prueba se observaron efectos secundarios graves en los pacientes, como radiodermatitis en el cuero cabelludo y ulceraciones profundas. La mediana de supervivencia en esta segunda práctica clínica fue de 147 días [13]. Debido a los resultados negativos y desalentadores que se obtuvieron en las investigaciones clínicas, en 1961 se suspendieron en Estados Unidos las prácticas con BNCT.

A partir de 1968 se pusieron en funcionamiento las aplicaciones clínicas de la BNCT en Japón [5], [14]. Se introdujo un nuevo compuesto, denominado BSH, que fue sintetizado por Soloway [15]. El tratamiento se hizo por medio de radioterapia intraoperatoria y comprendía la extirpación quirúrgica, previa a la irradiación, de la mayor parte del tumor, lo que facilitó la exposición a la radiación y la protección del cráneo y cuero cabelludo. Se reportaron resultados exitosos en un reducido grupo de pacientes que padecían GBM de grados III y IV [13], [16].

Alrededor de 1987 comenzó una nueva era de las aplicaciones clínicas, con la aparición de un nuevo fármaco denominado P-boronofenilalanina (BPA) y un haz de neutrones térmicos. La aplicación más relevante fue el tratamiento de un melanoma que permitió la aplicación del procedimiento en un tumor situado fuera del sistema nervioso central [17].

Esto muestra la importancia de llevar a cabo estudios de la reacción de BNCT en todos los niveles y desde diferentes puntos de vista, en particular, a partir de simulaciones de Monte Carlo, en las que aún existen algunas limitaciones para realizar un modelamiento preciso de reacciones nucleares.

### 3. SIMULACIÓN VÍA GEANT4

#### 3.1. Consideraciones generales sobre Geant4

Geant4 es un conjunto de herramientas que permiten simular la interacción de la radiación con la materia [18]. Su estructura, basada en programación orientada a objetos (POO) e implementada en el lenguaje de programación C++, así como su carácter de fuente abierta, le brindan al usuario la posibilidad de hacerle modificaciones o extensiones al software, según sea necesario. Además, su amplio uso y validación hacen de esta una herramienta computacional confiable para llevar a cabo simulaciones en el régimen de la física nuclear. En este trabajo se utilizó la versión 10.2 de Geant4.

#### 3.2. Características y parámetros de la simulación

##### 3.2.1. Geometría

La geometría de la simulación consiste en un volumen principal (*world volume*) hecho de vacío con dimensiones en  $(x, y, z)$  de (2,5, 2,5 y 2,5) cm, y un blanco o placa de boro con su cara lateral izquierda ubicada en el origen (0, 0, 0) del volumen principal (véase la figura 2). El blanco, en este caso, consiste en un medio “semi-infinito” homogéneo enriquecido en  $^{10}\text{B}$  con dimensiones de 1 cm  $\times$  1 cm  $\times$  1 cm. Este tamaño se establece para asegurar que ocurra interacción en todos los eventos.

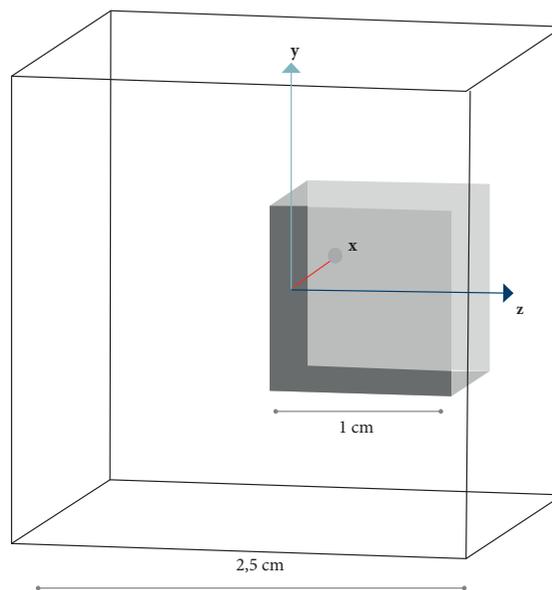


Figura 2. Dimensiones de la geometría usada en la simulación

El volumen principal corresponde a una caja de 2,5 cm de lado. El blanco está representado por una caja de 1 cm de lado enriquecido en  $^{10}\text{B}$ . El eje  $x$  apunta entrando al papel.

Fuente: autores

### 3.2.2. Evento primario y lista de física

La fuente está compuesta por un haz cilíndrico monoenergético y unidireccional de neutrones epitérmicos que incide a lo largo del eje  $z$  (figura 3). Se utilizaron tres grupos de energía diferentes para el haz: 0,025 eV, 0,25 eV y 2,5 eV, los cuales abar-

can parte del espectro de neutrones epitérmicos. La física de la simulación se establece mediante las librerías G4HadronPhysicsQGSP\_BIC\_HP y G4EmStandardPhysics, que controlan los procesos relacionados con la interacción de neutrones lentos y las interacciones electromagnéticas, respectivamente.

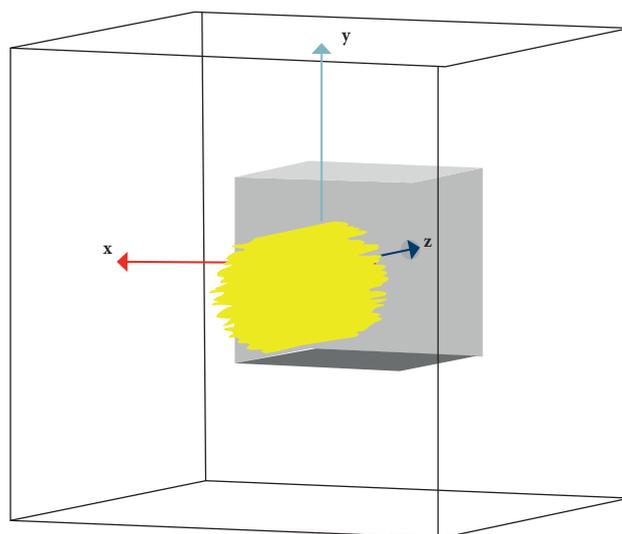


Figura 3. Visualización del haz incidente en la simulación

Se usa un haz cilíndrico monoenergético y unidireccional como fuente de neutrones que inciden sobre el blanco desde la izquierda a lo largo del eje  $z$ . La figura mostrada corresponde a una simulación con solo mil neutrones incidentes.

Fuente: autores

### 3.2.3. Reacciones producidas con neutrones que inciden sobre boro

En Geant4, la interacción de neutrones epitérmicos con  $^{10}\text{B}$  conduce principalmente a cuatro posibles reacciones nucleares. La tabla 1 muestra dichas reacciones junto con el porcentaje de producción y el  $Q$  de cada una. La primera reacción corresponde a un proceso elástico con una tasa de producción de 0,054 a 0,559%, según la energía del neutrón incidente; en la segunda reacción, la captura

neutrónica lleva a la formación de  $^{11}\text{B}^*$ , que termina decayendo en  $^{11}\text{B}$  con la emisión de rayos gamma. Esta reacción se presenta en promedio en un 0,012%. Las otras dos reacciones, las más predominantes, representan las reacciones de captura neutrónica de interés en la BNCT. Para efectos de estudiar estas dos reacciones de BNCT en Geant4 es necesario seleccionar, evento por evento, cada una de ellas a partir del número e identidad de las partículas presentes en cada estado final.

Tabla1. Principales reacciones nucleares producidas en la reacción  $n + ^{10}\text{B}$

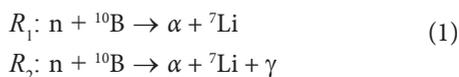
Reacciones	Porcentaje (0,025 eV)	Q (0,025 eV)	Porcentaje (0,25 eV)	Q (0,25 eV)	Porcentaje (2,5 eV)	Q (2,5 eV)
$n + ^{10}\text{B} \rightarrow n + ^{10}\text{B}$	0,054%	0,0382 eV	0,180%	0,0377 eV	0,559%	0,0382 eV
$n + ^{10}\text{B} \rightarrow \gamma + ^{11}\text{B}$	0,012%	11,4540 MeV	0,014%	11,4540 MeV	0,011%	11,4540 MeV
$n + ^{10}\text{B} \rightarrow \alpha + ^7\text{Li}$	6,305%	2,7901 MeV	6,302%	2,7901 MeV	6,262%	2,7901 MeV
$n + ^{10}\text{B} \rightarrow \alpha + ^7\text{Li} + \gamma$	93,628%	2,7900 MeV	93,503%	2,7900 MeV	93,166%	2,7900 MeV

El porcentaje de producción y el  $Q$  de cada reacción son calculados a partir de la simulación en Geant4 para el caso de neutrones incidentes con energías de 0,025, 0,25 y 2,5 eV.

Fuente: autores

#### 4. RESULTADOS DE LA SIMULACIÓN

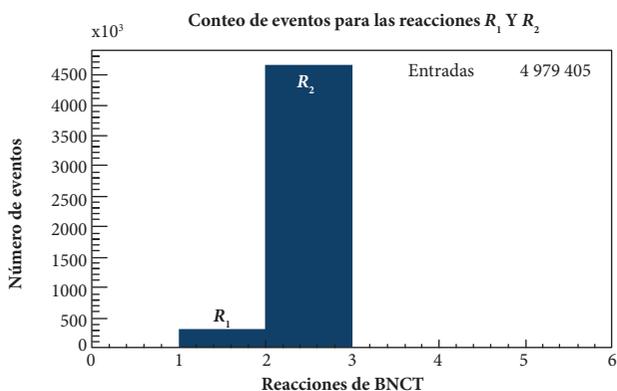
Esta sección contiene los resultados de la simulación correspondiente a las reacciones  $R_1$  y  $R_2$ , que caracterizan la captura neutrónica de interés en la BNCT:



Por cada grupo de energía (0,025, 0,25 y 2,5 eV) se generaron alrededor de cinco millones de eventos.

##### 4.1. Selección de las reacciones de la BNCT

Para seleccionar las reacciones  $R_1$  y  $R_2$  se utiliza la clase `G4U-sersteppingAction`. Desde allí, en el vértice primario donde se produce la reacción (“`track->GetCurrentStepNumber() == 1`”), se escogen únicamente eventos con dos partículas secundarias (“`track->GetTrackID() > 1`”) cargadas que deben corresponder a  $\alpha$  y a  ${}^7\text{Li}$  y, dependiendo del caso, sin gammas ( $R_1$ ), o con uno o más gammas ( $R_2$ ). La figura 4 muestra el conteo de eventos en el caso de la reacción  $R_1$  y de la reacción  $R_2$  con una energía del haz de neutrones de 0,025 eV. De los cinco millones de eventos generados, 4 979 405 corresponden a eventos de BNCT, de los cuales 313 599 contienen un  $\alpha$  y un  ${}^7\text{Li}$  sin presencia de gammas, y 4 665 806 contienen un  $\alpha$ , un  ${}^7\text{Li}$  y uno o más gammas.



**Figura 4.** Conteo de eventos en las reacciones  $R_1$  ( $n + {}^{10}\text{B} \rightarrow \alpha + {}^7\text{Li}$ ) y  $R_2$  ( $n + {}^{10}\text{B} \rightarrow \gamma + \alpha + {}^7\text{Li}$ ), en el caso de neutrones incidentes con energía de 0,025 eV. Del total de eventos, 313 599 corresponden a la reacción  $R_1$  y 4 665 806 a  $R_2$ .

Fuente: autores

La tabla 2 muestra los resultados obtenidos en los *branching ratios* asociados con los tres grupos de energía. La razón entre los *branching ratios*  $R_1/R_2$  permanece aproximadamente constante en los dos grupos de energía más bajos, y parece aumentar ligeramente en 2,5 eV. Aunque se necesita un mayor número de valores de energía para sacar conclusiones definitivas respecto a la dependencia  $R_1/R_2$  con la energía del neutrón, y aún no existen datos experimentales que puedan validar estos resultados en el rango de bajas energías, se debe mencionar que existen estudios experimentales con rangos de energía del orden de los MeV en los que la razón  $R_1/R_2$  aumenta con la energía del neutrón [19]. Esto puede servir para efectos de validar los códigos de Geant4 en el rango de energía de los MeV.

**Tabla 2.** Valores obtenidos en la simulación en los branching ratios de los dos canales de reacción  $R_1$  ( $n + {}^{10}\text{B} \rightarrow \alpha + {}^7\text{Li}$ ) y  $R_2$  ( $n + {}^{10}\text{B} \rightarrow \gamma + \alpha + {}^7\text{Li}$ ) en la BNCT

Energía del neutrón (eV)	$n + {}^{10}\text{B} \rightarrow \alpha + {}^7\text{Li}$	$n + {}^{10}\text{B} \rightarrow \gamma + \alpha + {}^7\text{Li}$
0,025	6,30%	93,70%
0,25	6,30%	93,70%
2,5	6,31%	93,69%

Fuente: autores

##### 4.2. Distribución de energía de las reacciones de la BNCT

La figura 5 muestra la distribución de energía de los productos finales ( $\alpha$  y  ${}^7\text{Li}$ ) de la reacción nuclear  $R_1: n + {}^{10}\text{B} \rightarrow \alpha + {}^7\text{Li}$ . Tanto en  $\alpha$  como en  ${}^7\text{Li}$  se realizó un ajuste gaussiano sobre las correspondientes distribuciones. Los valores medios de energía en  $\alpha$  y  ${}^7\text{Li}$  obtenidos son 1777 y 1,014 MeV, respectivamente. Estos valores coinciden con los reportados en la literatura [20]. El ancho de estas distribuciones es de 0,00018 MeV, lo cual evidencia el carácter monoenergético (discreto) de los alfas y litios emitidos en la reacción.

La distribución de energía de los productos finales ( $\alpha$ ,  ${}^7\text{Li}$  y  $\gamma$ ) de la reacción  $n + {}^{10}\text{B} \rightarrow \alpha + {}^7\text{Li}^* \rightarrow \alpha + {}^7\text{Li} + \gamma$  son presentados en la figura 6. Los valores medios de energía obtenidos son 1,472 MeV para  $\alpha$ , 0,840 MeV para  ${}^7\text{Li}$  y 0,477 MeV para  $\gamma$ . Estos valores coinciden satisfactoriamente con los valores reportados en la literatura [20]. El ancho asociado con las distribuciones revela su carácter discreto.

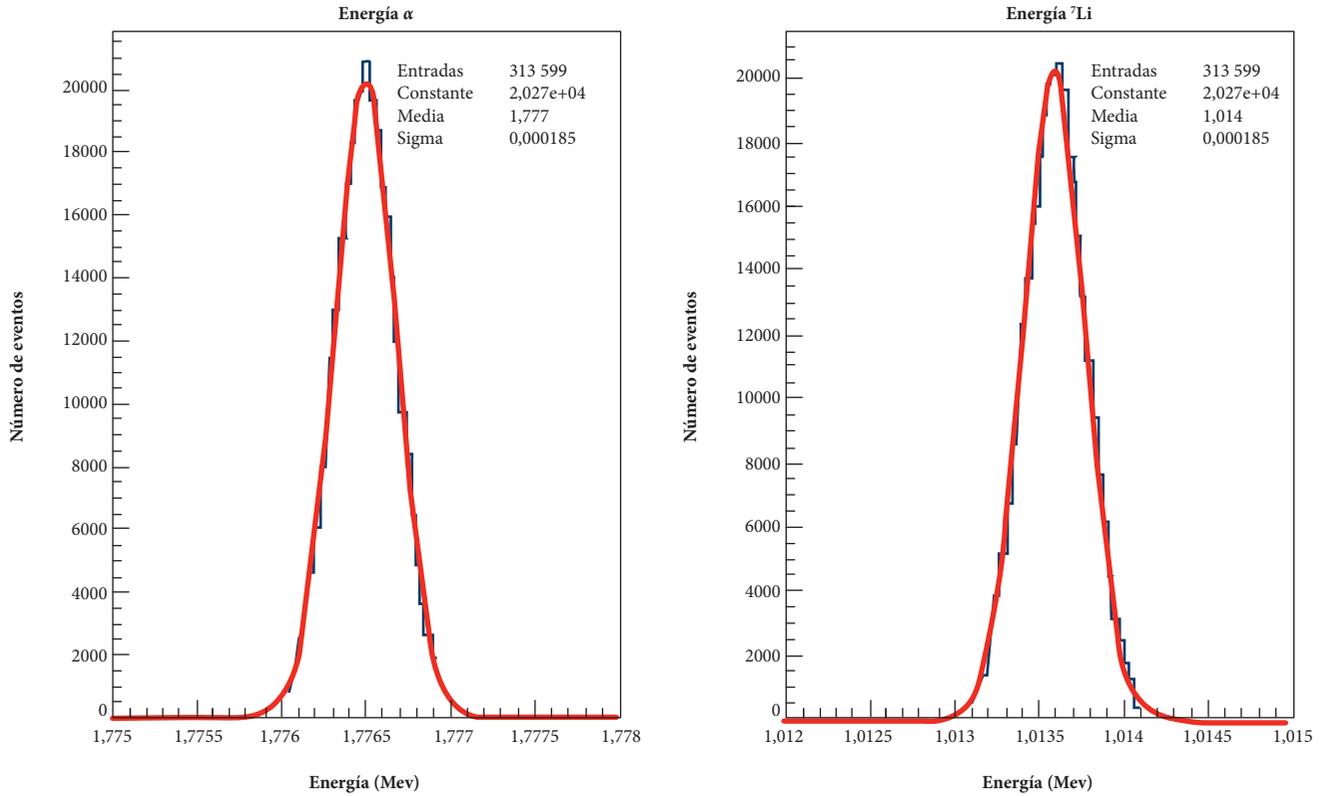


Figura 5. Distribución de energía y de momento en  $\alpha$  (izquierda) y  ${}^7\text{Li}$  (derecha), en casos de neutrones incidentes con energía de 0,025 eV en la reacción  $R_1$  ( $n + {}^{10}\text{B} \rightarrow \alpha + {}^7\text{Li}$ ).

Fuente: autores

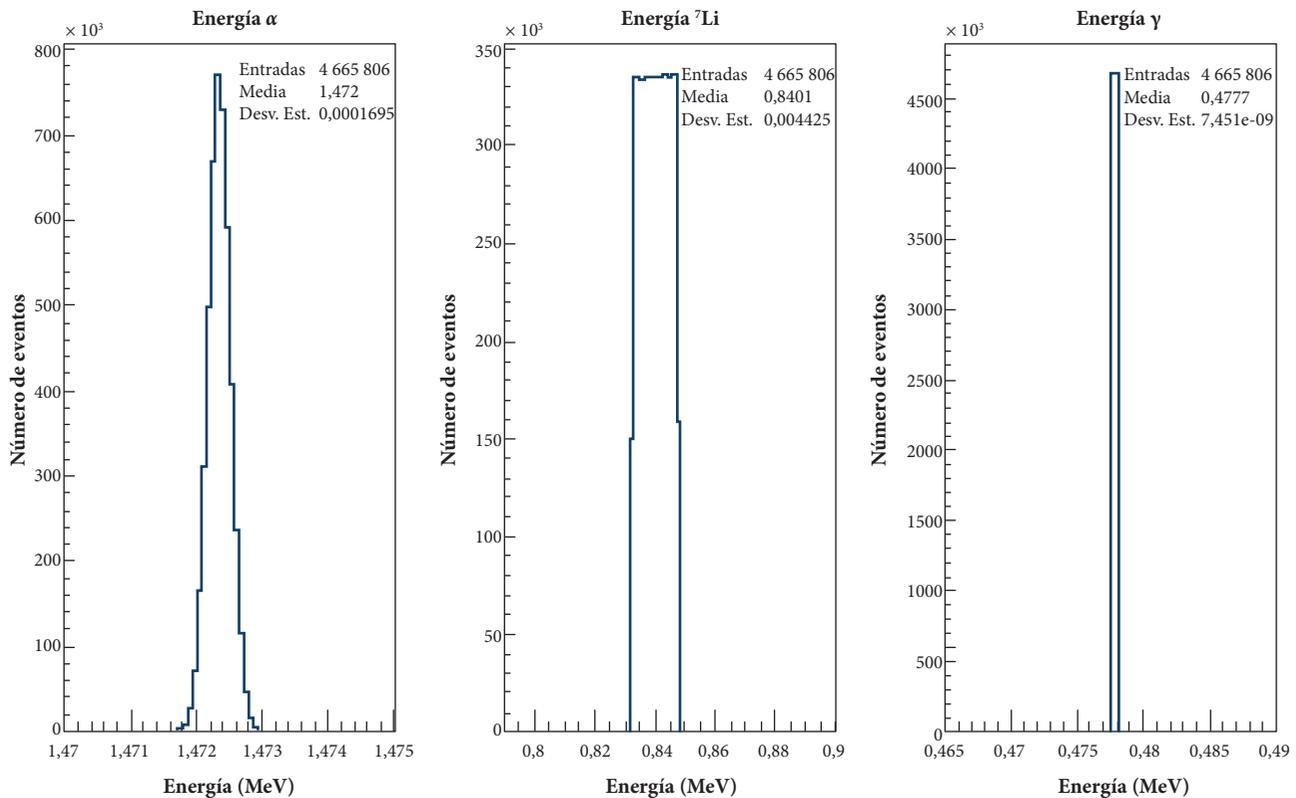


Figura 6. Distribución de energía y de momento en  $\alpha$  (izquierda),  ${}^7\text{Li}$  (centro) y  $\gamma$  (derecha) en casos de neutrones incidentes con energía de 0,025 eV en la reacción  $R_2$  ( $n + {}^{10}\text{B} \rightarrow \alpha + {}^7\text{Li} + \gamma$ ).

