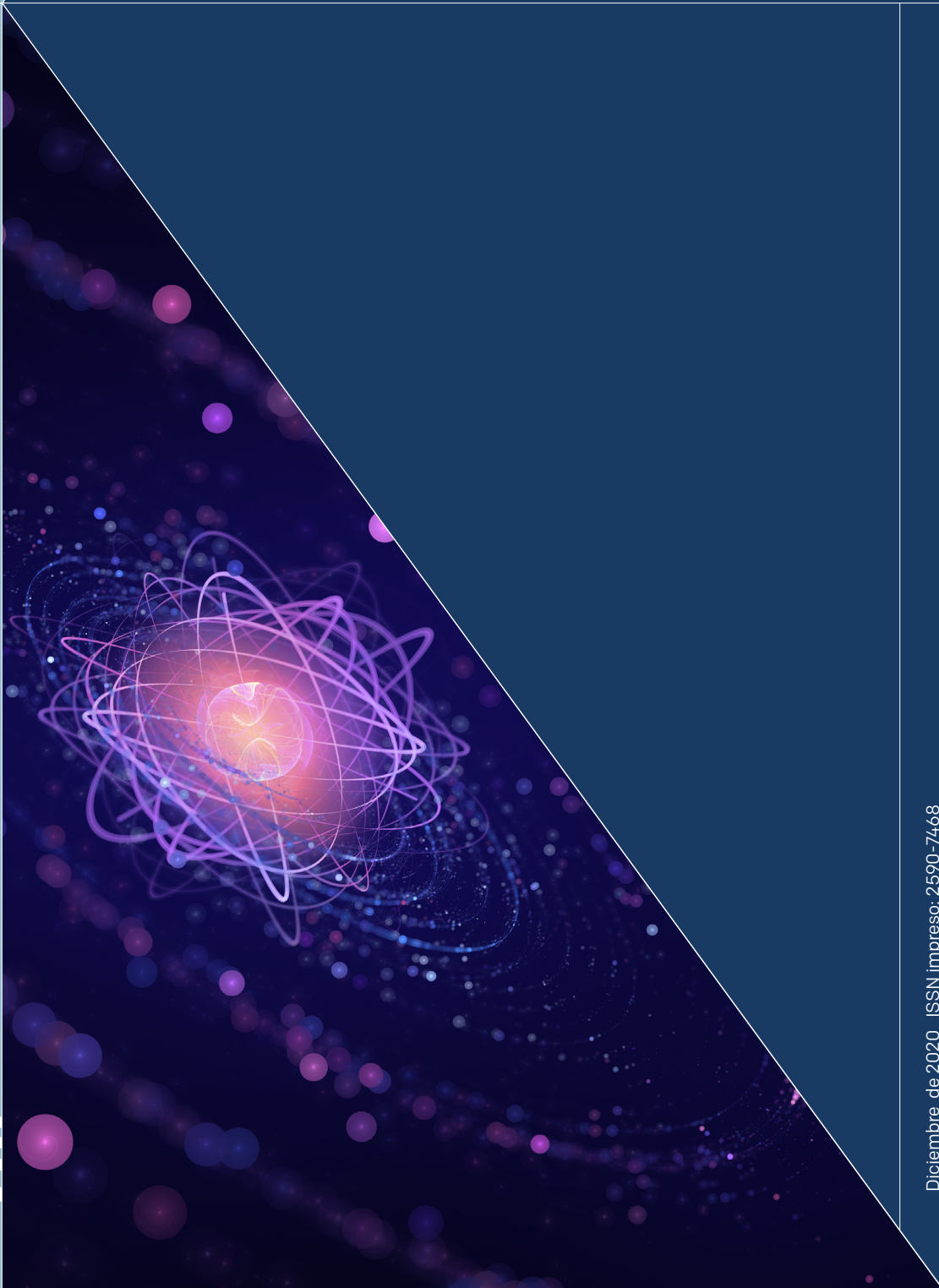


REVISTA

4

IAN

INVESTIGACIONES Y APLICACIONES NUCLEARES



Diciembre de 2020 ISSN impreso: 2590-7468



INVESTIGACIONES Y APLICACIONES NUCLEARES

Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares
Núm. 4, 2020
Periodicidad anual
ISSN impreso: 2590-7468
ISSN digital: 2711-1326
Página web: <https://revistas.sgc.gov.co/index.php/invapnuclear>
Servicio Geológico Colombiano

Oscar Paredes Zapata
Director general

M.ª Esperanza Castellanos
Editora Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares

Mario Andrés Cuéllar
Director de Geociencias Básicas

Marta Lucia Calvache Velasco
Directora de Geoamenazas

Gloria Prieto Rincón
Directora de Recursos Minerales

Hernán Olaya Dávila
Director de Asuntos Nucleares

Humberto Andrés Fuenzalida
Director de Hidrocarburos

Hernando Camargo
Director de Laboratorios

Jaime Alberto Garzón
Director de Gestión de Información

COMITÉ EDITORIAL INSTITUCIONAL

Viviana Dionicio
Presidenta

Integrantes
Virgilio Amarís
Teresa Duque
Julián Escallón
Armando Espinosa
Juan Guillermo Ramírez
Manuel Romero