Fuente: autores

Los resultados de las distribuciones de energía usando los otros dos grupos de energía son consistentes con aquellos obtenidos con 0,025 eV.

### 4.3. Distribución de momento de las reacciones de la BNCT

En la figura 7 se observa la distribución de momento de los productos finales ( $\alpha$  y  ${}^7\text{Li}$ ) de la reacción nuclear  $R_1: n + {}^{10}\text{B}$

$\rightarrow \alpha + {}^7\text{Li}$ . La distribución en ambas partículas es discreta y tiene el mismo valor medio (la diferencia es cero), lo cual indica que las partículas se producen en el sistema de laboratorio con un momento de igual magnitud, resultado que coincide con lo que se obtiene de un cálculo correspondiente a partir de la cinemática de la reacción.

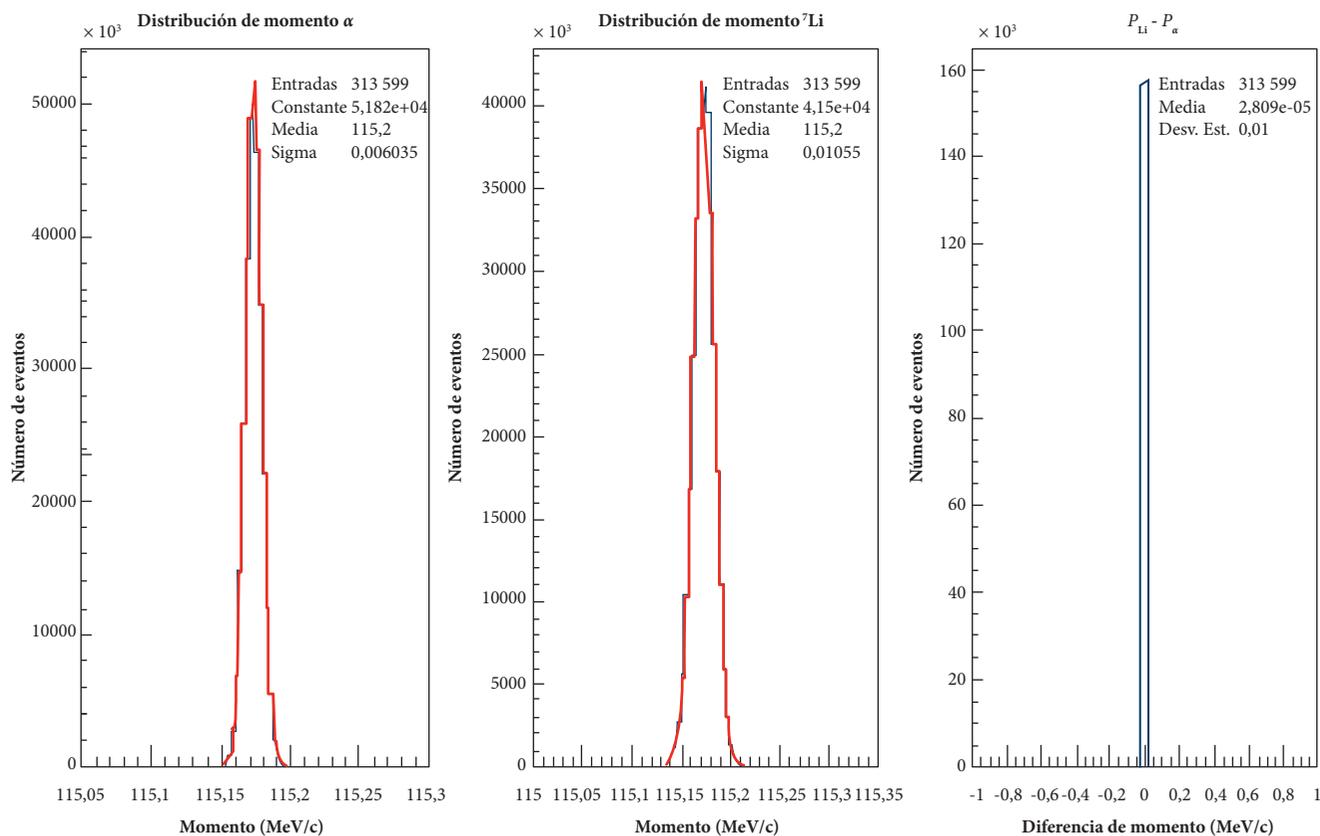


Figura 7. Distribución de momento en  $\alpha$  (izquierda) y  ${}^7\text{Li}$  (centro) en casos de neutrones incidentes con energía de 0,025 eV en la reacción  $R_1 (n + {}^{10}\text{B} \rightarrow \alpha + {}^7\text{Li})$ . El histograma de la derecha representa la diferencia de momento entre  $\alpha$  y  ${}^7\text{Li}$ , que se distribuye alrededor de cero.

Fuente: autores

Los resultados de la distribución de momento asociados con los productos finales ( $\alpha$ , y  ${}^7\text{Li}$ ) de la reacción  $n + {}^{10}\text{B} \rightarrow \alpha + {}^7\text{Li}^* \rightarrow \alpha + {}^7\text{Li} + \gamma$  son mostrados en la figura 8. Aunque se obtienen valores medios muy parecidos en  $\alpha$  y  ${}^7\text{Li}$ , se debe notar, sin embargo, que el ancho de la distribución de momento en  ${}^7\text{Li}$  es mucho mayor que en  $\alpha$ . Esto se puede deber al hecho de que tanto  ${}^7\text{Li}$  como  $\gamma$  vienen del decaimiento de

${}^7\text{Li}^*$ ; por tanto, la colinealidad (emisión *back to back*) se da entre  $\alpha$  y  ${}^7\text{Li}^*$ , y no entre  $\alpha$  y  ${}^7\text{Li}$ . Con el fin de reconstruir el  ${}^7\text{Li}^*$  se utiliza la técnica de masa invariante usando la información de sus productos de decaimiento  ${}^7\text{Li}$  y  $\gamma$ . La figura 9 muestra la masa invariante de  ${}^7\text{Li}^*$ , que es ligeramente mayor que la de  ${}^7\text{Li}$ .

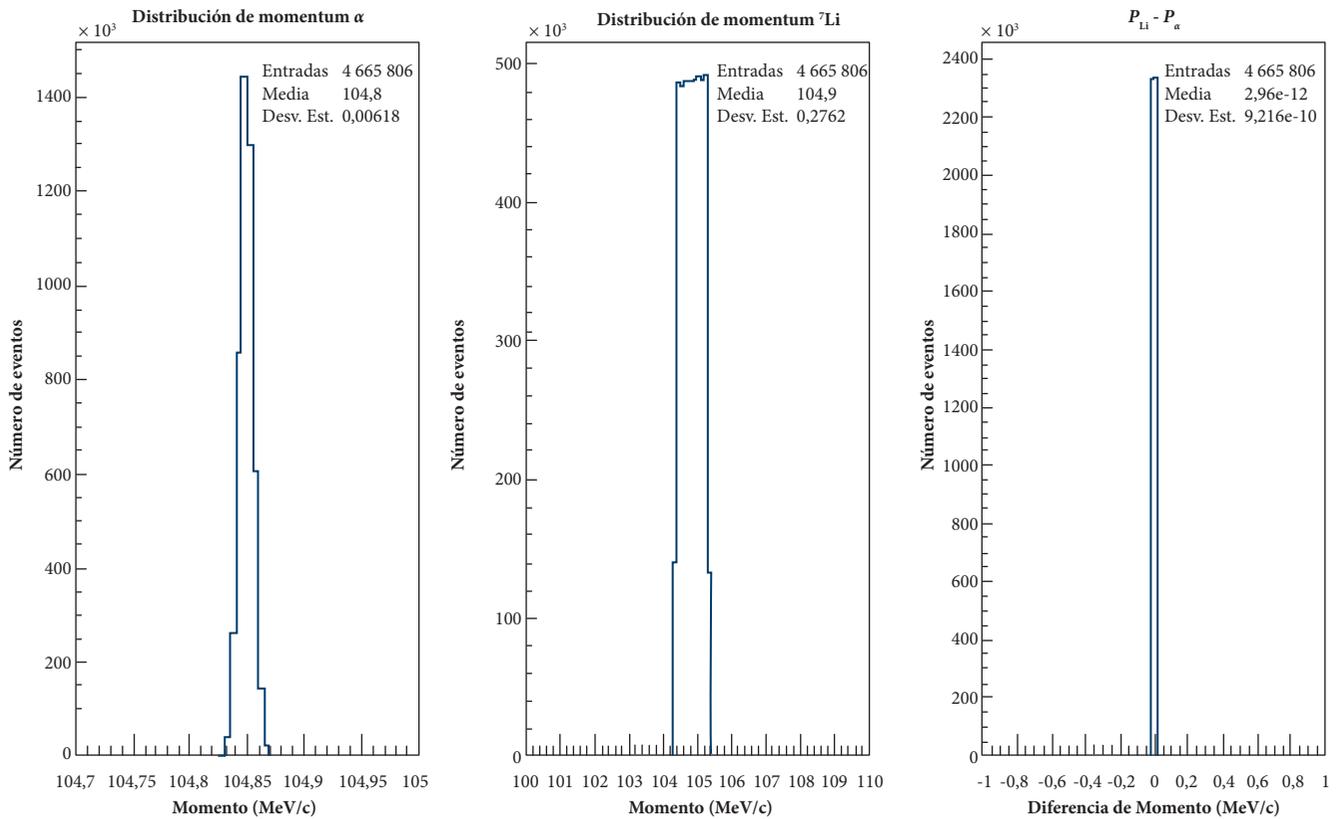


Figura 8. Distribución de momento en  $\alpha$  (izquierda) y  ${}^7\text{Li}$  (centro) en casos de neutrones incidentes con energía de 0,025 eV en la reacción  $R_2$  ( $n + {}^{10}\text{B} \rightarrow \alpha + {}^7\text{Li} + \gamma$ ). El histograma de la derecha representa la diferencia de momento entre  $\alpha$  y  ${}^7\text{Li}$ , que se distribuye alrededor de cero.

Fuente: autores

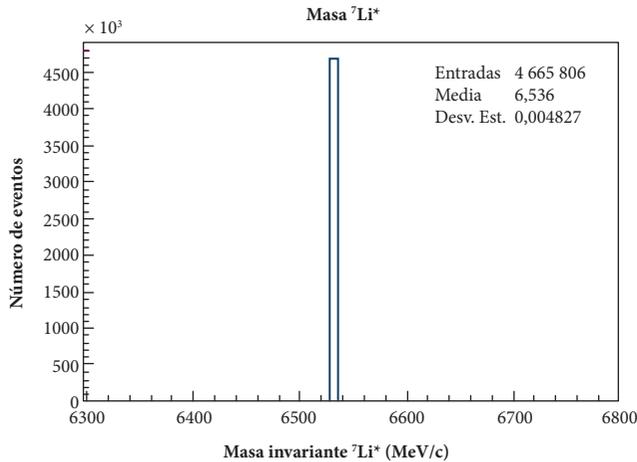


Figura 9. Masa invariante del sistema ( ${}^7\text{Li}$ ,  $\gamma$ ), que corresponde a la masa de  ${}^7\text{Li}^*$  en  $\text{MeV}/c^2$ . Se usaron neutrones incidentes con energía de 0,025 eV.

Fuente: autores

Los resultados de las distribuciones de momento usando los dos grupos de energía restantes son consistentes con aquellos obtenidos con 0,025 eV.

#### 4.4. Distribución angular de los canales de decaimiento de la BNCT

Las reacciones representativas en la BNCT ( $R_1$  y  $R_2$ ) son cinemáticamente sencillas de describir, debido a su carácter de reacción nuclear dos a dos. La literatura predice que los estados finales en ambas reacciones ( $\alpha$  y  ${}^7\text{Li}$  en  $R_1$  y  $\alpha + {}^7\text{Li}^*$  en  $R_2$ ) deben estar correlacionados angularmente de forma tal que en el sistema de laboratorio son emitidos *back to back*. Conocer y validar la distribución angular de las partículas del estado final es, por tanto, importante para efectos del diseño del modelo de blanco o *target* que se vaya a usar en la BNCT. En la figura 10 se presenta la distribución polar y azimutal en  $\alpha$  y  ${}^7\text{Li}$  provenientes de la reacción  $R_1$ . Como se puede observar, se presenta un valor medio en el ángulo polar alrededor de  $90^\circ$  en ambas partículas, y la distribución en el ángulo azimutal es uniforme, lo cual refleja que no existe dependencia azimutal en la reacción.

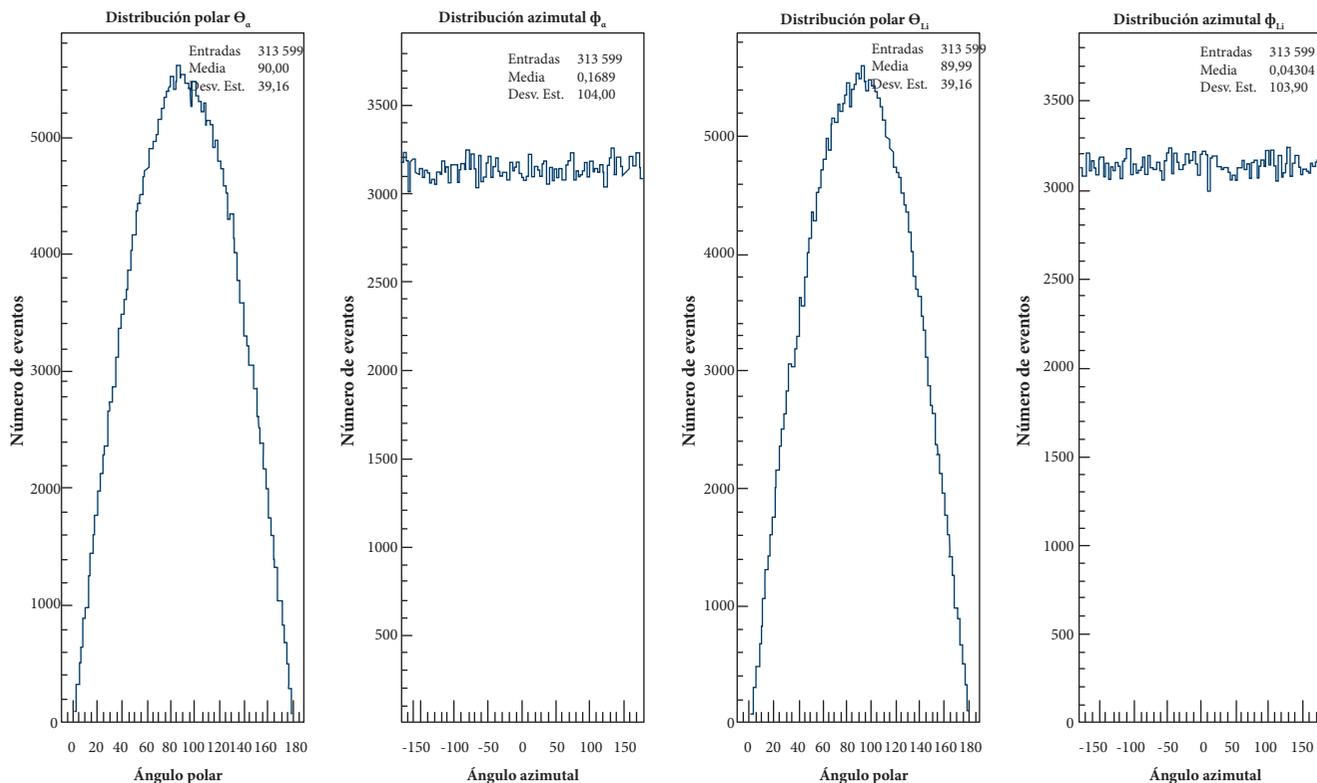


Figura 10. Distribución del ángulo polar y azimutal en  $\alpha$  (izquierda) y  ${}^7\text{Li}$  (derecha) usando neutrones incidentes con energía de 0,025 eV en la reacción  $R_1 (n + {}^{10}\text{B} \rightarrow \alpha + {}^7\text{Li})$ . Se observa independencia azimutal en la reacción.  
Fuente: autores

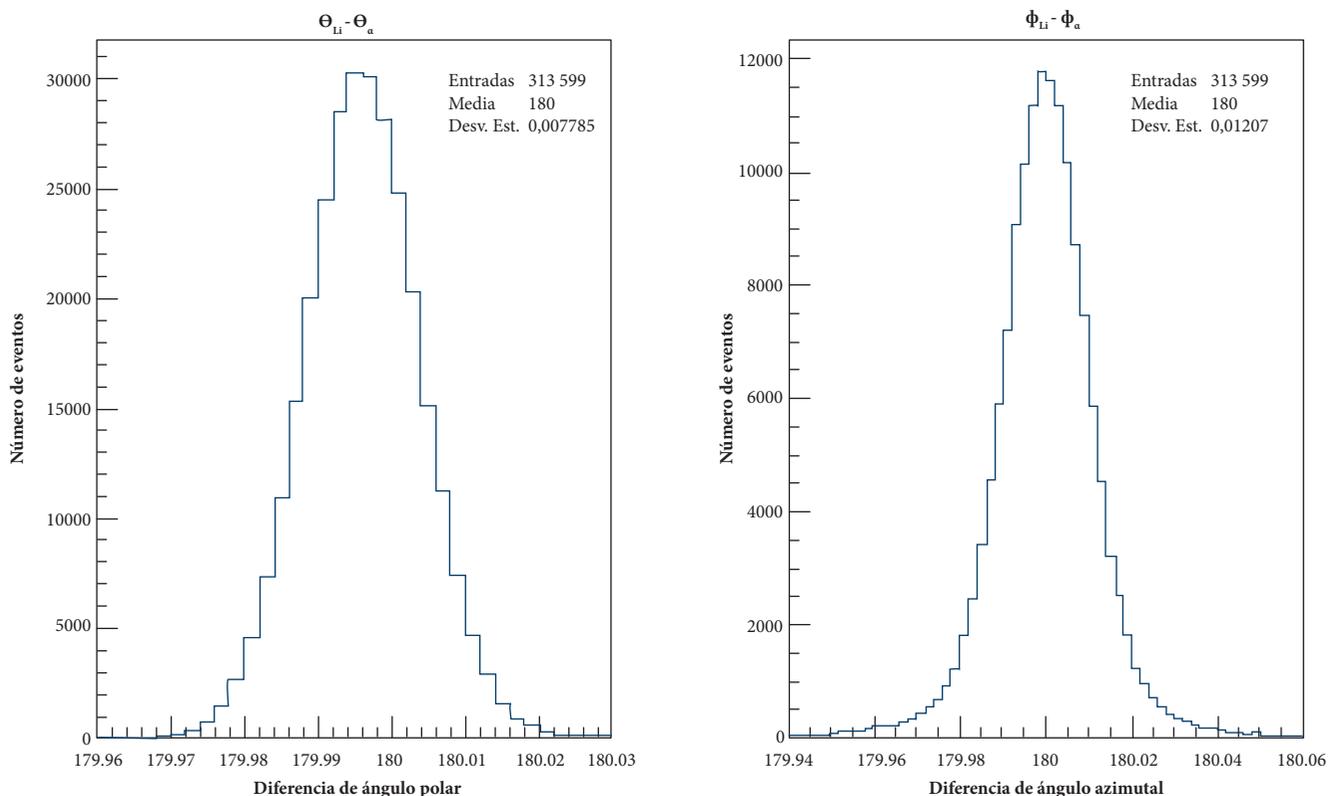
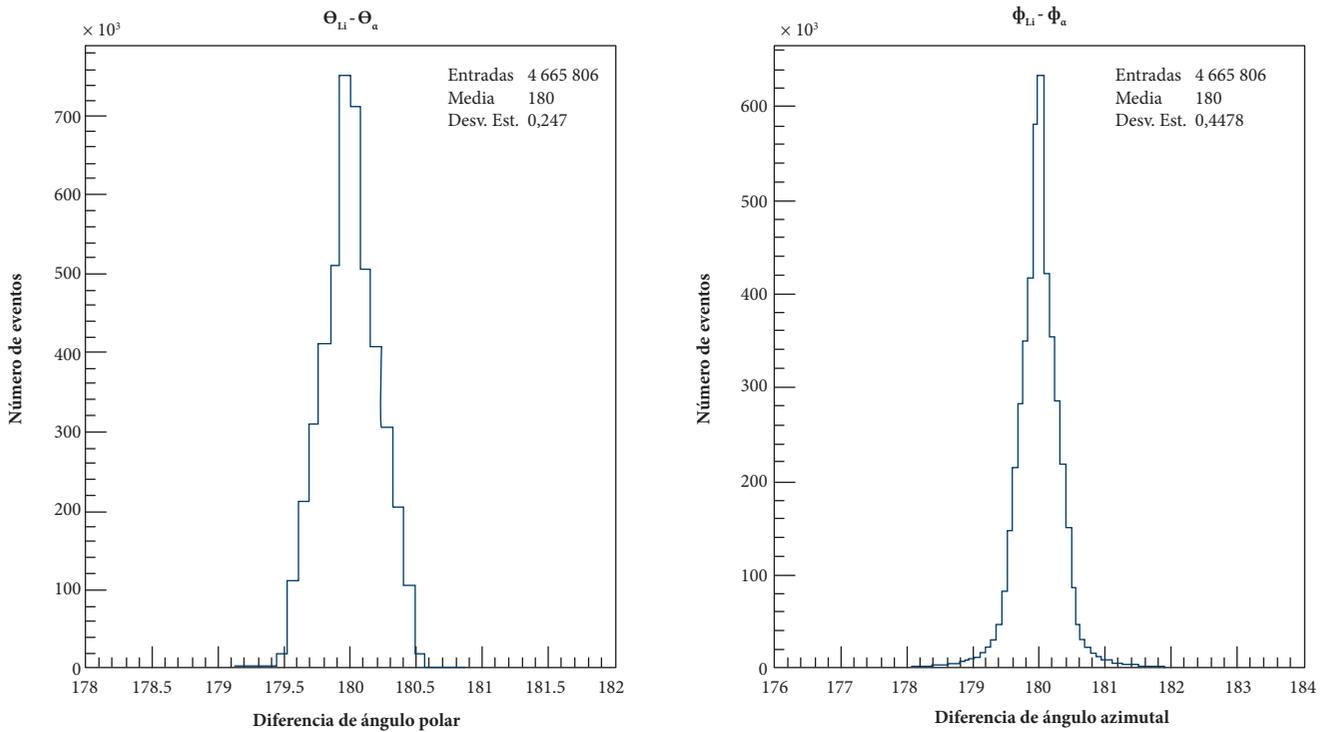


Figura 11. Diferencia en valor absoluto del ángulo polar (izquierda) y el ángulo azimutal (derecha) en  $\alpha$  y  ${}^7\text{Li}$  en el sistema de laboratorio usando neutrones incidentes con energía de 0,025 eV en la reacción  $R_1 (n + {}^{10}\text{B} \rightarrow \alpha + {}^7\text{Li})$ .  
Fuente: autores

Las distribuciones de la diferencia en valor absoluto del ángulo polar y del ángulo azimutal en  $\alpha$  y  ${}^7\text{Li}$  son presentadas en la figura 11. El valor medio en cada caso equivale a  $180^\circ$ , con un ancho muy pequeño. Esto evidencia claramente la forma en que las partículas son emitidas en el sistema de laboratorio: de manera opuesta o *back to back*.

De igual manera, la distribución angular asociada con la reacción  $R_2$  se estudia determinando la distribución angular de  ${}^7\text{Li}^*$  en el sistema de laboratorio a partir de la técnica de

masa invariante. De forma similar a lo que sucede en la reacción  $R_1$ , la diferencia en valor absoluto del ángulo polar y del ángulo azimutal en  $\alpha$  y  ${}^7\text{Li}^*$  (figura 12) revela la tendencia de estas partículas a ser emitidas *back to back* en el sistema de laboratorio. El valor medio en cada distribución corresponde a  $180^\circ$ , con un ancho que no supera los  $0,5^\circ$ . Este tipo de caracterización permite entender mejor la física que opera tras la reacción de BNCT.



**Figura 12.** Diferencia en valor absoluto del ángulo polar (izquierda) y el ángulo azimutal (derecha) en  $\alpha$  y  ${}^7\text{Li}^*$  en el sistema de laboratorio usando neutrones incidentes con energía de 0,025 eV en la reacción  $R_2$  ( $n + {}^{10}\text{B} \rightarrow \alpha + {}^7\text{Li} + \gamma$ ).

Fuente: autores

Los resultados de las distribuciones angulares asociadas con 0,25 eV y 2,5 eV muestran valores muy similares a los obtenidos con el grupo de energía de 0,025 eV.

## 5. CONCLUSIONES

Se realizó una simulación computacional de la reacción  $10\text{B} + n_{\text{th}}$  con la ayuda de las suites Geant4 y Root C++ para determinar el conteo, la distribución de energía, la distribución de momento y la distribución angular de las partículas presentes en el estado final de las reacciones propias de la BNCT:  $n + {}^{10}\text{B} \rightarrow \alpha + {}^7\text{Li}$  y  $n + {}^{10}\text{B} \rightarrow \alpha + {}^7\text{Li} + \gamma$ .

Los *branching ratios* obtenidos concuerdan de manera satisfactoria con los valores reportados en la literatura [5, 20]. De igual forma, las energías de los iones emitidos ( $\alpha$  y  ${}^7\text{Li}$ ) y de los  $\gamma$  son reproducidos con buena precisión al compararlos con los datos mencionados en la literatura [5, 20]. Las distribuciones de momento y las distribuciones angulares dejan ver claramente que tanto  $\alpha$  y  ${}^7\text{Li}$  en la reacción  $R_1$ , como  $\alpha + {}^7\text{Li}^*$  en la reacción  $R_2$ , son emitidos en el sistema de laboratorio con la misma magnitud de momento, pero en dirección opuesta. Esto corrobora lo esperado a partir de un cálculo de la cinemática de la reacción. Dados los resultados obtenidos en la simulación, se puede resaltar que Geant4 y

Root C++ representan herramientas válidas para evaluar la simulación de la reacción nuclear principal que tiene lugar en la terapia de captura neutrónica por boro (BNCT) en un sistema biológico.

## Referencias

- [1] J. Chadwick, F. R. S., "The Existence of a Neutron", *Proc. R. Soc. Lond. A.*, vol. 136, n.º 830, jun., 1932, pp. 692-708.
- [2] H. J. Taylor y M. Goldhaber, "Detection of Nuclear Disintegration in a Photographic Emulsion", *Nature*, vol. 136, n.º 3409, mar., 1935, p. 341.
- [3] L. Gordon, "Biological Effects and Therapeutic Possibilities of Neutrons", *Am. J. Roentgenol. Radium Ther.*, vol. 36, 1936, pp. 1-13.
- [4] K. Hanaoka, T. Watabe, S. Naka *et al.*, "FBPA PET in Boron Neutron Capture Therapy for Cancer: Prediction of  $^{10}\text{B}$  Concentration in the Tumor and Normal Tissue in a Rat Xenograft Model", *EJNMMI Research*, vol. 4, n.º 4, 2014, pp. 1-8.
- [5] N. S. Hosmane, J. A. Maguire, C. Salt, *et al.*, "Boron and Gadolinium Neutron Capture Therapy for Cancer Treatment", en L. E. Feinendegen, comp., *World Scientific*, EE. UU.: Treatment United States Department of Energy Office of Science, 2012.
- [6] L. Kankaanranta, T. Seppälä, H. Koivunoro *et al.*, "Boron Neutron Capture Therapy in the Treatment of Locally Recurred Head-and-Neck Cancer: Final Analysis of a Phase I/II Trial". *Int. J. Radiat. Oncol. Biol. Phys.*, vol. 82, 2012, pp. 67-75.
- [7] L. Moghaddasi y E. Bezak, "Development of an Integrated Monte Carlo Model for Glioblastoma Multiforme Treated with Boron Neutron Capture Therapy", *Scientific Reports*, vol. 7, n.º 1, 2017, p. 7069.
- [8] D. A. Téllez, R. S. Medina, E. Munévar y J. A. Leyva, "Computational Approach to the Interaction of  $^7\text{Li}$  Coming from Neutron Capture on Biological Cells Via Geant4", en *Lasnpa & Wonp-Nurt 2017*, Program and abstracts, 2017, p. 126.
- [9] S. Agostinelli, J. Allison, K. Amako, *et al.*, "Geant4: A Simulation Toolkit, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*, vol. 506, n.º 3, 2003, pp. 250-303.
- [10] Geant4 Collaboration, *Geant4 User's Guide for Application Developers*, version 10.4, 2017.
- [11] L. Moghaddasi y E. Bezak, "Geant4 Beam Model for Boron Neutron Capture Therapy: Investigation of Neutron Dose Components", *Australasian Physical & Engineering Sciences in Medicine*, vol. 41, 2018, pp. 129-141.
- [12] P. G. Kruger. "Some Biological Effects of Nuclear Disintegration Products on Neoplastic Tissue", *Proceedings of the National Academy of Sciences*, vol. 26, n.º 3, 1940, pp. 181-192.
- [13] W. A. Sauerwein, A. Witting, R. Moss y Y. Nakagawa, *Neutron Capture Therapy*. Berlín: Springer-Verlag Berlin Heidelberg, 2012.
- [14] W. H. Sweet, "Early History of Development of Boron Neutron Capture Therapy of Tumors", *Neuro-Oncology*, vol. 33, n.º 1, may, 1997, pp. 19-26.
- [15] A. H. Soloway, H. Hatanaka y M. A. Davis, "Penetration of Brain and Brain Tumor. vii. Tumor-Binding Sulfhydryl Boron Compounds". *Journal of Medicinal Chemistry*, vol. 10, n.º 4, jul, 1967, pp. 714-717.
- [16] O. K. Harling, F. J. Wheeler, J. A. Bernard *et al.*, "Neutron Beam Design: Development, and Performance for Neutron Capture Therapy", en *Basic Life Sciences*, vol. 54, Nueva York: Springer US, 1990.
- [17] Y. Mishima, *Cancer, Neutron Capture Therapy*, Nueva York: Springer US, 1996.
- [18] J. Allison, K. Amako, J. Apostolakis, *et al.*, "Recent Developments in Geant4". *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*, vol. 835, 2016, pp. 186-225.
- [19] R. Bevilacqua, F. J. Hamsch, M. Vidali *et al.*, " $^{10}\text{B}$  (n,  $\alpha$ ) $^7\text{Li}$  and  $^{10}\text{B}$  (n,  $\alpha_1\gamma$ ) $^7\text{Li}$  Cross Section Data up to 3 MeV Incident Neutron Energy", EPJ Web of Conferences 146, p. 11010, 2017.
- [20] A. Karaoglu, P. Arce, D. Obradors *et al.*, "Calculation by Gamos/Geant4 Simulation of Cellular Energy Distributions from Alpha and Lithium-7 Particles Created by BNCT", *Appl Radiat Isot*, vol. 132, 2018, pp. 206-211.

# Intercomparaciones a nivel de radioprotección con cámara de ionización de transferencia en la calidad de radiación $^{137}\text{Cs}$

## ***Interlaboratory comparisons at protection level with transfer ionization chamber using radiation quality $^{137}\text{Cs}$***

Camilo Ernesto Calderón<sup>1</sup>, Laura Quintero<sup>1</sup>, Wilson Eduardo Moreno<sup>1</sup>, Julián Andrés Niño<sup>1</sup>

**Citación:** C. E. Calderón, L. Quintero, W. E. Moreno y J. A. Niño, "Intercomparaciones a nivel de radioprotección con cámara de ionización de transferencia en la calidad de radiación  $^{137}\text{Cs}$ ", *Revista de Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*, n.º 2, pp. 55-61, 2018.

**Recibido:** 11 de julio de 2018

**Aceptado:** 22 de octubre de 2018

**Publicado en línea:** 17 de diciembre de 2018

**Doi:** 10.32685/2590-7468/invapnuclear.2.2018.59

---

**Palabras claves:** Intercomparación, radioprotección, trazabilidad.

### **RESUMEN**

En el presente trabajo se exponen la metodología y los resultados obtenidos de los ejercicios de intercomparación que fueron adelantados por el Laboratorio Secundario de Calibración Dosimétrica (LSCD) del Servicio Geológico Colombiano en los años 2016 y 2017, con el Laboratorio Secundario del Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR), de Cuba, y el Laboratorio de Dosimetría del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), mediante la calibración de cámaras de transferencia en la magnitud tasa de kerma en aire con haz de  $^{137}\text{Cs}$  por el método que usualmente sigue cada laboratorio. De dichos ejercicios se obtuvieron resultados satisfactorios con respecto a la metodología de calibración normalizada que es implementada en el LSCD, la cual a su vez brinda confiabilidad en sus resultados y en la trazabilidad de las magnitudes operacionales en las medidas de campo de los instrumentos utilizados en protección radiológica en Colombia.

### **ABSTRACT**

This paper presents the methodology used and the results obtained for the inter-laboratory comparisons performed by the Secondary Standards Dosimetry Laboratory (LSCD) from the Servicio Geológico Colombiano (SGC) in 2016 and 2017. The comparisons were performed with the Cuban LSCD of Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR), and the Dosimetry Laboratory of the International Atomic Energy Agency (IAEA), by means of the calibration of transfer ionization chambers in terms of the quantity air Kerma with a  $^{137}\text{Cs}$  beam. Each laboratory performed the calibration following their own established procedure. The results were satisfactory for both comparisons, ensuring the traceability and reliability of the calibration of instruments used with radiological protection purposes all around the country.

---

**Keywords:**

Intercomparison, radioprotection, traceability.

---

<sup>1</sup>Dirección de Asuntos Nucleares, Servicio Geológico Colombiano  
Email de correspondencia: ccalderon@sgc.gov.co

## 1. INTRODUCCIÓN

**D**e acuerdo con las propiedades inherentes de las radiaciones ionizantes y sus efectos asociados (efectos deterministas y efectos estocásticos), y la necesidad de cuantificar el posible daño biológico que pueden causar, se han establecido magnitudes limitadoras, como la dosis equivalente en órgano y la dosis efectiva, pero para efectos prácticos, con el objeto de tener una medida razonable y sobrestimada de las magnitudes limitadoras, se propusieron las llamadas *magnitudes operacionales*, como la dosis equivalente ambiental y la dosis equivalente personal, que son medibles en los equipos de campo y en equipos de dosimetría personal con fines de protección radiológica. Lo anterior hace necesario implementar, mantener y desarrollar patrones de referencia que permitan brindar una trazabilidad confiable relacionada con las mediciones que se hacen en áreas como la medicina, en la cual se requiere que sean lo más exactas posible las dosis administradas por los haces de radiación en terapias de tumores de pacientes con cáncer, y en la industria e investigación científica; más aún, es menester que el método de calibración en el que se basa la trazabilidad de las magnitudes operacionales sea confiable.

Por tal motivo, es de gran importancia para el Laboratorio Secundario de Calibración Dosimétrica (LSCD) del Servicio Geológico Colombiano (SGC), como referente en metrología de las radiaciones ionizantes en el ámbito nacional, buscar, mediante las intercomparaciones internacionales, resultados satisfactorios para así proporcionar confianza a los usuarios, lo cual contribuye a brindar mediciones de radiación ionizante fiables y trazables. Igualmente, entre los principales objetivos del OIEA se encuentra el de apoyar a los países en la utilización de técnicas nucleares e isotópicas [1]; por ello, el OIEA estima necesaria la verificación dosimétrica, para que los laboratorios de calibración dosimétrica demuestren su competencia y de esta manera se puedan mantener adecuadamente las capacidades de medición de radiación ionizante.

Para mantener la confianza en la cadena de trazabilidad, el OIEA recomienda que los laboratorios secundarios que brindan servicio de calibración participen en programas de comparación al menos cada cinco años, o cuando hayan cambiado, sus estándares de referencia, configura-

ciones de irradiación o la técnica de medición [2]. En lo concerniente a comparaciones realizadas a nivel de radioprotección, el objetivo del programa dirigido por el OIEA es verificar que los laboratorios secundarios pueden prestar el servicio de calibración en términos de las magnitudes operacionales establecidas por la Comisión Internacional de Unidades Radiológicas (ICRU), dentro de los límites aceptables en las diferentes calidades de radiación. Como parte de estos programas se envían cámaras calibradas de ionización de transferencia del OIEA a los diferentes laboratorios participantes con el objeto de que las calibren mediante su propio procedimiento [3].

El objetivo del presente trabajo es dar a conocer los resultados de dos intercomparaciones en magnitud tasa de kerma en aire con cámara de transferencia, en la cuales participó el LSCD y obtuvo resultados satisfactorios en ambas comparaciones. El fin es mostrar la competencia que tiene el LSCD en la confiabilidad de la trazabilidad de las magnitudes operacionales como la dosis equivalente ambiental  $H^*(10)$  y la dosis equivalente personal  $H_p(10)$ . Estas magnitudes son calculadas a partir de la tasa de kerma en aire de referencia, que es una magnitud dosimétrica fundamental. Las intercomparaciones fueron realizadas en primera instancia en el Laboratorio Secundario del Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR), de Cuba, en 2016, y luego en el Laboratorio de Dosimetría del OIEA, en 2017.

## 2. MATERIALES Y MÉTODOS

### 2.1. Condiciones de calibración en haces de $^{137}\text{Cs}$ usadas en la intercomparación en el CPHR

En la tabla 1 se muestran los parámetros que se tuvieron en cuenta para calibrar la cámara de transferencia enviada por el CPHR, tales como la magnitud utilizada, el tipo de irradiador, radionucleido, tamaño de campo y la tasa de kerma en aire de referencia.

Los tamaños de campo usados para realizar las mediciones son distintos debido a que los colimadores de cada uno de los irradiadores son de diferente diámetro; sin embargo, esta diferencia no influye en el resultado de las mediciones, pues la cámara es irradiada en su totalidad, ya que el diámetro aproximado de la cámara de transferencia es de 14 cm, y ambos tamaños de campo cubren totalmente este diámetro.

**Tabla 1.** Condiciones de calibración para intercomparación en el CPHR

Magnitud dosimétrica	Institución	Irradiador	Radionucleido	Tamaño del campo (cm)	DFC* (cm)	Tasa de kerma en aire ** (mGy/h)
kerma en aire	CPHR	OB6	<sup>137</sup> Cs	Ø = 75	300	3,06
	LSCD	Hopewlll Designs, INC G10-1-12-20 LS	<sup>137</sup> Cs	Ø = 90	300	5,63

\* Distancia entre la fuente y la cámara de ionización.

\*\* Tasa de kerma en aire durante la calibración.

Fuente: autores

### 2.1.2 Sistemas dosimétricos de referencia

La tabla 2 compila la información sobre los sistemas dosimétricos utilizados y la trazabilidad de estos, procedimiento realizado por los dos laboratorios para el proceso de intercomparación.

En la figura 1 se muestran el irradiador G-10 del LSCD y el sistema dosimétrico de referencia implementado en el proceso.

**Tabla 2.** Sistemas dosimétricos de referencia y su trazabilidad

	CPHR	LSCD
Cámara de ionización	PTW 32002 N/S 073	NE 2575 N/S 136
Trazabilidad	OIEA/BIPM, 2016	OIEA/BIPM, 2014
Electrómetro	Unidos Webline S/N 023	NE 2570 N/S 1104

Fuente: autores



**Figura 1.** a) Irradiador G-10-1-12-20 Cs. b) Cámara patrón de referencia Farmer 2575. c) Electrómetro Farmer 2570.

Fuente: autores

**2.1.3. Instrumentos utilizados en la intercomparación bilateral realizada en el Laboratorio del OIEA**

En la tabla 3 se muestran los parámetros tenidos en cuenta para la calibración de la cámara de transferencia enviada por el OIEA, como magnitud, radionucleido y la tasa de kerma en aire de referencia.

Las características técnicas de la cámara de transferencia enviada por el Laboratorio de Dosimetría del OIEA (figura 2) se encuentran en la tabla 4.

Para la intercomparación con los resultados del OIEA se utilizó el mismo sistema dosimétrico de referencia utilizado por el LSCD, mostrado en las figuras 1b, 1c, y para la calibración de la cámara de transferencia remitida por el OIEA se utilizó el electrómetro modelo PTW Unidos E, serie 900092. El OIEA no reportó el tipo de electrómetro con el que realizó la calibración de su cámara de transferencia.

**Tabla 3.** Condiciones de calibración para intercomparación realizada en el laboratorio del OIEA

Magnitud dosimétrica	Institución	Radionucleido	DFC* (cm)	Tasa de kerma en aire** (mGy/h)	Trazabilidad
Kerma en aire	OIEA	<sup>137</sup> Cs	300	3,60	BIPM
	LSCD	<sup>137</sup> Cs	300	5,49	OIEA

\*\* Tasa de kerma en aire durante la calibración.

Fuente: autores

**Tabla 4.** Características de la cámara de transferencia utilizada en la intercomparación en el laboratorio del OIEA

Modelo	Punto de referencia	Volumen nominal (cm³)	Voltaje de polarización (V)	Espesor de las paredes (mm)	Diámetro exterior (mm)
Exradin A6	Centro de la cámara	800	400	3,0	12,04

Fuente: autores



**Figura 2.** Cámara de transferencia utilizada en la intercomparación en el laboratorio del OIEA.

Fuente: autores

## 2.2. Método

### 2.2.1. Cálculo del factor de calibración de la cámara de transferencia

La metodología implementada con el fin de calcular el factor de calibración de la cámara de transferencia fue la misma en los dos procesos de intercomparación realizados por el LSCD. El procedimiento general se describe a continuación:

- » En primer lugar, se realiza una prueba de fugas con el fin de determinar la corriente promedio registrada por el electrómetro cuando la cámara de ionización no se encuentra expuesta a la radiación. El valor de la corriente de fugas se debe tener en cuenta durante la estimación de la incertidumbre; este valor no debe superar el 2% de la corriente que se obtiene al exponer la cámara de ionización a la radiación.
- » Con la cámara de referencia posicionada a una distancia de 3 m (figura 3) de la fuente se calculó directamente la tasa de kerma en aire de referencia. Se realizaron seis series, cada una de diez mediciones de carga  $Q$ , con un tiempo de colección  $t$  de 240 segundos, con lo cual se obtiene la corriente de ionización  $I$ . Cada vez que se realizaron dos mediciones consecutivas, y al final de la serie, se registró el valor de las condiciones ambientales para calcular el factor de corrección por

desviaciones de presión atmosférica y temperatura respecto a las condiciones de referencia  $C_{PT}$  y corregir las medidas de corriente  $I_{corr} = I C_{PT}$ . Con dichas mediciones se puede calcular la tasa de kerma en aire ( $\dot{K}_{ref}$ ) por medio de la siguiente ecuación:

$$\dot{K}_{ref} = N_{ref} I_{corr} \quad (1)$$

Donde

$N_{ref}$  es el factor de calibración de la cámara de referencia;  $I_{corr}$  es la corriente promedio corregida por el factor  $C_{PT}$  de todas las mediciones.