COMITÉ EDITORIAL
Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares

Ovidio Almanza
Universidad Nacional de Colombia
Bogotá – Colombia

David Leonardo Alonso
Instituto Nacional de Salud
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

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

Charles Grant
University of the West Indies
Kingston – Jamaica

Florencia Malamud
Universidad Nacional de San Martín
Buenos Aires – Argentina

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

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

Guillermo Parrado Lozano
Servicio Geológico Colombiano
Bogotá – 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
Adobe Stock
Esta obra está bajo licencia internacional
Creative Commons Reconocimiento 4.0



Servicio Geológico Colombiano
Diciembre de 2020

Contenido

3	Editorial
5	Determinación de la fracción de masa de lantano (La) en suelos mediante análisis por activación neutrónica Determination of lanthanum (La) mass fraction in soil by neutron activation analysis Óscar Alberto Sierra, David Leonardo Alonso, Guillermo Abel Parrado, Diana Carolina Herrera, Andrés Felipe Porras y Mary Luz Peña
16	Radiación natural dentro de la Cueva del Tigre de Yaguará, Huila, Colombia Natural radiation inside Cueva del Tigre, Yaguará, Huila, Colombia Sonia Salazar, Arturo Argüelles, Gustavo Garzón y Luisa Fernanda Meza
31	Absorbed dose to water standard for ^{192}Ir HDR sources using Fricke Dosimetry Patrón de dosis absorbida en agua para fuentes de ^{192}Ir de alta tasa de dosis (HDR) usando dosimetría Fricke Carlos Eduardo de Almeida y Camila Salata
45	Verificación funcional de detectores de radiación tipo Geiger-Müller en medicina nuclear y radiofarmacia del Instituto Nacional de Cancerología: una propuesta para el aseguramiento de la calidad de equipos de protección radiológica Routine constancy tests of Geiger-Müller detectors in nuclear medicine and radiopharmacy—Instituto Nacional de Cancerología: A quality assurance proposal for radiation protection equipment Nathaly Barbosa, Lorena Sandoval, Juan Sebastián Quimbayo, Xiomara Cely y Ángela Londoño
55	Análisis probabilístico de seguridad para laboratorio secundario de calibración dosimétrica Probabilistic safety assessment for a secondary standard dosimetry laboratory Juan Guillermo Ramírez, Andrea Sánchez Galindo, José Esaú Garavito y María Esperanza Castellanos
65	Percepciones del impacto de la pandemia de COVID-19 en las instalaciones radiactivas de Colombia Perceptions of the impact of the COVID-19 pandemic on radioactive facilities in Colombia Andrea Sánchez Galindo, Juan Guillermo Ramírez y Guillermo Abel Parrado
75	Braquiterapia oftálmica de baja tasa de dosis en el Instituto Nacional de Cancerología, E.S.E. Low-dose-rate ophthalmic brachytherapy at the Instituto Nacional de Cancerología, E.S.E. Axel Simbaqueba A. y Diego Montúfar H.
93	Política editorial

Bajo el liderazgo del Comité Editorial del Servicio Geológico Colombiano (SGC) y los editores anteriores, la *Revista de Investigaciones y Aplicaciones Nucleares* (en adelante, *la revista*) se ha venido posicionando como la única publicación seriada colombiana especializada en la divulgación del conocimiento científico de la ciencia y las tecnologías nucleares, así como sus aplicaciones. Sus contenidos están disponibles en versión digital, con sus respectivos identificadores de objetos digitales (DOI), en el sistema de administración y publicación de revistas y documentos periódicos Open Journal System (OJS).

Como nueva editora, mi primer objetivo ha sido mantener esta posición y avanzar en la indexación y el registro de *la revista* en los sistemas de indexación y resumen (SIR) y repositorios internacionales, en aras de ampliar la visibilidad y el fácil acceso a los trabajos publicados. En este sentido, un logro en el presente año ha sido la indexación de la revista en el Directory of Open Access Journals (DOAJ) y en la Red Iberoamericana de Innovación y Conocimiento Científico (REDIB), así como la visibilidad en el buscador especializado Google Académico.

Expresamos nuestro reconocimiento a los miembros del Comité Editorial/Científico de *la revista*, así como a los pares evaluadores que dedicaron su tiempo y esfuerzo en la revisión de los contenidos que serían publicados. Muchos autores han expresado su agradecimiento al trabajo de los pares evaluadores, por cuanto han encontrado que sus revisiones cuidadosas han mejorado la claridad de los artículos y el nivel científico de la presentación de los trabajos.