Luego se posicionó la cámara de transferencia a 3 m, se le realizó una prueba de fugas y se realizaron cuarenta mediciones de corriente de ionización corregida por el factor presión-temperatura  $I_{tras}$ , con un tiempo de irradiación de 30 segundos. El factor de calibración de la cámara se calcula mediante la siguiente ecuación:

$$N_{tran} = \frac{\dot{K}_{ref}}{I_{tras}} \quad (2)$$

Donde

$\dot{K}_{ref}$  es la tasa de kerma en aire de referencia calculada con la ecuación (1).

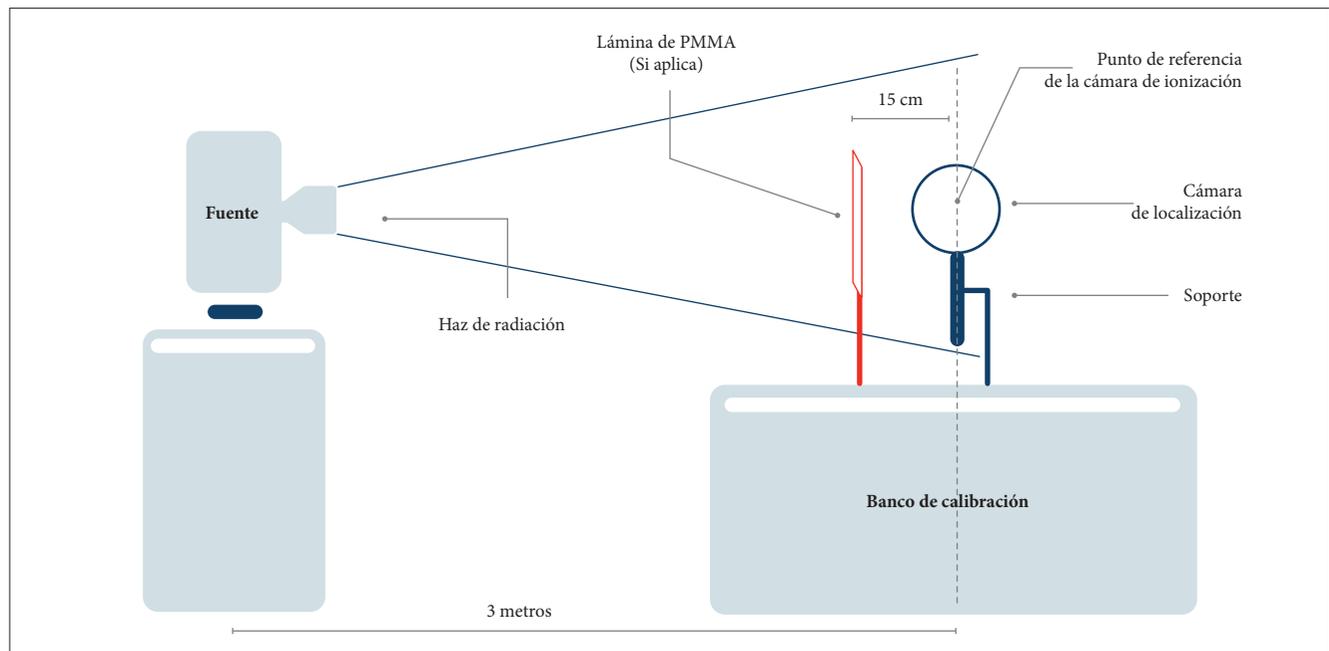


Figura 3. Montaje experimental utilizado en las mediciones, en las intercomparaciones.

Fuente: autores

### 2.2.2. Cálculo de incertidumbre

En la tabla 5 se muestran las fuentes de incertidumbres tenidas en cuenta por LSCD en las mediciones con la cámara patrón de referencia para el cálculo de la tasa de kerma en aire de referencia para cada una de las intercomparaciones

**Tabla 5.** Incertidumbre reportada por el LSCD en el cálculo de la tasa de kerma en aire de referencia

Fuente de incertidumbre	Incertidumbre (%) k = 1 reportada por el LSCD en la intercomparación realizada en los dos laboratorios	
	CPHR	OIEA
Calibración del patrón	0,41	0,41
Condiciones ambientales	0,28	0,13
Posicionamiento	0,01	0,05
Estabilidad del patrón	0,94	0,94
Homogeneidad del haz	0,58	0,58
Rotación e inclinación de la cámara	0,29	0,29
Mediciones con el patrón	0,05	0,06
Ukair*	1,20%	1,22%

\* Incertidumbre expandida de la tasa de kerma en aire.

Fuente: autores

En la tabla 6 se muestran las incertidumbres en la calibración del instrumento de transferencia reportadas por el LSCD.

**Tabla 6.** Incertidumbre reportada por el LSCD en el cálculo del factor de calibración con las cámaras de transferencia en cada intercomparación

Fuente de incertidumbre	Incertidumbre (%) k = 1 reportada por el LSCD en la intercomparación realizada en los dos laboratorios	
	CPHR	OIEA
Tasa de Kair de referencia	1,20	1,22
Condiciones ambientales	0,15	0,11
Posicionamiento	0,06	0,05
Corrección por el uso de un electrómetro diferente	0,58	0,19
Homogeneidad del haz	0,58	0,58
Linealidad del electrómetro	0,29	0,29
Mediciones con la cámara de transferencia	0,04	0,06
Ukair*	1,50%	1,40%

\* Incertidumbre expandida de la tasa de kerma en aire.

Fuente: los autores

### 2.2.3. Método estadístico

#### 2.2.3.1. Intercomparación con el CPHR

Para el análisis de los resultados obtenidos en la intercomparación en el CHPR se utilizó el estadígrafo recomendado en la ISO/IEC 17043 [7, 8]

$$E_n = \frac{x-X}{\sqrt{U_{lab}^2 - U_{ref}^2}} \quad (3)$$

Donde

$x$  es el valor del factor de calibración dado por el participante;

$X$  es el valor del factor de calibración dado por el laboratorio de referencia;

$U_{lab}$  es la incertidumbre expandida del resultado del participante;

$U_{ref}$  es la incertidumbre expandida del valor asignado por el laboratorio de referencia.

Para los casos,

$E_n \leq 1,0$  indica desempeño satisfactorio;

$E_n \geq 1,0$  indica desempeño insatisfactorio.

#### 2.2.3.2. Intercomparación en el laboratorio del OIEA

En este caso, el método estadístico utilizado fue el sugerido por el protocolo de intercomparación del OIEA [1], en el cual el resultado de la comparación puede ser evaluado mediante la siguiente relación:

$$R = \frac{N_{part}}{N_{ref}} \quad (4)$$

Donde

$N_{part}$  es el coeficiente de calibración determinado por el participante;

$N_{ref}$  es el coeficiente de calibración tomado como referencia.

El resultado de comparación  $R$  se considera aceptable si es consistente (la incertidumbre expandida de  $R$  cubre el valor unitario) y si el valor está entre  $0,97 \leq R \leq 1,03$ .

### 3. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

#### 3.1. Intercomparación bilateral con el CPHR

En la tabla 7 se muestran los resultados de los coeficientes de calibración y su respectiva incertidumbre en la cámara de transferencia obtenidos por el CPHR y el LSCD, así como el valor del estadígrafo y la incertidumbre de la intercomparación.

Tabla 7. Resultados de la intercomparación en el CPHR

Participante	$N_{\text{trans}}(\mu\text{Gy/nC})$	Incertidumbre (%) $k = 1$	$E_n$	$U_r$ (%)
CPHR	24,99	0,96	0,1	3,56
LSCD	25,04	1,5		

$U_r$  (%); es la incertidumbre expandida ( $k = 2$ ) de la intercomparación

$$U_r = \sqrt{U_{\text{LSCD}}^2 + U_{\text{CPHR}}^2}$$

Fuente: autores

#### 3.2. Intercomparación con el Laboratorio de Dosimetría del OIEA

En la tabla 8 se muestran los resultados de los coeficientes de calibración y su respectiva incertidumbre para la cámara de transferencia obtenidos por el OIEA y el LSCD, el valor del estadígrafo y la incertidumbre

Tabla 8. Resultados de la intercomparación con el OIEA

Participante	$N_{\text{trans}}(\mu\text{Gy/nC})$	Incertidumbre ( $\mu\text{Gy/nC}$ ) $k = 2$	$R$	$U_r$ (%)
OIEA	(37,769)	0,30	1,003	2,9
LSCD	(37,865)	1,06		

$U_r$  (%) es la incertidumbre expandida ( $k = 2$ ) de la intercomparación.

Fuente: autores

Los resultados obtenidos en los ejercicios de intercomparación permitieron confirmar metrológicamente la metodología de calibración normalizada que es implementada en el LSCD, lo cual hace confiables las actividades de prestación de servicio a los usuarios y contribuye a brindar una trazabilidad fiable al realizar las mediciones de radiación ionizante. Dado que en las pruebas realizadas el valor de  $E_n$  se encuentra en los rangos satisfactorios, los resultados del ejercicio realizado en el CPHR también se consideran, en general, satisfactorios. De esta manera el LSCD ha demostrado que la prestación de servicio de calibración, en términos de magnitudes operacionales establecidas por la Comisión Interna-

cional de Unidades Radiológicas, se encuentra en los límites aceptables, ya que el valor del estadígrafo  $R$  se encuentra en el rango de  $0,97 \leq R \leq 1,03$ . Esto significa que se han logrado mantener las capacidades de medición de radiación ionizante.

Finalmente, los procesos de intercomparación adelantados por el LSCD y los resultados obtenidos constituyen un incentivo para el grupo de trabajo, cuyo propósito es seguir participando en dichos procesos para lograr una mayor confiabilidad y desarrollar nuevas metodologías de calibración.

#### Referencias

- [1] International Atomic Energy Agency, Technical Protocol of the Radiation Protection Comparison.
- [2] Requisitos generales para la competencia de los laboratorios de ensayo y de calibración. ISO 17025.2005. [En línea]. Disponible en <https://www.iso.org/obp/ui/#iso:std:iso-iec:17025:ed-2:v1:es>
- [3] Carta de la Red de Laboratorios Secundarios de Calibración Dosimétrica (SSDL), 2.<sup>a</sup> ed., Viena: Organismo Internacional de Energía Atómica, 2018.
- [4] Appendix of the IAEA Calibration Certificate: Calibration of Reference Dosimeters for Diagnostic Radiology at the IAEA Dosimetry Laboratory. [En línea]. Disponible en [http://www-naweb.iaea.org/nahu/dmrp/documents/DOLP\\_011\\_Appendix\\_3B.pdf](http://www-naweb.iaea.org/nahu/dmrp/documents/DOLP_011_Appendix_3B.pdf)
- [5] X and Gamma Reference Radiation for Calibrating Dosemeters and Doserate Meters and for Determining their Response as a Function of Photon Energy, Ginebra: ISO 4037, 2004.
- [6] International Atomic Energy Agency, "Calibration of Radiation Protection Monitoring Instruments", IAEA Safety Reports Series, n.º 16, Viena: IAEA, 2000.
- [7] Norma cubana, "Evaluación de la conformidad: requisitos generales para los ensayos de aptitud", La Habana: NC-ISO/IEC 17043, 2011.
- [8] G. Walwyn-Salas, L. Czap, I. Gomola, J. A. Tamayo-García, "Testing the Performance of Dosimetry Measurement Standards for Calibrating Area and Personnel Dosimeters", *Journal of Instrumentation*, vol. 11, n.º 7, P07005-P07005, 2016.

# Evaluación de seguridad radiológica para el transporte terrestre de fuentes categoría 1 ( $^{60}\text{Co}$ ) en virtud de arreglo especial aplicando el método de matriz de riesgo

## ***Application of the risk matrix method for the terrestrial transportation of sources category 1 ( $^{60}\text{Co}$ ) under special arrangement***

Yasmín Rosas<sup>1</sup>, José Agustín Daza<sup>1</sup>

**Citación:** Y. Rosas y J. A. Daza, “Evaluación de seguridad radiológica para el transporte terrestre de fuentes categoría 1 ( $^{60}\text{Co}$ ) en virtud de arreglo especial aplicando el método de matriz de riesgo”, *Revista de Investigaciones y Aplicaciones Nucleares* n.º 2, pp. 62-74, 2018.

**Recibido:** 18 de julio de 2018

**Aceptado:** 3 de diciembre de 2018

**Publicado en línea:** 17 de diciembre de 2018

**Doi:** 10.32685/2590-7468/invapnu-clear.2.2018.53

### **RESUMEN**

El transporte de material radiactivo es una de las prácticas más seguras gracias a la regulación y a las medidas de seguridad y protección radiológica aplicadas. Tal como ocurre en otras prácticas implementadas cuando hay radiaciones ionizantes, también requiere la verificación de los requisitos de seguridad; por eso es determinante una adecuada evaluación de seguridad. En las evaluaciones de seguridad se aplican diferentes metodologías, como, por ejemplo, el método de matriz de riesgo, usado en radioterapia, radiología industrial, medicina nuclear, perfilaje, y por primera vez en el transporte de material radiactivo.

En el marco de la consolidación de desechos radiactivos de alta peligrosidad, en Colombia se identificó la necesidad de confinar las fuentes categoría 1 de  $^{60}\text{Co}$ , catalogadas como extremadamente peligrosas, usadas en radioterapia, que deben ser reexportadas o trasladadas para su disposición final. Por las características de las fuentes y el tiempo transcurrido para su gestión, y en virtud de un arreglo especial, se requiere transportarlas en bultos con un nivel total de seguridad, un adecuado control operacional y algunas medidas adicionales.

Teniendo en cuenta la peligrosidad de las fuentes y las características del transporte, era necesario aplicar el método de matriz de riesgo para evaluar la seguridad del transporte terrestre, prestando especial atención a la defensa en profundidad, los análisis cuantitativos y la aplicación de un enfoque diferenciado para el transporte de fuentes de  $^{60}\text{Co}$  categoría 1.

La evaluación de seguridad concluyó que, en cualquier caso, como producto de la ocurrencia de sucesos iniciadores, las consecuencias son altas; sin embargo, la robustez de las barreras de seguridad, los reductores de consecuencia y los reductores de frecuencia mantienen la práctica en riesgos bajos.

---

**Palabras clave:** Riesgo, seguridad, protección, accidente, material radiactivo.

---

<sup>1</sup> Importrans Radiactivos Ltda. Cota (Colombia)  
Email de correspondencia: yrosasm@unal.edu.co

**ABSTRACT**

The transport of radioactive material is one of the safest practices thanks to the regulation and to the security measures and radiological protection applied. Like other practices with ionizing radiation, it also requires the verification of safety requirements, which is why an adequate safety assessment is crucial. In the safety evaluations, different methodologies are applied, such as the risk matrix method; the latter is used in radiotherapy, industrial radiology, nuclear medicine, logging, and for the first time for the transport of radioactive material.

In the framework of the consolidation of high dangerous radioactive waste, in Colombia, the need was identified to confine category 1 sources of  $^{60}\text{Co}$  categorized as extremely dangerous, used in radiotherapy, which must be re-exported or transferred for final disposal. Due to the characteristics of the sources and the time elapsed for their management, the transport in packages is required by virtue of a special arrangement, packages with a total level of security, adequate operational control and some additional measures.

Taking into account the dangerous nature of the sources and characteristics for transport, it was necessary to apply the risk matrix method to obtain the assessment of safety for land transport, paying special attention to defense in depth, quantitative analysis and the application of a differentiated approach for the transport of  $^{60}\text{Co}$  category 1 sources.

The safety assessment concluded that, in any of the cases, as a result of the occurrence of initiating events, the consequences are high, however, the robustness of the safety barriers, the consequence reducers and the frequency reducers maintain the practice at low risks

**Keywords:** Risk, safety, protection, accident, radioactive material.

**1. INTRODUCCIÓN**

**E**l uso excesivo de materiales radiactivos en todo el mundo hace que estos materiales se transfieran del lugar de utilización a la locación del usuario final, o para disposición final, en el caso de las fuentes que ya no van a ser usadas. La cantidad de material que se transporta depende del consumo, y va desde cantidades pequeñas hasta cantidades muy grandes. El transporte es la principal forma en que los materiales radiactivos se transfieren a las instalaciones autorizadas para su uso o la respectiva disposición final. En general, las personas no son conscientes del peligro que representa mover estos elementos peligrosos de un lugar a otro; por lo tanto, se requieren programas de protección radiológica para garantizar que las personas no se vean afectadas durante el transporte de estos materiales [1]. Para transportar material radiactivo es indispensable establecer una serie de medidas de protección y seguridad. Así, deben ser transportados bajo características particulares en contenedores elegidos teniendo en cuenta la forma, cantidad, tipo de material y actividad del radioisótopo. Los contenedores están hechos con plomo, tungsteno u otro material denso que permita atenuar la radi-

ación que producen las fuentes, deben cumplir con una serie de requisitos que asegure tolerancia a algunas situaciones accidentales según el tipo de transporte. Según el Reglamento de transporte del OIEA se denomina bultos al contenedor con el material radiactivo [2], [3].

Se estima que durante medio siglo se han transportado más de 800 millones de curios (Ci) de  $^{60}\text{Co}$  de forma segura en más de cincuenta países en el mundo. La base de datos de incidentes radiológicos (Database of Radiological Incidents and Related Events) reporta una serie de eventos que incluyen los accidentes o incidentes importantes. No es una lista completa, ni tampoco es un muestreo uniforme. En particular, se sabe que es incompleta en relación con accidentes médicos e industriales que implican lesiones menores, pero sirve como referente [4].

El transporte de material radiactivo es una de las prácticas más seguras gracias a la regulación y a las medidas aplicadas. Es importante resaltar la responsabilidad de cada país y la cooperación internacional, que promueven y mejoran la seguridad a escala mundial al intercambiar experiencias y mejorar los procedimientos para disminuir los peligros, prevenir accidentes y responder a emergencias.

Las normas internacionales de seguridad brindan apoyo a los Estados para cumplir con sus obligaciones en virtud de los principios generales del derecho internacional, como los relativos a la protección del medio ambiente [3], [1].

El cumplimiento de los requisitos de seguridad en todas las instalaciones y la determinación de las medidas adoptadas para fortalecer la seguridad se consigna en las evaluaciones de seguridad que deben ser documentadas en las instalaciones según la práctica con radiaciones ionizantes. Aquí queda incluido el transporte de material radiactivo. Las evaluaciones de seguridad deben ser verificadas por la autoridad reguladora como parte del proceso de autorización [5], [6].

En Colombia, la Resolución 90874 de 2014 del Ministerio de Minas y Energía, "Requisito y procedimientos para la expedición de autorizaciones para el empleo fuentes radiactivas y de las inspecciones de las instalaciones radiactivas", establece la evaluación de seguridad como uno de los documentos requeridos e indispensables para la autorización de la práctica [7].

Uno de los métodos usados para evaluar la seguridad es el método de matriz de riesgo, que ha sido utilizado en distintas áreas, como radiología industrial, radioterapia y perfilaje de pozos, entre otras, debido a su fácil aplicación. Ha sido utilizado también como técnica de mitigación de riesgos en instalaciones de equipos que generan radiaciones ionizantes, como tomógrafos por emisión de positrones (PET), con el fin de garantizar una adecuada exposición [8], [9], [10], [11]. Sin embargo, no suele aplicárselo en casos de transporte de material radiactivo, en condiciones en que se tengan en cuenta todas las variables, lo cual incluye el método de matriz de riesgo.

Este artículo explica la aplicación del método de matriz de riesgo para obtener la evaluación de seguridad en el transporte de fuentes categoría 1 de cobalto 60 ( $^{60}\text{Co}$ ), en arreglo especial, que se encuentran en desuso en instalaciones médicas y que fueron usadas en radioterapia, por arreglo especial *se entenderá aquellas disposiciones, aprobadas por la autoridad competente, en virtud de las cuales podrá ser transportada una remesa que no satisfaga todos los requisitos aplicables al transporte de material radiactivo* [11]

El cobalto 60 ( $^{60}\text{Co}$ ) es un isótopo artificial del cobalto, tiene una vida media de 5,27 años, se produce por activación de neutrones del isótopo  $^{59}\text{Co}$ . El  $^{60}\text{Co}$  decae por la

desintegración beta de los isótopos estables de níquel-60. El núcleo de níquel activado emite dos rayos gamma con energías de 1,17 y 1,33 MeV [12]. Tiene varios usos; sin embargo, su principal aplicación es exclusivamente a teleterapia. La actividad de una fuente nueva puede tener hasta 540 TBq. Debido a esto se puede categorizar en extremadamente peligrosa (categoría 1) [2], [13], [14].

Por su alta energía y actividad típicamente alta, las fuentes son potencialmente peligrosas. Incluso una exposición breve a este tipo de fuentes puede causar una dosis letal de radiación.

Solo pueden manipular las fuentes operadores especializados y capacitados, que tengan experiencia con la fuente y el dispositivo en que está montada. Se requiere equipo blindado especializado.

Las fuentes están doblemente encapsuladas en acero inoxidable, y contienen pastillas de cobalto que han sido tratadas en un reactor nuclear para producir el radioisótopo  $^{60}\text{Co}$ . Se fabrican en dos o tres tamaños normalizados y pueden montarse en espaciadores de tungsteno dentro del cabezal de teleterapia [2], [13], [14].

Estas fuentes fueron empleadas para la terapia del cáncer mediante la proyección de un haz de radiación de alta energía centrado en el tumor. La fuente radiactiva se encuentra asegurada en la caja fuertemente blindada situada al final del brazo giratorio. El haz de radiación de la fuente queda al descubierto cuando se abre la ventana durante el uso. La caja blindada puede desmontarse del brazo giratorio y transportarse a un lugar especializado para la sustitución de la fuente agotada, o la transferencia de la fuente. Esta operación puede efectuarse en el lugar, utilizando un contenedor de transporte especial para entregar e instalar la nueva fuente y extraer la fuente agotada en una sola operación [2].

Hace algunos años, muchas instalaciones autorizadas para la práctica de teleterapia cesaron actividades por una modernización o cambio de tecnología, y se dejaron las fuentes en los equipos. Estas fuentes se deben reexportar o, si esto no es posible, se deben almacenar bajo control institucional. El almacenamiento debe efectuarse en instalaciones autorizadas para la gestión de fuentes en desuso. En Colombia se realiza en las instalaciones del ente regulador, previa coordinación entre las partes, y una vez se garantice el adecuado transporte del material radiactivo [5], [15].

Aunque las cifras exactas de las fuentes en desuso que en Colombia requieren esa disposición no son de conocimiento público, una de las estrategias del ente regulador es la consolidación de desechos radiactivos generados en el país, específicamente los desechos radiactivos de alta peligrosidad [16].

Debido al tiempo que ha transcurrido desde su ingreso al país y la fecha de su posible disposición final, las fuentes deben ser movidas bajo algunas condiciones poco convencionales en el transporte de material radiactivo. La mayoría de las fuentes que no pueden retornar a su lugar de origen o proveedor son trasladadas en bultos en virtud de un arreglo especial, es decir, bajo las siguientes condiciones:

- » Nivel total de seguridad resultante, control operacional adicional que se asemeja a las disposiciones establecidas para el transporte de material radiactivo. Los bultos, en virtud de arreglo especial, deben ser aprobados por todas las autoridades competentes del caso [3].
- » Este tipo de bulto da flexibilidad a los remitentes para proponer medidas de seguridad alternativas, que sean efectivamente equivalentes a las estipuladas en el Reglamento de Transporte [3].

Teniendo en cuenta que se trata de fuentes *extremadamente peligrosas*, y por lo descrito anteriormente, resulta fundamental una adecuada evaluación de seguridad y verificar de manera particular la robustez de la seguridad, probabilidad de fallo de las defensas, gravedad de las consecuencias y aceptabilidad del riesgo, con el fin de garantizar un transporte terrestre seguro.

## 2. MATERIALES Y MÉTODOS

En el transporte existe una serie de defensas que consisten en barreras de seguridad (enclavamientos, alarmas o procedimientos) que pueden detectar problemas e impedir la ocurrencia de un suceso iniciador y el accidente asociado. Sin embargo, hay una determinada probabilidad ( $P$ ) de que esas barreras puedan fallar, en cuyo caso ocurriría el accidente, que se manifestaría en unas consecuencias determinadas ( $C$ ). La magnitud que caracteriza finalmente la secuencia accidental es el riesgo ( $R$ ), que es la función de las tres variables independientes (la frecuencia del suceso iniciador,

la probabilidad de fallo de las barreras y la gravedad de las consecuencias) [10].

El método consiste en subdividir las variables independientes de la ecuación del riesgo en cuatro niveles cualitativos (alto, medio, bajo, muy bajo). Con la realización de todas las combinaciones lógicas posibles se obtendrán cuatro niveles de riesgo (muy alto, alto, medio y bajo). Para aplicar el método es necesario establecer los criterios de asignación de los niveles de cada una de las variables de frecuencia del suceso iniciador, probabilidad de fallo, consecuencia y riesgo [11].

### 2.1. Criterio para elaborar el listado de sucesos iniciadores

Para el desarrollo del proceso se ha implementado el método *análisis del modo y efecto de fallas* (AMEF) [17], procedimiento que permite identificar las fallas en los procesos, así como evaluar y clasificar de manera objetiva sus efectos, causas y elementos de identificación, para de esta forma evitar la ocurrencia de fallas y tener un proceso documentado de prevención.

Se logró identificar dos tipos de peligros, o sucesos:

- » Sucesos que desencadenan o inician un accidente. Deben ser interceptados por las defensas preventivas para prevenir consecuencias indeseadas.
- » Sucesos que hacen fallar alguna de las medidas de seguridad existentes: degradan la calidad de dichas medidas, que se interponen a la evolución del suceso iniciador hacia un accidente [17].

En el análisis de riesgo conviene separar los sucesos iniciadores de los fallos de las defensas, para que la evaluación pueda centrarse en el análisis de las secuencias accidentales desencadenadas por sucesos iniciadores. Por otra parte, a menudo el volumen de detalle que se obtiene de la aplicación de la técnica de identificación de peligros es muy grande, y los sucesos iniciadores se agrupan para reducirlos a un número que resulte manejable, sin que se pierda ninguna información significativa.

### 2.2. Identificación de los sucesos iniciadores

El proceso comienza con la identificación de todos los modos de falla posibles, para obtener un árbol de fallas y eventos hasta llegar a las secuencias accidentales. Este análisis se

basa en la experiencia, la revisión y, aunque no se conocen datos específicos para el transporte de bultos en arreglo especial, se tomaron como referencia los datos suministrados en la operación de transporte de material radiactivo de bultos tipo A de una empresa privada que opera en Colombia y que realiza más de tres mil transportes al año [18]. Colombia no cuenta con bases de datos de acceso público para el reporte de incidentes, accidentes y gestión de fuentes en desuso.

A continuación, se enuncian algunos tipos de fallos detectados:

**Por error humano**

Deterioro del bulto:

- » Por mal manejo del bulto durante el cargue y descargue.
- » Por mal almacenamiento del bulto.

**Deshabilitación de alguna barrera o defensa**

- » No cerrar adecuadamente el vehículo, falla en la postura del precinto y candado.
- » No revisar o cambiar el dosímetro de lectura directa.
- » No activar la alarma del vehículo durante los posibles almacenamientos en tránsito.
- » No activar o desactivar el sistema de GPS del vehículo o la fuente.
- » Error en la señalización o delimitación del vehículo.

**Incidente durante el transporte**

- » Choque del vehículo.
- » Volcamiento del vehículo.

**Por fallo de equipos**

- » Falla mecánica del vehículo.
- » Falla eléctrica del vehículo.

**Por eventos externos**

- » Incendio.
- » Desastre natural.
- » Robo.

**2.2.1. Criterios para la asignación de frecuencia**

Para la asignación de frecuencia se tomaron como referencia las sugeridas en la aplicación del método de matriz de riesgo en radiografía industrial [10].

En el estudio de riesgos se asume que los sucesos iniciadores ocurren de forma aleatoria con una frecuencia poco constante. No se cuenta con antecedentes que muestren la ocurrencia de estos; por lo tanto, se realiza una valoración basándose en la factibilidad de los eventos [10].

Los niveles de frecuencia de los sucesos iniciadores se han clasificado desde muy bajos hasta muy altos del siguiente modo:

*Frecuencia alta ( $f_A$ ):* el suceso ocurre frecuentemente (en un 10% de las operaciones).

*Frecuencia media ( $f_M$ ):* el suceso ocurre ocasionalmente (en un 5% de las operaciones).

*Frecuencia baja ( $f_B$ ):* es poco usual o raro que ocurra el suceso iniciador, aunque se presupone que ha ocurrido (en un 1% de las operaciones).

*Frecuencia muy baja ( $f_{MB}$ ):* es muy raro que ocurra el suceso iniciador. No se tiene conocimiento de que haya ocurrido, pero se considera remotamente posible (en un 0,1% de las operaciones).

Para facilitar la asignación de niveles y reducir la subjetividad se utilizaron los criterios semicuantitativos, como probabilidad de ocurrencia por número de operaciones, partiendo del alcance esperado de quince operaciones anuales, aproximadamente [19].

**Tabla 1.** Criterios de asignación de los niveles de frecuencia

Frecuencia cualitativa		Probabilidad de ocurrencia (%)	Número de sucesos por año
Alta	$f_A$	10	Más de 2 por año, $F \geq 2$
Media	$f_M$	5	Entre 1 y 2 por año, $2 \leq F < 1$
Baja	$f_B$	1	Entre 1 por año y 1 en 10 años, $1 \leq F < 0,1$
Muy baja	$f_{MB}$	0,1	Menos de 1 en 10 años, $F < 0,1$

Fuente: autor

**2.2.2. Criterios para asignar los niveles de consecuencias**

Para asignar los niveles de consecuencias (C) se parte de que ya ha ocurrido el suceso iniciador y han fallado todas las barreras. Los sucesos iniciadores identificados pueden tener consecuencias en trabajadores y público. A continuación se muestran los criterios para asignar los niveles de las consecuencias.

*Muy altas* ( $C_{MA}$ ). Consideradas como catastróficas o muy graves, ocasionan muertes o daños limitantes en el trabajador. Se asume que la magnitud de error de dosis es superior al 25% respecto a las dosis permitidas (exposiciones potenciales).

*Altas o graves* ( $C_A$ ). Ocasionan la muerte o daños limitantes en el trabajador. De igual forma, se incluyen en este nivel las exposiciones que pueden afectar a otros trabajadores, cuyos errores de dosis están entre 10 y 25% respecto a las dosis permitidas.

*Medias* ( $C_M$ ). Clínicamente no ponen en riesgo la vida del trabajador. Son exposiciones que lo afectan en el desarrollo de alguna práctica que involucre las fuentes.

*Bajas* ( $C_B$ ). Disminución de la defensa en profundidad. Dicha consecuencia no presenta ninguna desviación en las dosis.

Los niveles de consecuencia fueron asignados teniendo en cuenta las dosis potenciales y normales.

**2.2.3. Criterios para la asignación de niveles de probabilidad de fallo al conjunto de barreras**

La probabilidad de fallo del conjunto de barreras está dada por el producto de la probabilidad de fallo de cada una de las barreras existentes ( $P = P_1 \cap P_2 \cap P_{3...} \cap P_n$ ), suponiendo que las barreras sean independientes y tengan igual probabilidad de fallo. Puesto que cada uno de los  $p_i$  es menor que la unidad, el producto, es decir, la probabilidad total, es tanto menor cuanto mayor sea el número de barreras. Por lo tanto, se pueden establecer los niveles decrecientes de  $P$  en función del número creciente de barreras directas, tal y como se muestran a continuación [11]:

- » *Alta* ( $P_A$ ): no hay ninguna barrera de seguridad
- » *Media* ( $P_M$ ): hay una o dos barreras de seguridad
- » *Baja* ( $P_B$ ): hay tres barreras de seguridad
- » *Muy Baja* ( $P_{MB}$ ): hay cuatro o más barreras de seguridad

**2.2.4. Asignación de niveles de riesgo**

Las secuencias para las cuales el nivel de riesgo resultante sea alto o muy alto serán analizadas en mayor profundidad, con el fin de adelantar el proceso de optimización y disminuir el riesgo hasta un nivel aceptable (riesgo medio o bajo).

En los estudios de riesgos se asume que los sucesos iniciadores ocurren de forma aleatoria en el tiempo, con una frecuencia constante (modelo Poisson). Los registros que incluyan la ocurrencia de estos accidentes pueden ser la aproximación más objetiva a su frecuencia [11].

$f_A$	$P_A$	$C_{MA}$	$R_{MA}$	$f_A$	$P_A$	$C_A$	$R_{MA}$	$f_A$	$P_A$	$C_M$	$R_A$	$f_A$	$P_A$	$C_B$	$R_M$
$f_M$	$P_A$	$C_{MA}$	$R_{MA}$	$f_M$	$P_A$	$C_A$	$R_A$	$f_M$	$P_A$	$C_M$	$R_A$	$f_M$	$P_A$	$C_B$	$R_M$
$f_B$	$P_A$	$C_{MA}$	$R_A$	$f_B$	$P_A$	$C_A$	$R_A$	$f_B$	$P_A$	$C_M$	$R_M$	$f_B$	$P_A$	$C_B$	$R_M$
$f_{MB}$	$P_A$	$C_{MA}$	$R_A$	$f_{MB}$	$P_A$	$C_A$	$R_A$	$f_{MB}$	$P_A$	$C_M$	$R_M$	$f_{MB}$	$P_A$	$C_B$	$R_M$
$f_A$	$P_M$	$C_{MA}$	$R_{MA}$	$f_A$	$P_M$	$C_A$	$R_A$	$f_A$	$P_M$	$C_M$	$R_A$	$f_A$	$P_M$	$C_B$	$R_M$
$f_M$	$P_M$	$C_{MA}$	$R_A$	$f_M$	$P_M$	$C_A$	$R_A$	$f_M$	$P_M$	$C_M$	$R_M$	$f_M$	$P_M$	$C_B$	$R_M$
$f_B$	$P_M$	$C_{MA}$	$R_A$	$f_B$	$P_M$	$C_A$	$R_A$	$f_B$	$P_M$	$C_M$	$R_M$	$f_B$	$P_M$	$C_B$	$R_B$
$f_{MB}$	$P_M$	$C_{MA}$	$R_A$	$f_{MB}$	$P_M$	$C_A$	$R_M$	$f_{MB}$	$P_M$	$C_M$	$R_M$	$f_{MB}$	$P_M$	$C_B$	$R_B$
$f_A$	$P_B$	$C_{MA}$	$R_A$	$f_A$	$P_B$	$C_A$	$R_A$	$f_A$	$P_B$	$C_M$	$R_M$	$f_A$	$P_B$	$C_B$	$R_B$
$f_M$	$P_B$	$C_{MA}$	$R_A$	$f_M$	$P_B$	$C_A$	$R_A$	$f_M$	$P_B$	$C_M$	$R_M$	$f_M$	$P_B$	$C_B$	$R_B$
$f_B$	$P_B$	$C_{MA}$	$R_M$	$f_B$	$P_B$	$C_A$	$R_M$	$f_B$	$P_B$	$C_M$	$R_B$	$f_B$	$P_B$	$C_B$	$R_B$
$f_{MB}$	$P_B$	$C_{MA}$	$R_M$	$f_{MB}$	$P_B$	$C_A$	$R_M$	$f_{MB}$	$P_B$	$C_M$	$R_B$	$f_{MB}$	$P_B$	$C_B$	$R_B$
$f_A$	$P_{MB}$	$C_{MA}$	$R_A$	$f_A$	$P_{MB}$	$C_A$	$R_M$	$f_A$	$P_{MB}$	$C_M$	$R_M$	$f_A$	$P_{MB}$	$C_B$	$R_B$
$f_M$	$P_{MB}$	$C_{MA}$	$R_M$	$f_M$	$P_{MB}$	$C_A$	$R_M$	$f_M$	$P_{MB}$	$C_M$	$R_M$	$f_M$	$P_{MB}$	$C_B$	$R_B$
$f_B$	$P_{MB}$	$C_{MA}$	$R_M$	$f_B$	$P_{MB}$	$C_A$	$R_B$	$f_B$	$P_{MB}$	$C_M$	$R_B$	$f_B$	$P_{MB}$	$C_B$	$R_B$
$f_{MB}$	$P_{MB}$	$C_{MA}$	$R_M$	$f_{MB}$	$P_{MB}$	$C_A$	$R_B$	$f_{MB}$	$P_{MB}$	$C_M$	$R_B$	$f_{MB}$	$P_{MB}$	$C_B$	$R_B$

Figura 1. Matriz de riesgo.

Fuente: [10]

Teniendo en cuenta ese enfoque conservador, y de requerirse, se realiza el segundo filtrado, o *segundo cribado*, que tiene dos objetivos básicos: 1) hacer una evaluación más profunda de las secuencias evaluadas con riesgos inaceptables, y 2) proponer medidas para reducir el riesgo en cada caso.

Es preciso puntualizar que esta metodología facilita la clasificación de las secuencias accidentales en niveles de riesgo, pero no proporciona valores de riesgo. Esto significa que el hecho de que dos secuencias accidentales converjan en un mismo intervalo de riesgo no quiere decir que sean de igual riesgo [20].

### 2.2.5. Aceptabilidad del riesgo

La primera prioridad se asigna a la adopción de medidas adicionales para aquellas secuencias accidentales cuyo riesgo resulta ser *muy alto* y *alto*. La segunda prioridad la tiene el análisis de los sucesos cuyo nivel de riesgo sea *medio*, en especial los de consecuencias *altas* y *muy altas*, lo cual representa una mejora continua, parte de un proceso de optimización, y conduce la seguridad a un grado mayor que el estrictamente imprescindible.

Tabla 2. Criterios de aceptabilidad del riesgo [11]

Intervalo de riesgo	Tolerabilidad del riesgo	Acciones
$R_{MA}$	Inaceptable	Es preciso paralizar la práctica y tomar las medidas necesarias para reducir el riesgo antes del reinicio de los trabajos
$R_A$	Inaceptable si las consecuencias son altas o muy altas	Se requiere adoptar medidas inmediatas para reducir el riesgo, o tendrá que paralizarse la práctica
	Inaceptable, tolerable temporalmente bajo determinadas condiciones si las consecuencias son medias	Se requieren medidas para reducir el riesgo en un plazo apropiado de tiempo
$R_M$	Tolerable según análisis costo/beneficio	Deben introducirse mejoras o medidas que reduzcan el riesgo al nivel más bajo posible, considerando criterios de costo/beneficio
$R_B$	Despreciable	No se requerirán acciones o medidas adicionales de seguridad

Fuente: autor

### 2.2.6. Criterios para evaluar la robustez del conjunto de barreras

En la tabla 3 se muestra el procedimiento, que incluye factores que permiten evaluar la robustez del conjunto de

barreras. Estos criterios de robustez de las barreras permiten determinar si el conjunto de barreras es suficientemente robusto.

Tabla 3. Criterios para evaluar la robustez del conjunto de barreras [10]

N.º	Tipo de barrera	Robustez expresada en puntos
1	Barreras tipo 1: enclavamiento o bloqueos	32
2	Barreras tipo 2: alarmas	16
3	Barrera tipo 3: procedimiento ejecutado por los trabajadores ocupacionalmente expuestos	8
4	Barrera tipo 4: procedimientos ejecutados por trabajadores y público en general	4

Fuente: autor

### 2.2.7. Reductores de frecuencia

La importancia de los reductores de frecuencia es muy significativa cuando la frecuencia asignada a los sucesos iniciadores es de  $f_A, f_M, o f_B$ , ya que la existencia de al menos tres de estos reductores podría sugerir la probabilidad de clasificar la frecuencia en un nivel inferior al inicialmente asignado según la metodología. En caso de que la frecuencia asignada

fuera  $f_{MB}$ , no sería eficaz utilizar reductores de frecuencia, ya que este es el menor nivel de frecuencia contemplado en la metodología [20].

### 2.2.8. Reductores de consecuencias

La importancia de los reductores de consecuencias es muy significativa cuando la consecuencia de los sucesos inicia-

dores es  $C_A$  o  $C_{MA}$ . Sin embargo, en estos casos la robustez no puede medirse únicamente por el número de reductores existentes, ya que puede ocurrir que estos actúen cuando ya las consecuencias postuladas se han manifestado.

Por lo tanto, más importante que el número de reductores de consecuencias es la eficacia de un determinado reductor al actuar en una secuencia accidental concreta [10].

### 2.2.9. Secuencia accidental

El objetivo es desarrollar un modelo que relacione la ocurrencia de un evento iniciante, la respuesta de la instalación para este evento y el espectro de resultados y estados posibles. Es decir que el modelado de secuencias accidentales se obtiene teniendo en cuenta la evolución de los sistemas de seguridad de la instalación ante la ocurrencia de un evento iniciante [21].

El análisis de las secuencias accidentales puede realizarse utilizando métodos tabulares o gráficos:

- » Los métodos tabulares analizan el escenario que se produce cuando han fallado todas las barreras de seguridad asociadas a un suceso iniciador.
- » Las secuencias accidentales también pueden ser descritas gráficamente utilizando árboles de sucesos, árboles de fallo o diagramas de barreras (*bow tie*) [22].

Uno de los métodos más conocidos para modelar las secuencias accidentales es el análisis por medio de un *árbol de eventos*. Este es un modelo gráfico inductivo que permite representar la respuesta de la instalación ante un evento iniciante, y por lo tanto, delinear las secuencias de accidentes, dado el éxito o el fracaso de los sistemas de seguridad requeridos y de los operadores que llevan a cabo funciones de seguridad [21].

Para el desarrollo de las secuencias accidentales se usó un árbol de eventos y fallos. Debido a la cantidad de información, solo se indicará una secuencia a manera de ejemplo.

## 3. RESULTADOS

El cribado se efectuó en dos fases, como lo sugiere el método. En la primera se tuvo en cuenta la cantidad de medidas de seguridad, se clasificaron los sucesos y se asignó un riesgo provisional; en la segunda fase se verificó la calidad y robustez, con el fin reducir el nivel de riesgo o determinar si se requerían medidas provisionales.

### 3.1. Primer cribado

El método de matriz de riesgo se aplicó para obtener una evaluación de seguridad en el transporte de fuentes de cobalto-60 ( $^{60}\text{Co}$ ) categoría 1, en bultos, en virtud de arreglo especial.

Teniendo en cuenta la escasa información sobre el transporte de material radiactivo de las características descritas, y de manera particular sobre los bultos, en virtud de un arreglo especial, se identificó una serie de sucesos iniciadores hipotéticos basándose en la experiencia en transporte terrestre y teniendo en cuenta los factores externos en Colombia [18]. De esta manera se plantearon nueve sucesos iniciadores, entre los que se incluyen alteraciones de orden público.

La tabla 4 presenta los posibles sucesos iniciadores, el nivel de consecuencia asignado obtenido a partir de los criterios descritos y el efecto sobre los trabajadores ocupacionalmente expuestos (TOE), definidos como personas y miembros del público (PUB), este último definido como cualquier individuo de la población [15].

Las consecuencias descritas solo se darán de presentarse la secuencia accidental, en la que fallan todas las barreras y se ve vulnerada en profundidad la defensa de las instalaciones. En otras palabras, estas consecuencias solo se presentarán si no se detectan los fallos.

Se describieron veintiuna barreras de seguridad para el transporte, agrupadas en los siguientes tipos: dos enclavamientos, diez alarmas, y nueve barreras asociadas a los procedimientos. Algunas de ellas son: dispositivos para seguimiento satelital de la fuente y el vehículo, escolta especializada en carga crítica, cintas de amarre certificadas, alarmas que se activen durante el desplazamiento, autorización para el arreglo especial por el ente regulador, procedimientos y documentos.

Se plantearon nueve reductores de frecuencia para el transporte, que incluyeron las alarmas de los monitores usados en la operación, mantenimientos preventivos de vehículos y detectores de radiación, límites de velocidad, sistemas de amarre para el anclaje del bulto certificados y capacitaciones.

Se establecieron seis reductores de consecuencia, que incluyen el apagado remoto del vehículo ante una emergencia, las tarjetas de emergencia del  $^{60}\text{Co}$ , criterios de aceptación del bulto, prueba de fugas y procedimiento para atención de emergencias.

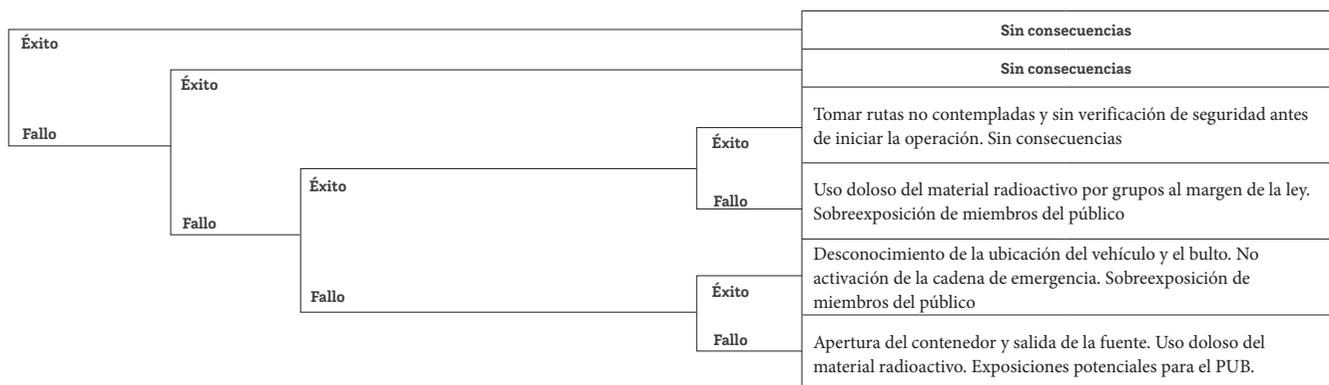
En caso de que ocurran los sucesos y se desencadene un accidente, se estiman consecuencias altas. La figura 2 muestra la secuencia accidental de uno de los sucesos iniciadores.

**Tabla 4.** Sucesos iniciadores de incidentes y el nivel de consecuencia asignado

S.I.	Descripción	Sobre	C
SI. 1	Deficiencia del blindaje del bulto en arreglo especial	TOE/PUB	A
SI. 2	Incorrecto anclaje del bulto en el vehículo	TOE	A
SI. 3	Cargue inadecuado de la fuente	TOE	A
SI. 4	Salida de la carretera, choque, volcamiento o incendio del vehículo.	TOE	A
SI. 5	Deterioro del bulto, fugas de material	TOE	A
SI. 6	Pérdida o robo de una fuente durante el transporte	PUB	A
SI. 7	Pérdida o robo de una fuente durante el almacenamiento en tránsito	PUB	A
SI. 8	Ataque de grupos al margen de la ley	PUB	A
SI. 9	Desastre natural como inundación, sismo o terremoto	TOE/PUB	A

Fuente: autor

Sucedor iniciador	Barreras			
Si: ataque de grupos al margen de la ley	Plan de transporte y acompañamiento (OPR)	Acompañamiento de escolta compañía y escolta para carga crítica	Sistema de GPS para el vehículo y para el bulto. Uso del botón de pánico	Uso de cadena y candado en el contenedor y candados para el vehículo



**Figura 2.** Secuencia accidental suceso 8. Ataque de grupos al margen de la ley.

Una vez aplicado el método en la primera fase, se obtuvo la matriz de riesgo como se muestra

**Tabla 5.** Matriz de riesgo. Muestra los nueve sistemas iniciadores, los efectos que tiene sobre el público, además de su frecuencia, probabilidad, consecuencia y riesgo final

S.I.	f	P	C	R
SI. 1	B	MB	A	B
SI. 2	B	MB	A	B
SI. 3	B	B	A	M
SI. 4	B	B	A	M
SI. 5	B	MB	A	B
SI. 6	B	B	A	M
SI. 7	B	B	A	M
SI. 8	B	B	MA	M
SI. 9	B	B	A	M

Fuente: autor

### 3.1.1. Frecuencia

A la fecha no se relacionan frecuencias de accidentes o incidentes asociados al transporte de <sup>60</sup>Co categoría 1 en arreglo especial; sin embargo, se estima que podría presentarse algún evento.

El número de eventos por año permitió estimar la frecuencia de ocurrencia. Debido a que no hay un registro de la ocurrencia de eventos que puedan desencadenar un suceso iniciador, se presupone que ha ocurrido en un 1% de las operaciones; no se asignaron frecuencias muy bajas para ser más conservadores.

### 3.1.2. Consecuencias

El análisis detallado de las posibles consecuencias producto de cada suceso iniciador discriminado en consecuencias para los trabajadores y público puso en evidencia que el

riesgo previsto, dada la peligrosidad de la fuente, desencadenaría consecuencias altas. De esas posibles consecuencias, el 56% podría afectar a trabajadores ocupacionalmente expuestos, y el 44% restante a miembros del público, como lo indica la figura 3.

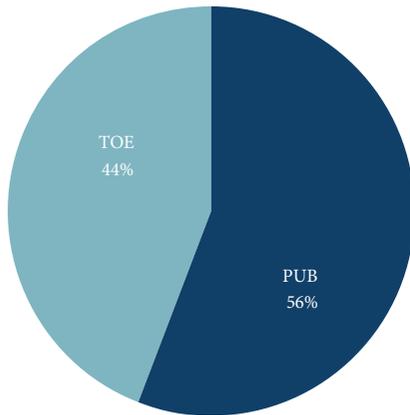


Figura 3. Consecuencia sobre TOE y PUB.

Fuente: autor

La ocurrencia de sucesos iniciadores relacionados con los tipos de fallas (fallo de equipo, error humano, evento externo) podría ocasionar consecuencias altas, con un posible incremento en las dosis recibidas por los miembros del público y trabajadores ocupacionalmente expuestos. Este resultado confirma la importancia de las estrictas medidas de protección y seguridad radiológica para el transporte seguro de <sup>60</sup>Co categoría 1, en virtud de arreglo especial.

### 3.1.3. Barreras y reductores de frecuencia y secuencia

El conjunto de barreras por suceso iniciador es muy significativo y robustece la seguridad de la operación. Se puede concluir que la adecuada planeación de la operación (barre-

ra, plan de transporte) y el acompañamiento por personal cualificado (acompañamiento OPR, escolta, etc.) es fundamental. Las barreras físicas también son importantes.

En cuanto a los reductores de consecuencias, se encontró que uno de los más importantes, debido a su participación en los sucesos iniciadores (cuatro de nueve), fue el procedimiento de emergencia e incidente, con 89%, y el uso de la tarjeta de seguridad. En cuanto a los reductores de frecuencia, se identificó una amplia participación del límite de velocidad, revisión del estado de las vías y estado del orden público en los lugares por donde se iba a transitar y capacitación del personal.

### 3.1.4. Riesgo

En la tabla 5 no se presentan situaciones en que el nivel de riesgo sea *muy alto* (MA) ni *alto* (A), debido a la robustez de las barreras de seguridad, la probabilidad de fallo conjunto, los reductores de frecuencia y consecuencias contemplados para la operación. Un 67% del total de los sucesos iniciadores presentó un riesgo *medio*, en su mayoría relacionado con problemas de orden público, es decir, asociados a sucesos externos a la operación; un 33% presentó nivel de riesgo *bajo*, asociado a procedimientos realizados por el remitente y el transportador, y a la aplicación de criterios de aceptación del bulto para el transporte.

### 3.1.5. Aceptabilidad del riesgo

Según la tabla 5, que indica el nivel de riesgo asignado a cada una de los sucesos iniciadores establecidos, y con el fin de determinar si se requieren medidas adicionales, se consideró la aceptabilidad del riesgo que se muestra en la tabla 6.

Tabla 6. Aceptabilidad del riesgo

S.I.	Riesgo	Tolerancia de riesgo	Acciones correctoras
SI. 3, SI. 4, SI. 6, SI. 7, SI. 8, SI. 9	M	Tolerable	Deben introducirse las mejoras o medidas que reduzcan el riesgo al nivel más bajo posible
SI. 1, SI. 2, SI. 5	B	Despreciable	No se requieren acciones o medidas adicionales de seguridad

Fuente: autor

En el método de matriz de riesgo se les da especial prioridad a los sucesos iniciadores que presentan riesgo alto y riesgo medio, con el fin de llevar al máximo la seguridad en

la práctica. Para reducir el riesgo, la metodología sugiere la aplicación de un segundo cribado.

### 3.2. Segundo cribado

Con el fin de reducir el riesgo, y teniendo presente la robustez del conjunto de barreras, reductores de frecuencia y consecuencia, se efectuó un segundo cribado.

Se revisaron los criterios sugeridos para la aplicación del método planteados en el documento “Aplicación del método de matriz de riesgo en radiológica industrial”, se verificó la robustez de la barreras de seguridad, de los reductores de frecuencia y consecuencia, lo que permitió reducir el riesgo a partir de la probabilidad, teniendo en cuenta lo siguiente:

“Se considera robusto el conjunto de barreras si  $P_1 \cap P_2 \cap P_3 > 64$  puntos. Ello permite reducir la probabilidad desde  $P_B$  hasta  $P_{MB}$ ” [10].

La tabla 7 muestra el número de barreras que interviene en cada suceso iniciador, la probabilidad de fallo conjunto de las barreras y riesgo en el primer y segundo cribado.

Tabla 7. Recategorización de la probabilidad de fallo conjunto de las barreras y su impacto en el riesgo

S.I.	Número de barreras	Primer cribado		Segundo cribado	
		P	R	P	R
SI. 1	7	MB	B	MB	B
SI. 2	5	MB	B	MB	B
SI. 3	5	B	M	MB	B
SI. 4	4	B	M	MB	B
SI. 5	8	MB	B	MB	B
SI. 6	9	B	M	MB	B
SI. 7	9	B	M	MB	B
SI. 8	10	B	M	MB	M
SI. 9	4	B	M	MB	B

Fuente: autor

Después de la recategorización de la probabilidad de fallo conjunto de las barreras se logró una reclasificación del riesgo en cinco de los sucesos que presentaban  $R_M$  a  $R_B$ , gracias a la robustez de las barreras.

La tabla 7 muestra una reducción de los niveles de riesgo de todos los sucesos que estaban en *medio*; sin embargo, por probabilidad de fallo no fue posible reducir el riesgo del suceso iniciador 8, “Ataque de grupo al margen de la ley”. La metodología sugiere reducir el nivel de consecuencia o frecuencia a partir de la robustez de los reductores de frecuencia y consecuencia. El suceso iniciador 8 tiene un reductor de frecuencia y cinco reductores de consecuencia, así que usamos los criterios para reducir las consecuencias.

La aplicación de estos factores de robustez de los reductores de consecuencia permite establecer criterios para discernir si el conjunto de estos reductores es suficientemente robusto [19].

Estos criterios pueden ser los siguientes:

Si la multiplicación de la robustez de los reductores de consecuencia es mayor que 64 puntos ( $R_1 * R_2 * R_3 \dots R_n > 64$ ), es posible reducir un nivel de consecuencia, por ejemplo, de  $C_{MA}$  pasa a  $C_A$  [19].

El suceso tiene relacionados dos reductores de consecuencia tipo alarma (botón de pánico y apagado remoto del vehículo) y tres elementos relacionados con el plan de emergencias (hojas de seguridad, respuesta de emergencia y cadena de llamada), lo que suma un puntaje mayor de 64. Esto permitió reducir el nivel de consecuencia de *muy alto* a *alto*. A pesar de que la matriz es conservadora, la reducción de la consecuencia del suceso 8 ayudó a reducir el nivel de riesgo de *medio* a *bajo*.

#### 3.2.1. Aceptabilidad del riesgo

Gracias a la robustez de las barreras y los reductores de consecuencia fue posible reducir el riesgo de los sucesos que se encontraban en riesgo medio a riesgo bajo, lo que indica que no se requieren acciones o medidas adicionales de seguridad, ya que su tolerancia de riesgo es *despreciable*.

## 4. CONCLUSIONES

La metodología de la matriz de riesgo se pudo aplicar de manera satisfactoria al transporte de bultos en arreglo especial, permitió un reconocimiento detenido de las barreras de seguridad y reductores de frecuencia y consecuencia necesario para la operación.

El uso de la matriz de riesgo resulta de gran utilidad para la evaluación previa a la operación de transporte, pues ayuda a identificar posibles modos de fallo a partir de sucesos iniciadores, y sobre esta base, facilita la proyección de medidas de seguridad necesarias para evitar su ocurrencia o minimizar sus consecuencias. Es por esto que puede ser una excelente herramienta para elaborar evaluaciones de seguridad para el transporte terrestre de material radiactivo.

Colombia es un país con graves problemas de seguridad y con dificultades de orden público. La aplicación del método de matriz de riesgo nos permitió evidenciar las fortale-

zas, las barreras y los reductores para el riesgo ante posibles eventos externos.

La sistematización de la aplicación del método de matriz de riesgo a partir de sucesos conocidos facilitaría el análisis para obtener evaluaciones de seguridad en el transporte terrestre de material radiactivo.

### Recomendaciones

Documentar los casos de transporte de material radiactivo realizados bajo los parámetros planteados en la evaluación de seguridad y evaluar la eficacia del método de matriz de riesgo aplicado en la práctica.

### Referencias

- [1] Organismo Internacional de Energía Atómica, "Transport of Radioactive Materials: The Need for Radiation Protection Programmes", *Packaging, Transport, Storage and Security of Radioactive Material*, vol. 15, n.º 1, 2004, pp. 65-69.
- [2] Organismo Internacional de Energía Atómica, *Identificación de fuentes y dispositivos*. Colección de Normas de Seguridad del OIEA, n.º 5, Viena: OIEA, 2009.
- [3] International Atomic Energy Agency, *Regulations for the safe Transport of Radioactive Material*, Viena, 2018.
- [4] W. R. Johnston, "Database of Radiological Incidents and Related Events", en. 2014. [En línea]. Disponible en <http://www.johnstonsarchive.net/nuclear/radevents/index.html> [Consultado en. 2014].
- [5] Organismo Internacional de Energía Atómica, *Seguridad de los generadores de radiación y de las fuentes radiactivas selladas*, Colección de Normas de Seguridad del OIEA, n.º RSG-1.10, Viena: OIEA, 2009.
- [6] Centro Nacional de Seguridad Nuclear, "Guía de evaluación de seguridad de prácticas y actividades asociadas al empleo de fuentes de radiaciones ionizantes", Resolución n.º 17/2012-CITMA, La Habana, 2012.
- [7] Ministerio de Minas y Energía, Resolución 90874 de 2014, "Requisitos y procedimientos para la expedición de autorizaciones para el empleo de fuentes radiactivas y de las inspecciones", Bogotá, 2014.
- [8] E. C. Calderon, "Análisis de seguridad radiológica de una instalación PET/CT mediante el empleo de la matriz de riesgo", *Nucleus*, n.º 62, 2017, pp. 38-42.
- [9] A. Alles, Y. Pérez y C. Duménigo, "Evaluación de la seguridad radiológica en el perfilaje de pozos", en *X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica*, Buenos Aires, 2015.
- [10] Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares (2016). *Aplicación del método de matriz de riesgo en radiología industrial*. [En línea]. Disponible en <http://www.foroiberam.org/documents/193375/84925c64-e67e-42e3-b650-d46a19e77c9f>
- [11] International Atomic Energy Agency, *Aplicación del método de la matriz de riesgo a la radioterapia*, Tecdoc-1685/S, Viena, 2012.
- [12] E. S. Agency, "Basic Information About the Estec Co-60 Facility", 2010. [En línea]. Disponible en <https://escies.org/webdocument/showArticle?id=251>. [Consultado nov. 2018].
- [13] Organismo Internacional de Energía Atómica, *Cantidades peligrosas de material radiactivo (valores D), EPR-D-Values*, Viena: OIEA, 2006.
- [14] Ministerio de Minas y Energía, Resolución 18-0052, "Sistema de categorización de las fuentes radiactivas", Bogotá, 2008.
- [15] Organismo Internacional de Energía Atómica, *Protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación: normas básicas internacionales de seguridad. Requisitos de seguridad generales*, parte 3, Viena: OIEA, 2016.
- [16] Servicio Geológico Colombiano, "Plan estratégico institucional, PEI 2015-2018. Política 1. Gestión misional y de gobierno", Bogotá, 2015.
- [17] Organismo Internacional de Energía Atómica, "Análisis probabilista de seguridad de tratamientos de radioterapia con acelerador lineal", documento técnico, 2012.
- [18] Importrans Radiactivos Ltda., página web. [En línea]. Disponible en <http://importransradiactivos.com/index.html>, 2018. [Consultado ago. 2018].
- [19] Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares (2016). *Aplicación del método de matriz en radiografía industrial*. [En línea]. Disponible en <http://www.foroiberam.org/documents/193375/84925c64-e67e-42e3-b650-d46a19e77c9f>
- [20] Organismo Internacional de Energía Atómica, *Aplicación del método de la matriz de riesgo a la radioterapia*, IAEA- Tecdoc-1685/S, Viena, 2012.

- [21] F. Alderete y C. Elechosa, “Análisis probabilístico de seguridad en plantas industriales de irradiación”, en *Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association)*, Acapulco, 2006.
- [22] Centro Nacional de Seguridad Nuclear, *Guía de evaluación de seguridad de prácticas y actividades al empleo de fuentes de radiaciones ionizantes*, La Habana, 2012.
- [23] Organismo Internacional de Energía Atómica, *Manual explicativo para la aplicación del reglamento del OIEA para el transporte seguro de materiales radiactivos Guía de seguridad*, Viena: OIEA, 2010.
- [24] Organismo Internacional de Energía Atómica, *Evaluación de la seguridad de las instalaciones y actividades*, Colección de Normas de Seguridad del OIEA, n.º GSR Part 4), Viena: OIEA, 2010.
- [25] Organismo Internacional de Energía Atómica, *Normas básicas internacionales de seguridad para la protección contra la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación*, Colección Seguridad, n.º 115, Viena: OIEA, 1997.
- [26] D. Delacroix, J. P. Guerre, P. Leblanc *et al.*, “Radionuclide and Radiation Protection Data Handbook”, *Radiation Protection Dosimetry*, vol. 98, n.º 1, 2002, Francia: Nuclear Technology Publishing, 2002.
- [27] Centro Nacional de Seguridad Nuclear, *Guía de evaluación de seguridad de prácticas y actividades al empleo de fuentes de radiaciones ionizantes*, La Habana, 2012.

# Implementación de la metodología para la determinación de isótopos estables $\delta^2\text{H}$ y $\delta^{18}\text{O}$ mediante espectroscopia Off Axis ICOS

## ***Implementation of the methodology for stable isotope $\delta^2\text{H}$ and $\delta^{18}\text{O}$ by Off Axis ICOS spectroscopy***

Andrés Felipe Porras<sup>1</sup>, Guillermo Abel Parrado<sup>1</sup>, Mary Luz Peña<sup>1</sup>

**Recibido:** 5 de julio de 2018

**Aceptado:** 26 de noviembre de 2018

**Publicado en línea:** 17 de diciembre de 2018

**Doi:** 10.32685/2590-7468/invapnu-clear.2.2018.50

**Citación:** A. F. Porras, G. A. Parrado y M. L. Peña, “Implementación de la metodología para la determinación de isótopos estables  $\delta^2\text{H}$  y  $\delta^{18}\text{O}$  mediante espectroscopia Off Axis ICOS”, *Revista de Investigaciones y Aplicaciones Nucleares* n.º 2, pp. 75-81, 2018.

### **RESUMEN**

En este trabajo se presentan los parámetros que deben evaluarse durante las actividades de validación en el Laboratorio de Análisis de Isótopos Estables en Agua para la determinación de las relaciones isotópicas  $\delta^2\text{H}$  y  $\delta^{18}\text{O}$ . Asimismo, se incluyen todas las actividades rutinarias, cálculo y análisis estadístico obtenido para relaciones isotópicas de  $\delta^2\text{H}$  entre 25,44 y  $-189,48$  mUr y para  $\delta^{18}\text{O}$  entre 2,63 y  $-24,78$  mUr, los cuales son estándares de agua internos de laboratorio.

### **ABSTRACT**

In this paper we present the parameters to assess during the validation activities in the Laboratory of Stable Isotope Analysis in Water, for the determination of the  $\delta^2\text{H}$  and  $\delta^{18}\text{O}$  isotope ratios. In the same way it includes all routine activities, calculation and statistical analysis obtained for isotopic ratios of  $\delta^2\text{H}$  between 25.44 and  $-189.48$  mUr and between 2.63 and  $-24.78$  mUr for  $\delta^{18}\text{O}$ , which are water internal standards from the laboratory.

---

**Palabras clave:** Agua, deuterio, oxígeno-18, isótopos estables.

---

**Keywords:** Water, deuterium, oxygen-18, stable isotopes.

---

<sup>1</sup>Servicio Geológico Colombiano, Dirección de Asuntos Nucleares  
Email de correspondencia: aporras@sgc.gov.co

## 1. INTRODUCCIÓN

Los átomos del mismo elemento con diferente número másico, debido a variaciones del número de neutrones en su núcleo, se denominan *isótopos*. En la naturaleza, cada elemento está compuesto por una mezcla de isótopos, que pueden ser estables o inestables (radiactivos). Cada vez son más las disciplinas científicas que se apoyan en las determinaciones de isótopos estables para caracterizar rutas físico-químicas o biológicas, reconocer orígenes y trazar flujos de materiales de origen natural o artificial, lo cual crea la necesidad de implementar técnicas y establecer laboratorios que permitan realizar dichas determinaciones.

El Laboratorio de Análisis de Isótopos Estables en Agua (LAIE), adscrito al Grupo de Investigaciones y Aplicaciones Nucleares y Geocronológicas (GIANG) del Servicio Geológico Colombiano (SGC) se estableció en la época del Intitutto de Asuntos Nucleares y se reabrió en 2010 con el objetivo de apoyar las determinaciones analíticas de los isótopos estables  $\delta^2\text{H}$  y  $\delta^{18}\text{O}$  en muestras de aguas provenientes de los proyectos institucionales de investigación y exploración de recursos geotérmicos, investigación y zonificación de movimientos en masa, investigación y monitoreo de amenazas volcánicas, e investigación en aguas subterráneas, entre otros.

El propósito de este artículo es presentar la metodología de validación de algunos de los parámetros analíticos para la determinación de  $\delta^2\text{H}$  y  $\delta^{18}\text{O}$  en muestras de aguas, en las que los isótopos estables son útiles para establecer líneas meteorológicas, el estudio del ciclo hidrológico asociado a los fenómenos naturales y sus dinámicas conexas.

La determinación de relaciones isotópicas se realiza mediante la técnica de espectroscopia Off Axis ICOS (*integrated cavity output spectroscopy*) de alta resolución de absorción con láser, que utiliza una cavidad óptica de alta finura como una celda de absorción. A diferencia de los arreglos convencionales (*multi-pass*), que normalmente se limitan a longitudes de trayectoria de menos de doscientos metros, la celda Off Axis ICOS actúa como una trampa de absorción efectiva de los fotones del láser, de modo que hace miles de pasos antes de salir de la celda. Como resultado, la longitud efectiva del camino óptico puede ser de varios miles de metros en los espejos de alta reflectividad, y por lo tanto la absorción de la luz medida después de que pasa a través de la cavidad óptica es significativamente mayor [1].

El equipo se compone de tres partes: el analizador de isótopos estables en agua marca LGR DLT-100, la bomba de vacío externa y el automuestreador LC PAL System, que operan simultánea y automáticamente al programarse una secuencia de análisis, que es ejecutada por el automuestreador con alta precisión.

La técnica realiza medidas de relación isotópica en  $\delta^2\text{H}$  y  $\delta^{18}\text{O}$ , que se definen de la siguiente forma:

$$\delta^2\text{H} = \frac{{}^2\text{H}/{}^1\text{H}_{\text{muestra}} - {}^2\text{H}/{}^1\text{H}_{\text{VSMOW}}}{{}^2\text{H}/{}^1\text{H}_{\text{VSMOW}}} \quad (1)$$

$$\delta^{18}\text{O} = \frac{{}^{18}\text{O}/{}^{16}\text{O}_{\text{muestra}} - {}^{18}\text{O}/{}^{16}\text{O}_{\text{VSMOW}}}{{}^{18}\text{O}/{}^{16}\text{O}_{\text{VSMOW}}}$$

EL término VSMOW significa “Vienna Standard Mean Ocean Water”, y es el agua estándar con el que se informan las composiciones isotópicas de hidrógeno y oxígeno.

Para estos elementos, el valor de  ${}^2\text{H}/{}^1\text{H}_{\text{VSMOW}}$  es axiomáticamente un valor conocido de  $(155,76 \pm 0,05) \times 10^{-6}$  y de  $(2005,2 \pm 0,45) \times 10^{-6}$  para el cociente  ${}^{18}\text{O}/{}^{16}\text{O}_{\text{VSMOW}}$  [2].

## 2. ANTECEDENTES

El Laboratorio de Isótopos Estables Líquidos nació en 1983, cuando el Instituto de Asuntos Nucleares (IAN) adquirió el equipo de espectrometría de masas Finnigan MAT, fabricado en 1981, que fue instalado en cooperación con el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) para realizar los análisis de  $\delta^2\text{H}$  y  $\delta^{18}\text{O}$  del grupo de hidrología del IAN. Con posterioridad a ello, y hasta la liquidación del Instituto, se mandaban las muestras para análisis de isótopos al Instituto de Radiohidrometría del Gesellschaft für Strahlenforschung, en Núremberg, República Federal de Alemania [3].

En 1997 la planta física del IAN pasó a ser parte del Instituto Colombiano de Geología y Minería (Ingeominas), siendo la el laboratorio de hidrología uno de los laboratorios prioritarios para su reapertura, y entre 1999 y 2006 fue atendido por varias misiones de expertos del OIEA, que hicieron actualizaciones del espectrómetro de masas e impartieron entrenamiento a los funcionarios adscritos a ese laboratorio.

En el 2010 se adquirió el equipo *Los Gatos Research* de segunda generación, de modelo DTL-100. Desde esa época hasta la actualidad se han analizado más de seis mil mues-

tras, provenientes casi en su totalidad de proyectos y servicios internos del Servicio Geológico Colombiano, con lo cual se ha logrado una mejor comprensión de los análisis de modelamientos en aguas de los diferentes grupos de trabajo que han interpretado los resultados.

El laboratorio ha adquirido muestras provenientes de proyectos de investigación de entidades de los órdenes territorial y nacional que necesitan estas determinaciones, como el Instituto de Hidrología, Meteorología y Estudios Ambientales (IDEAM) y corporaciones autónomas regionales.

### 3. DESCRIPCIÓN DE LA METODOLOGÍA

A continuación se muestran las etapas de la validación analítica para la determinación de isótopos estables en agua líquida:

#### 3.1. Implementación del método de ensayo analítico

Comprende la selección del método de ensayo, la revisión bibliográfica del marco teórico, etapa en la que se consideran las definiciones y los conceptos, y se formula la hipótesis de trabajo en términos analíticos.

#### 3.2. Validación propia del método de ensayo

Se selecciona el personal apto para realizar la validación y se relaciona la definición de los parámetros y la ejecución de las actividades asociadas.

#### 3.3. Procesamiento de los datos

En esta etapa se utilizan los fundamentos estadísticos tradicionales para establecer un manejo adecuado del conjunto de datos obtenidos (tipos de distribución, parámetros de tendencia central, intervalos de confianza, gráficos de control o pruebas de hipótesis, test de evaluación de valores atípicos, entre otros).

#### 3.4. Parámetros de desempeño

Se trata de la compilación de los resultados de los parámetros de validación y la evaluación de su desempeño.

## 4. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

Para el proceso de validación de la metodología se siguieron las directrices generales de la *Guía de validación de Eu-*

*rachem* [4] y se seleccionaron los siguientes parámetros de desempeño:

- » Especificidad/selectividad.
- » Linealidad.
- » Intervalo de trabajo.
- » Precisión.

Los parámetros de desempeño se evaluaron con respecto a tres aguas de referencia (W-31, W-34 y W-39), así como el kit de aguas de *Los Gatos Research* LGR1, LGR3 y LGR5. Estas aguas tienen composiciones diferentes y cubren un amplio intervalo de relaciones isotópicas. En total, se analizaron 54 muestras. A continuación se realizará una descripción de los parámetros estudiados para la validación de la técnica.

#### 4.1. Especificidad/selectividad

La técnica de análisis de isótopos estables en agua líquida es una metodología altamente selectiva y específica que emplea la espectroscopia Off Axis ICOS de alta resolución de absorción con láser. Esta técnica emplea materiales de referencia certificados, provenientes de patrones de agua internacionales específicos que únicamente permiten detectar y cuantificar la relación de los isótopos presentes en el agua, oxígeno  $\delta^2\text{H}$  y  $\delta^{18}\text{O}$ . Por esta razón, dicha técnica es selectiva de muestras de agua y específica para medir los isótopos y las relaciones isotópicas de los dos elementos que integran la molécula del agua: el hidrógeno y el oxígeno.

#### 4.2. Linealidad

Es la capacidad de dar una respuesta o resultados instrumentales proporcionales a la cantidad del analito que se busca determinar en la muestra, en un determinado intervalo. El rango lineal se determinó mediante la construcción de un gráfico de relación isotópica individual de  $\delta^{18}\text{O}$  vs.  $\delta^2\text{H}$ , conocida como *línea meteórica* [5].

El equipo analizador de isótopos estables requiere que para cada análisis de muestras se realice la lectura del set de materiales de referencia (en este caso, W-31, W-34 y W-39). El VSMOW se ha tomado a partir de diferentes puntos del agua de mar, por ser la masa más abundante e importante del ciclo hidrológico, y por tener la composición isotópica más enriquecida en deuterio y oxígeno 18 de origen natural.

Con base en los resultados de los análisis y los valores de los materiales de referencia se elabora la ecuación de calibración, se calculan los coeficientes de regresión lineal y se grafican las líneas de tendencia que representan el comportamiento del sistema lineal. Este parámetro se verifica en cada set de análisis o corrida analítica que se hace en el equipo.

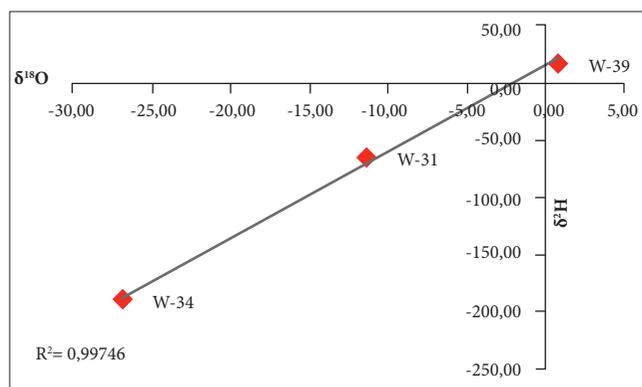


Figura 1. Estándares ubicados en la línea meteórica.

Fuente: autores

La condición para realizar el cálculo de cada una de las muestras es que el coeficiente de regresión lineal producido por los estándares sea lo más próximo a 1, y que dependiendo del número de muestras que vayan a analizarse se analicen los grupos de patrones suficientes para garantizar la linealidad en el desempeño del equipo.

Como se observa en la figura 1, la metodología cuantifica los resultados con base en ecuaciones lineales de coeficiente de correlación lineal cercano a 1, indicativo de alta linealidad entre los datos obtenidos.

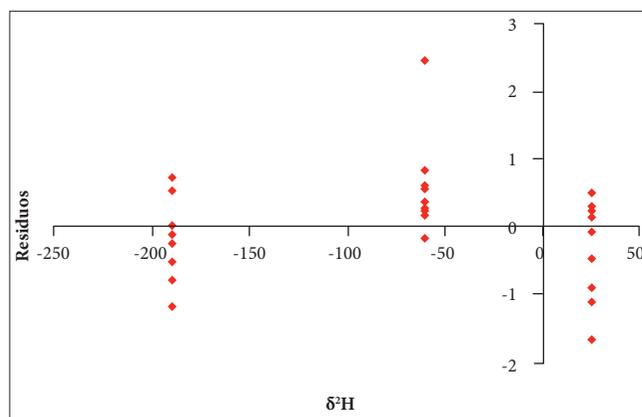


Figura 2. Gráfico de residuales para δ²H de la figura 1.

Fuente: autores

Un residual, en análisis de datos lineales, es la diferencia entre el valor observado y el valor estimado por la línea de regresión [4]. El residual puede ser considerado como el error aleatorio observado. También se acostumbra usar el residual estandarizado, que se obtiene al dividir el residual entre la desviación estándar del residual; dicho valor se denomina “valor *f*”. La figura 2 muestra el gráfico de residuales para los análisis de δ²H que hacen parte de la figura 1, la cual muestra comportamiento aleatorio entre el dato y la abscisa de la gráfica, lo cual asegura la linealidad de la metodología realizada.

En un análisis de varianza de una serie de datos, los valores *f* indican la linealidad del método, que pone de presente que, para valores altos de *f*, el sistema es lineal. Para δ²H se tiene un valor de 345 962, y para δ¹⁸O, de 225 901, lo que indica un comportamiento lineal de las dos relaciones isotópicas.

### 4.3 Intervalo de trabajo

El intervalo de trabajo incluye las relaciones isotópicas de los valores extremos evaluados por ésta metodología; para lo cual se establece el intervalo de trabajo como las relaciones isotópicas dadas por los estándares W-39 y W-34 como se muestra en la Tabla 1 donde se puede apreciar el amplio intervalo de valores tanto en δ²H como en δ¹⁸O.

El intervalo de trabajo abarca bastantes tipos de relaciones isotópicas, e incluso permite analizar muestras sintéticas con valores positivos de δ²H y de δ¹⁸O, así como valores muy negativos provenientes de grandes altitudes y zonas con latitudes continentales altas, y útiles para establecer por esta técnica la altitud a la que ocurre le recarga de las aguas subterráneas.

Tabla 1. Intervalo de trabajo de δ²H y δ¹⁸O

	δ²H	δ¹⁸O
Intervalo (‰ ó mUr)	+25,44	+3,63
	-189,48	-24,78

Fuente: autores

#### 4.4 Precisión

##### Repetibilidad

La repetibilidad estudia la variabilidad del método efectuando una serie de mediciones sobre la misma muestra bajo las mismas condiciones [4].

En esta primera etapa se muestra la estadística descriptiva (desviación estándar y porcentaje de coeficiente de variación) que se aplicó a los resultados en cada una de las muestras empleadas en la estandarización de la técnica. La precisión evalúa la dispersión del grupo de datos o qué tan cercanos están entre ellos mismos. En un análisis de catorce resultados se eliminaron cuatro inyecciones por efecto de la jeringa. Se evaluó principalmente el promedio con respecto al valor del material de referencia y la desviación estándar, que debe ser menor a la unidad. Se calculó el error que corresponde a la diferencia entre el valor esperado y cada uno de los resultados. Finalmente, los datos se compararon con un dato de incertidumbre proveniente de la literatura consultada. Adicional a los tres estándares analizados, se realizaron inyecciones de dos patrones de trabajo LGR1A y LGR4A.

Según las tablas 2 y 3, los porcentajes del coeficiente de variación (% CV) están en el intervalo de los criterios de aceptación del plan de validación, que menciona un % CV menor de 2.

Tabla 2. Valores de desviación estándar (S) y porcentaje de coeficiente de variación (% CV) de  $\delta^2\text{H}$  para dos analistas (tres estándares y dos muestras)

$\delta^2\text{H}$	Analista 1	Analista 2	Analista 1	Analista 2
	S		% CV	
W-31	1,05	0,95	1,59	1,44
W-34	0,80	0,54	0,42	0,28
W-39	0,74	0,76	3,85	4,13
LGR1A	0,79	0,71	0,50	0,45
LGR4A	0,43	0,75	0,70	1,21

Fuente: autores

Tabla 3. Valores de desviación estándar (S) y porcentaje de coeficiente de variación (% CV) de  $\delta^{18}\text{O}$  para dos analistas (tres estándares y dos muestras)

$\delta^{18}\text{O}$	Analista 1	Analista 2	Analista 1	Analista 2
	S		% CV	
W-31	0,06	0,05	0,57	0,41
W-34	0,07	0,04	0,27	0,13
W-39	0,04	0,06	5,40	3,11
LGR1A	0,10	0,06	0,48	0,04
LGR4A	0,04	0,04	0,35	0,44

Fuente: autores

En las tablas 2 y 3, los valores de S son muy cercanos a cero, lo cual indica poca dispersión de los datos; sin embargo, el criterio numérico de dispersión es el % CV, que cumple en todos los casos, excepto en el analista 2 con el estándar W-39, debido a que su valor de desviación estándar es bajo, pero también lo es el promedio de datos tenidos en cuenta para el cálculo del coeficiente de variación, lo cual le da un valor relativamente alto.

##### Precisión intermedia

El objetivo del estudio de precisión intermedia es determinar la variabilidad del método, para lo cual se efectúa una serie de análisis sobre la misma muestra usando el mismo procedimiento, pero en un intervalo de tiempo mayor, y en lo posible, realizado por diferentes analistas.

Para determinar la precisión intermedia se deben considerar aquellas circunstancias en las que se pretende desarrollar el método de ensayo. Se deben evaluar los efectos causados al variar factores tales como el operador, el equipo, el control de temperatura y humedad, las muestras de agua y la presión atmosférica, entre otros factores. No es necesario estudiar estos factores individualmente: es suficiente comprobar que la variabilidad aportada por el conjunto de factores esté dentro de los límites establecidos.

La evaluación de la precisión intermedia se realizó con dos analistas, en días distintos, que trabajaron con la misma muestra, LGR1A y LGR4A, como se muestra en las tablas 4 y 5.

Se determinaron los valores del promedio, la desviación estándar y el coeficiente de variación. Como criterio de aceptación, el CV no debe superar el valor estipulado por el CV de Horwitz, calculado por medio de la siguiente ecuación:

$$CV_{\text{Horwitz}} = 2^{(1-0,5 \cdot \log C)} \quad (2)$$

Donde

CV: coeficiente de variación

C: relación isotópica del analito que se quiere considerar (partes por mil ‰ o mUr).

En todos los valores estipulados, el coeficiente de variación está por debajo del coeficiente de Horwitz.

**Tabla 4.** Valores de porcentaje de coeficiente de variación de Horwitz y porcentaje de coeficiente de variación (% CV) de  $\delta^2\text{H}$

$\delta^2\text{H}$	Analista 1	Analista 2	Analista 1	Analista 2
	% CV Horwitz		% CV	
W-31	1,75	2,25	<b>1,60</b>	<b>2,05</b>
W-34	4,98	6,21	<b>4,34</b>	<b>5,27</b>
W-39	2,32	4,09	<b>2,19</b>	<b>3,98</b>
LGR1A	7,40	3,37	<b>6,52</b>	<b>2,44</b>
LGR4A	4,51	3,01	<b>2,43</b>	<b>1,93</b>

Fuente: autores

**Tabla 5.** Valores de porcentaje de coeficiente de variación de Horwitz y porcentaje de coeficiente de variación (% CV) de  $\delta^{18}\text{O}$

$\delta^{18}\text{O}$	Analista 1	Analista 2	Analista 1	Analista 2
	% CV Horwitz		% CV	
W-31	5,45	5,45	<b>4,17</b>	<b>4,14</b>
W-34	2,53	1,36	<b>1,99</b>	<b>1,34</b>
W-39	5,44	5,24	<b>4,46</b>	<b>4,5</b>
LGR1A	2,44	3,13	<b>2,05</b>	<b>0,23</b>
LGR4A	4,39	3,27	<b>3,83</b>	<b>2,59</b>

Fuente: autores

### Reproducibilidad

Comúnmente se expresa la reproducibilidad como el resultado de estudios entre laboratorios diseñados para estandarizar la metodología. Por ello, para evaluar este parámetro se realizó una comparación de los resultados obtenidos por el laboratorio con los reportados por el Organismo Internacional de Energía Atómica en el ejercicio de intercomparación “WICO-2016 International Water Isotope Intercomparison Test” [6].

Asimismo, la norma NTC-ISO/IEC 17043 pone a disposición los requisitos generales para ensayos de aptitud, y en su numeral 4.7.2 establece lo siguiente:

“4.7.2.1. El proveedor de ensayos de aptitud debe utilizar métodos de evaluación válidos que satisfagan el propósito del programa de ensayos de aptitud. Los métodos se deben documentar y deben incluir una descripción de las bases para la evaluación” [7]. Por esta razón, los ensayos de aptitud, admitidos como garantes de buena reproducibilidad de los laboratorios para generar análisis y comparar resultados entre técnicas o instrumentos, permiten reconocer el WICO-2016 como un referente de ensayo de reproducibilidad para la validación de la metodología de este estudio.

En el ejercicio WICO-2016 se analizaron cinco muestras de agua por diferentes laboratorios a nivel mundial y mediante diferentes técnicas, como espectroscopia láser Off-Axis ICOS y espectrometría de masas. Los resultados de la evaluación de este parámetro se muestran en las tablas 6 y 7.

**Tabla 6.** Resultados en  $\delta^{18}\text{O}$  del laboratorio en el ejercicio de intercomparación WICO-2016

	$\delta^{18}\text{O}$		
	VR (‰)	VA (‰)	Z-SCORE
WICO 1	-10,42	-10,8	1,90
WICO 2	-4,91	-5,11	1,00
WICO 3	-21,60	-22,01	2,00
WICO 4	-0,43	-0,50	0,35
WICO 8	-3,56	-3,45	0,55

VR: valor reportado en WICO-2016.

VA: valor asignado por el laboratorio.

Fuente: autores

**Tabla 7.** Resultados en  $\delta^2\text{H}$  del laboratorio en el ejercicio de intercomparación WICO-2016

	$\delta^2\text{H}$		
	VR (‰)	VA (‰)	Z-SCORE
WICO 1	-77,2	-77,4	0,13
WICO 2	-41,3	-41,7	0,28
WICO 3	-167	-168	0,87
WICO 4	-0,60	0,50	0,76
WICO 8	-18,4	-17,6	0,54

VR: valor reportado en WICO-2016.

VA: valor asignado por el laboratorio.

Fuente: autores

El Z-score se basa en criterios de evaluación de la desviación  $\delta$  con respecto a un valor real impuesto por el mismo ejercicio de intercomparación, para lo cual establece que un valor absoluto de Z-score menor de 2 se considera un resultado aceptable; entre 2 y 3, cuestionable, y mayor de 3 se considera un resultado inaceptable. Como se puede apreciar en las tablas 6 y 7, todos los valores de Z-score son iguales o están por debajo de 2, en concordancia con el valor asignado por el laboratorio y el valor reportado en el ejercicio de intercomparación; de hecho, los valores de Z-score de todos los resultados de  $\delta^2\text{H}$  están por debajo de 1, lo que aumenta la exactitud del método para el cálculo de esta relación isotópica en comparación con su símil  $\delta^{18}\text{O}$ .

## 5. CONCLUSIONES

La determinación de los isótopos estables de la molécula del agua en estado líquido mediante la denominada “huella isotópica” contribuye a entender los fenómenos naturales y antrópicos asociados a la investigación geocientífica. Para ello, la implementación de metodologías de trabajo validadas en el Laboratorio de Análisis de Isótopos Estables Líquidos cumple con los objetivos previstos por el Servicio Geológico Colombiano.

Durante el ejercicio de validación se aceptaron los criterios de especificidad/selectividad, linealidad y precisión para las determinaciones de  $\delta^2\text{H}$  y  $\delta^{18}\text{O}$  por medio de la espectroscopia Off Axis ICOS, que encontró valores aceptables para su normal desempeño.

El ejercicio “WICO-2016 International Water Isotope Intercomparison Test” posicionó al Laboratorio de Isótopos Estables en Muestras Líquidas del Servicio Geológico Colombiano por los buenos resultados obtenidos en la determinación de  $\delta^{18}\text{O}$  y  $\delta^2\text{H}$  en muestras de agua, lo cual garantiza la calidad de los resultados en todos los proyectos institucionales del SGC y de clientes externos, y posibilita la acreditación del ensayo según la norma NTC-ISO/IEC 17025:2005.

## Referencias

- [1] P. Malara, M. F. Witinski, F. Capasso *et al.*, “Sensitivity Enhancement of Off-Axis ICOS Using Wavelength”, *Applied physics B.*, vol. 108, n.º 2, ag. 2012, pp. 353-359.
- [2] P. Baertschi, “Absolute  $^{18}\text{O}$  Content of Standard Mean Ocean Water”, *Earth and Planetary Science Letters*, vol. 31, n.º 3, 1976, pp. 341-344.
- [3] C. O. Rodríguez, K. P. Seiler y W. Stichler, “Estudios hidrológicos cualitativos y cuantitativos mediante isótopos estables en Colombia”, en *Interamerican Symposium on Isotope Hydrology*, Bogotá, 1980.
- [4] Eurachem/Citac, “Quantifying Uncertainty in Analytical Measurement”, Second Tech Rep, Guide CG4 s.1, 2000.
- [5] A. Pulido, *Nociones de hidrogeología para ambientólogos*, Almería: Universidad de Almería, 2014.
- [6] IAEA, “Water Resources Programme - WICO 2016”, IAEA, nov. 2016. [Online]. Disponible en [http://www.naweb.iaea.org/napc/ih/IHS\\_programme\\_wico2016.html](http://www.naweb.iaea.org/napc/ih/IHS_programme_wico2016.html).
- [7] I. O. f. Standardization, ISO 1725; Evaluación de la conformidad. *Requisitos generales para los ensayos de aptitud*.



La Revista *Investigaciones y Aplicaciones Nucleares (IAN)* es una publicación científica seriada del Servicio Geológico Colombiano (SGC). La revista es una nueva versión de la Revista Nucleares del antiguo Instituto de Asuntos Nucleares, treinta años después de que apareciera su primer número en 1986.

La revista *Investigaciones y Aplicaciones Nucleares* publica artículos científicos inéditos de investigación científica y tecnológica, de reflexión, de revisión, artículos cortos o reportes de caso sobre los usos pacíficos de la ciencia y de las tecnologías nucleares, así como de la investigación en reactores nucleares, aplicaciones radiactivas y nucleares, metrología de las radiaciones ionizantes, aplicaciones en neutrónica, irradiación de materiales, tópicos selectos en geocronología e isotopía, protección radiológica y en modelado, simulación y prospectiva.

Se admiten artículos en español o inglés de autores vinculados o no vinculados al Servicio Geológico Colombiano. Su periodicidad es anual y se publica de forma digital en la página web del Servicio Geológico Colombiano, e impresa, bajo la política de acceso abierto.

No se permite la reproducción total o parcial de los artículos publicados sin previa autorización por escrito del Comité Editorial del Servicio Geológico Colombiano y sin el adecuado reconocimiento a la fuente.

### **Proceso de arbitraje**

La revisión de los artículos estará sujeta a un estricto proceso de evaluación por dos pares nacionales o internacionales seleccionados por el Comité Editorial. De acuerdo con el resultado de la evaluación se decidirá su publicación o se sugerirán modificaciones. El Comité Editorial podrá rechazar, sugerir cambios o realizar modificaciones al estilo literario sin alterar el contenido científico. Los artículos aceptados para publicación serán revisados en su versión final por cada uno de los autores. La sola participación en las convocatorias de recepción de artículos no garantiza la publicación de los trabajos enviados.

Se verificará en primera instancia el cumplimiento de todos los criterios de presentación establecidos por la revista *Investigaciones y Aplicaciones Nucleares* en las instrucciones a los autores. Posteriormente se iniciará el proceso de evaluación, el cual es completamente anónimo para evaluadores y autores. Superado el proceso de evaluación, en un plazo no mayor a tres semanas, los autores deberán atender las sugerencias y correcciones realizadas. En caso de que no incluyan una o varias sugerencias, deberán argumentar con detalle sus razones en una carta adicional. Si los dos evaluadores recomiendan rechazar el artículo, este no será publicado. Si las dos evaluaciones son completamente contrarias, se someterá el artículo a una tercera evaluación. Si se recomienda la publicación del artículo, pero realizando modificaciones y sujeta a una segunda evaluación, la nueva versión será enviada al evaluador asignado para su aprobación.

Los evaluadores deberán firmar un acuerdo de confidencialidad y una declaración de conflicto de intereses, si es el caso, para salvaguardar el adecuado uso de la información. Además, tanto evaluadores como autores deberán conocer y aceptar las normas internacionales de ética en investigación emitidas por el Committee on Publication Ethics con respecto al plagio y a la revisión por pares, normas a las que se acoge la revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares. Estas normas podrán ser consultadas en [http://publicationethics.org/files/International%20standard\\_editors\\_for%20website\\_11\\_Nov\\_2011.pdf](http://publicationethics.org/files/International%20standard_editors_for%20website_11_Nov_2011.pdf)

### Autoría

La autoría deberá corresponder a quienes hayan contribuido de forma activa y sustancial al contenido intelectual del artículo y al análisis o interpretación de los datos; por tanto, los autores estarán en condiciones de hacerse públicamente responsables del artículo enviado. La lista y orden de autores deben ser revisados antes de someter por primera vez el trabajo a publicar, pues después de sometido no se aceptan cambios de autoría. Los autores de un artículo aprobado para publicación cederán los derechos patrimoniales al Servicio Geológico Colombiano para su posterior divulgación, reproducción y distribución en los medios impresos y digitales que el Servicio Geológico Colombiano disponga, así como para su inclusión en bases de datos e índices nacionales o internacionales.

### Instrucciones a los autores

#### Crterios de presentación

Todo artículo sometido a consideración debe cumplir con los siguientes criterios de presentación:

- » Se deben enviar por email a [revistaIAN@sgc.gov.co](mailto:revistaIAN@sgc.gov.co) en formato Word.
- » Su título, aportado en español e inglés, debe ser breve y reflejar la esencia de la investigación.
- » Se debe incluir la información de los autores e incluir el último título académico, la información completa de afiliación institucional de cada autor y el email del autor de correspondencia.
- » Se debe incluir el resumen y las palabras clave en español e inglés. Las imágenes se deben adjuntar como

archivos gráficos individuales, con una resolución mínima de 300 dpi.

- » Si se requieren agradecimientos, reconocimientos a entidades, permisos de publicación, etc., deberán incluirse al final del texto y antes de las referencias bibliográficas.
- » Las contribuciones no deben superar las 15 páginas.
- » El contenido de los artículos no debe haber sido publicado, total o parcialmente, en otra revista.
- » El texto cumple con los requisitos bibliográficos y de estilo indicados en las normas editoriales.

### Normas editoriales

#### 1. Tablas

Las tablas se deben presentar en formato editable, no como imágenes, y acompañadas de una leyenda explícita y la fuente. Todas las tablas deben estar referenciadas en el texto y deben ser esenciales para explicar o ampliar parte del argumento del artículo.

#### 2. Figuras

Las figuras como diagramas, fotografías o mapas deben aportarse en archivos gráficos con una resolución mínima de 300 dpi. Cada figura debe ser citada en el texto y estar acompañada de una leyenda explicativa que incluya la fuente.

Las imágenes de fuentes distintas a los autores del artículo deben contar con la autorización del autor de la imagen original, o estar libres de conflictos de derechos de autor o tener licencia *Creative Commons* (consultar el siguiente enlace: <https://co.creativecommons.org>). Los mapas, fotografías aéreas e imágenes de satélite deben incluir una escala gráfica.

#### 3. Unidades, abreviaturas y símbolos

Se usará el Sistema internacional de Unidades (m, Kg, s, K), empleando sólo términos aceptados generalmente. Defina las abreviaciones y acrónimos en la primera vez que son usados en el texto, incluso si ellos han sido definidos en el resumen. No use abreviaciones en el título a menos que sea necesario.

#### 4. Citas

El uso de referencias en el texto debe seguir estas normas según la IEEE.

Las referencias deben estar numeradas en el orden en que aparecen en el documento.

- » Una vez asignado un número a una referencia dada, el mismo número debe emplearse en todas las ocasiones en que ese documento sea citado en el texto.
- » Cada número de referencia debe estar entre corchetes [ ], por ejemplo “...el fin de la investigación [12]...”
- » No es necesario mencionar al autor en la referencia a menos que sea relevante en el texto.
- » En el cuerpo del documento tampoco se mencionará la fecha de publicación.
- » No es necesario incluir la palabra “referencia”, por ejemplo “...en la referencia [27]...”: basta con indicar “...en [27]...”
- » Para citar más de una fuente a la vez es preferible incluir cada una de ellas con su respectivo corchete, por ejemplo, “como indican varios estudios [1], [3], [5]...” en lugar de “como indican diversos estudios [1, 3, 5]...”

### 5. Citas textuales

Cuando la cita textual sea menor de cuarenta palabras se reproducirá dentro del párrafo, entre comillas y sin cursiva. Al final de la cita deberá aparecer su respectiva referenciación.

Cuando la cita textual supere las cuarenta palabras, se escribirá en párrafo aparte, con sangría izquierda de 2,5 cm, sin comillas y sin cursiva, y la tipografía de todo ese párrafo se dejará con un tamaño un punto menor que el texto normal. Al final de la cita deberá aparecer su respectiva referenciación.

### 6. Referencias bibliográficas

Hay que tener en cuenta que en la norma IEEE, de los nombres de pila de los autores solo se aporta la inicial. En caso de que se anoten los dos apellidos, no deben separarse por guion. Las referencias bibliográficas deben ir a espacio sencillo y sin sangría. Si los documentos cuentan con Doi, este dato se debe incluir al final de la referencia.

#### » *Libros*

Iniciales y Apellido del autor, Título del libro en cursiva. Edición. Lugar de publicación: Editorial, Año de publicación.

#### **Ejemplos:**

[1] W. K. Chen, *Linear Networks and Systems*. Belmont, CA: Wadsworth Press, 2003.

[2] R. Hayes, G. Pisano y S. Wheelwright, *Operations, Strategy, and Technical Knowledge*. Hoboken, NJ: Wiley, 2007.

[3] J. A. Prufrock, Ed., *Lasers*, 2nd. ed. New York: McGraw-Hill, 2004.

#### » *Artículo de revista*

Iniciales y Apellido del autor, “Título del artículo entre comillas”, Título abreviado de la revista en cursiva, volumen (abreviado vol.), número abreviado (no.) páginas (abreviado pp.), Mes Año.

#### **Ejemplos:**

[4] K. A. Nelson, R. J. Davis, D. R. Lutz y W. Smith, “Optical generation of tunable ultrasonic waves,” *Journal of Applied Physics*, vol. 53, no. 2, Feb., pp. 1144-1149, 2002.

[5] S.-Y. Chung, “Multi-level dirty paper coding,” *IEEE Communication Letters*, vol. 12, no. 6, pp. 456-458, June 2008.

**Nota:** Para referenciar artículos que aún no han sido aceptados para publicación, se empleará la frase “submitted for publication” en lugar de la fecha. Si han sido aceptados, pero aún no aparecen publicados, usar “to be published” en lugar de la fecha.

#### » *Artículos publicados en conferencias*

Iniciales y Apellidos del autor, “Título del artículo de conferencia” in Nombre completo de la conferencia, Ciudad de la conferencia, Estado de la conferencia abreviado (si corresponde), año, páginas (abreviado pp.)

#### **Ejemplos:**

[6] J. Smith, R. Jones y K. Trello, “Adaptive filtering in data communications with self improved error reference,” In Proc. IEEE International Conference on Wireless Communications '04, 2004, pp. 65-68.

[7] G. Caire, D. Burshtein y S. Shamai (Shitz), “LDPC coding for interference mitigation at the transmitter,” in Proceedings of the 40th Annual Allerton Conference in Communications, Control, and Computing, Monticello, IL, pp. 217-226, October 2002.

**Nota:** La palabra “in” antes del título de la conferencia no ha pone en cursiva.

» **Artículo presentado en conferencia sin publicar**

Iniciales y Apellido del autor, “Título del artículo de conferencia”, presented at the Título completo de la conferencia, Ciudad de la Conferencia, Estado abreviado, Año.

**Ejemplo:**

[8] H. A. Nimr, “Defuzzification of the outputs of fuzzy controllers”, presented at 5th International Conference on Fuzzy Systems, Cairo, Egypt, 1996.

» **Informes técnicos (informes, documentos internos, memoranda)**

Iniciales y Apellido del autor, “Título del informe”, Nombre de la empresa, Sede la empresa, Tipo de informe abreviado, Número de informe, Fecha de publicación.

**Ejemplo:**

[9] N. Asokan, V. Shoup y M. Waidner, “Optimistic fair exchange of digital signatures,” IBM: Zurich, Switzerland, Rep. RZ 2973, 1997.

» **Tesis de máster o tesis doctoral**

Iniciales y Apellido del autor, “Título de la tesis o proyecto”, Clase de documento (tesis doctoral, trabajo fin de máster, etc.), Departamento, Institución académica (abreviada), Ciudad, Estado abreviado, Año.

**Ejemplo:**

[10] H. Zhang, “Delay-insensitive networks,” M.S. thesis, University of Waterloo, Waterloo, ON, Canadá, 1997.

[11] J.-C. Wu, “Rate-distortion analysis and digital transmission of nonstationary images”. Ph.D. dissertation, Rutgers, the State University of New Jersey, Piscataway, NJ, USA, 1998.

[12] E.A. Sloat, “Case Studies of Technical Report Writing Development Among Student Engineers,” Ph.D. dissertation, McGill University, Montréal, QC, 1994. Available: ProQuest Dissertations and Theses,

» **Comunicaciones privadas**

Iniciales y Apellido de la persona con la que se mantiene la comunicación (private communication), Año.

**Ejemplo:**

[13] T. I. Wein (private communication), 1997.

» **De internet**

Iniciales y Apellido del autor (año, mes y día). Título (edición) [Tipo de medio, generalmente Online]. Available: Url

**Ejemplo:**

[14] Structural Engineering Society–International.[Online]. Available: <http://www.seaint.org>

NOTA: los recursos en internet pueden presentar una tipología muy variada (revistas, monografías, sitios web de entidades, bases de datos, etc.) En general, se citan como el documento impreso del tipo al que pertenecen añadiendo la indicación [Online] u otro tipo de medio por el que se transmitan, y el DOI (Digital Object Identifier) o url.

» **Catálogos**

Catalog No. Código del catálogo, Nombre del producto, Empresa, Ciudad, Estado (abreviado)

**Ejemplo:**

[15] Catalog No. NWM-1, Microwave Components, M. W. Microwave Corp., Brooklyn, NY.

**Enlaces sugeridos**

- » Escribir un buen artículo científico: <https://revistas.uam.es/index.php/reice/article/viewFile/7965/8220>
- » Palabras clave en geociencias: <https://www.american-geosciences.org/georef/georef-thesaurus-lists>
- » IEEE Author Center: <http://ieeauthorcenter.ieee.org/>
- » Creative Commons: <https://co.creativecommons.org/>



**IAN**

# INVESTIGACIONES Y APLICACIONES NUCLEARES

## CONVOCATORIA PARA PUBLICAR EN LA REVISTA INVESTIGACIONES Y APLICACIONES NUCLEARES N.º 3

La revista *Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*, publicación seriada del Servicio Geológico Colombiano, tiene abierta la convocatoria para recibir artículos para su n.º 3.

La revista publica artículos inéditos de investigación científica y tecnológica, de reflexión o revisión, sobre investigación y uso del reactor nuclear IAN-R1, técnicas nucleares en caracterización de muestras geológicas, técnicas nucleares en geocronología y geología isotópica, metrología de radiaciones ionizantes, irradiación gamma, gestión integral de desechos radiactivos y seguridad y protección radiológica. La convocatoria estará abierta hasta el 7 de mayo de 2019.

Se admiten artículos en español o inglés de autores vinculados o no vinculados al Servicio Geológico Colombiano. Los autores interesados en publicar deben enviar por email a [revistaIAN@sgc.gov.co](mailto:revistaIAN@sgc.gov.co) sus artículos en formato Word. El artículo debe incluir el resumen, el *abstract* y las palabras clave en español e inglés. Las imágenes incluidas en el documento deben enviarse también en archivos individuales a 300 dpi de resolución.

Todos los artículos recibidos serán sometidos al proceso de arbitraje a cargo de dos evaluadores nacionales o internacionales. La sola participación en esta convocatoria no garantiza la publicación de los artículos enviados.

Si desea obtener más información puede consultar en el siguiente enlace la política editorial y las instrucciones a los autores: <https://revistas.sgc.gov.co/index.php/invapnuclear>

---

### » MÁS INFORMACIÓN

Carolina Hernández / Editora  
Servicio Geológico Colombiano

[revistaIAN@sgc.gov.co](mailto:revistaIAN@sgc.gov.co)  
Teléfono: 2200200, ext. 3048

---



*Revista Investigaciones  
y Aplicaciones Nucleares No. 2*  
Está compuesta en caracteres  
Minion Pro para el cuerpo de texto  
y Questa para la titulación.

“Este número ofrece a los lectores cuatro frentes temáticos, en los cuales se ve reflejada una producción de nuevo conocimiento atribuida a autores externos y a los investigadores de nuestra institución”

- 3** Editorial  
*Mary Luz Peña*
- 5** Introducción a la irradiación gamma de alimentos y desarrollo tecnológico en Colombia  
*Jormagn Israel Abril*
- 15** Desarrollo de capacidades para la operación del reactor nuclear IAN-R1  
*Jaime Sandoval Lagos, Edgar Mauricio López*
- 31** Cálculo de coeficientes de reactividad del reactor nuclear de investigación TRIGA IAN-R1  
*José Antonio Sarta, Luis Álvaro Castiblanco*
- 35** Implementación del método del triple monitor para la caracterización del flujo neutrónico del reactor nuclear de investigación IAN-R1  
*Oscar Alberto Sierra, Karel Giovanny Núñez, Fabio Nelson Acero, David Leonardo Alonso*
- 43** Caracterización de la reacción nuclear de la terapia de captura neutrónica por Boro (BNCT) por medio de Geant4  
*Robinson Steven Medina, Diego Alexander Téllez, Edwin Munévar y José Alfonso Leyva*
- 55** Intercomparaciones a nivel de radioprotección con cámara de ionización de transferencia en la calidad de radiación  $^{137}\text{Cs}$   
*Camilo Ernesto Calderón, Laura Quintero, Wilson Eduardo Moreno, Julián Andrés Niño*
- 62** Evaluación de seguridad radiológica para el transporte terrestre de fuentes categoría 1 ( $^{60}\text{Co}$ ) en virtud de arreglo especial aplicando el método de matriz de riesgo  
*Yasmín Rosas, José Agustín Daza*
- 75** Implementación de la metodología para la determinación de isótopos estables  $\delta^2\text{H}$  y  $\delta^{18}\text{O}$  mediante espectroscopia Off Axis ICOS  
*Andrés Felipe Porras, Guillermo Abel Parrado, Mary Luz Peña*
- 83** Política Editorial