Los primeros números de *la revista* estuvieron, principalmente, dedicados a investigaciones relacionadas con la recuperación de las capacidades y los desafíos en los procesos de puesta en servicio de las instalaciones nucleares más importantes en Colombia, a saber: el reactor nuclear de investigación, la planta de irradiación gamma, y los laboratorios de activación neutrónica, radiometría ambiental, de análisis de isótopos y de calibración dosimétrica, entre otros. En ellos se vio reflejado el liderazgo del Servicio Geológico Colombiano en la apropiación de conocimiento e investigación en ciencias nucleares en el país, con el apoyo del Organismo Internacional de Energía Atómica.

Conscientes del importante trabajo que también realizan las universidades e instituciones colombianas, tanto en investigación en temas de ciencias nucleares, como en la apropiación de nuevas tecnologías en el campo médico e industrial, nos hemos establecido un segundo objetivo: convertir a *la revista* en la publicación referente para toda la comunidad colombiana en temas de investigaciones y aplicaciones nucleares. Sin duda, el logro de este objetivo será posible con el aporte, también, de instituciones e investigadores de amplia experiencia y reconocimiento en otros países, vinculados al nuestro mediante proyectos y procesos de cooperación internacional. Nuestros lectores encontrarán que avanzamos en el logro de este objetivo.

Esta entrega de *la revista* incluye siete artículos con resultados de investigaciones sobre la aplicación de técnicas de análisis por activación neutrónica para el estudio de suelos, estudio de la presencia de radiación natural en cuevas, metrología de radiaciones ionizantes mediante dosimetría química, verificación funcional de detectores usados en medicina nuclear y radiofarmacia, aplicación de métodos de análisis probabilístico de seguridad en laboratorios con fuentes de alto riesgo, análisis del impacto de la seguridad en instalaciones radiactivas en la actual época de pandemia y, finalmente, una experiencia única en el país de tratamiento de tumores oculares mediante el uso de fuentes radiactivas. En estos artículos encontramos ya la presencia en *la revista* de grupos interdisciplinarios de investigación y de instituciones nacionales e internacionales: el SGC, universidades, el Grupo de Investigación Fisquim del Centro de Aplicaciones Fisicoquímicas en el Entorno, el Instituto Nacional de Cancerología (INC) de Colombia, y el Laboratorio de Ciencias Radiológicas de la Universidad del Estado de Río de Janeiro, en Brasil.

Un campo de interés importante para *la revista* es el de las aplicaciones médicas de la tecnología nuclear. En años recientes se constata un aumento permanente del número de centros especializados en el tratamiento del cáncer y de servicios de imagenología médica con radiaciones ionizantes. La introducción de nuevas tecnologías en esos campos, y los muy altos requerimientos de calidad y seguridad en la atención médica, representan grandes retos a la capacidad científica de los físicos médicos, médicos e ingenieros vinculados a esos servicios. Con frecuencia deben investigar nuevas potencialidades, nuevos procedimientos, metodologías de evaluación de riesgo y desempeño de fuentes y detectores de radiación, para ponerlos en servicio, así como hacer seguimiento a la necesidad de recambio y planear la introducción de innovaciones tecnológicas, todo con el propósito de incrementar la calidad de la atención que se brinda a los pacientes, de acuerdo con los estándares internacionales del momento. Ellos tienen el potencial de producción científica en su quehacer, y los avances del país en formación de recurso humano al más alto nivel son el pilar de sus capacidades para hacer realidad su empeño.

Nuestra misión, como revista, es divulgar ese conocimiento y visibilizar el trabajo científico realizado en las instituciones y empresas. Por ello, invitamos a los profesionales especializados vinculados a las aplicaciones médicas e industriales de la tecnología nuclear a postular sus artículos para publicación en *la Revista de Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*, siguiendo las instrucciones dadas a los autores. Pueden tener la seguridad de que contarán con el aporte propositivo del Comité Editorial/Científico y de los pares evaluadores para el logro de la publicación.

M.^a Esperanza Castellanos

Editora

Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares

Determinación de la fracción de masa de lantano (La) en suelos mediante análisis por activación neutrónica

Determination of lanthanum (La) mass fraction in soil by neutron activation analysis

Óscar Alberto Sierra¹, David Leonardo Alonso², Guillermo Abel Parrado¹, Diana Carolina Herrera³, Andrés Felipe Porras¹, Mary Luz Peña¹

Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares, 4, 5-15, 2020

Recibido: 26 de mayo de 2020

Aceptado: 30 de septiembre de 2020

Publicado en línea: 5 de noviembre de 2020

Doi: <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.4.2020.516>



Esta obra está bajo licencia internacional Creative Commons Reconocimiento 4.0.

Citación: O. A. Sierra, D. L. Alonso, G. A. Parrado, D. C. Herrera, A. F. Porras y M. L. Peña, “Determinación de la fracción de masa de lantano (La) en suelos mediante análisis por activación neutrónica”, *Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*, n.º 4, pp. 5-15, 2020.

<https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.4.2020.516>

Resumen

Este trabajo describe el procedimiento llevado a cabo mediante la técnica de análisis por activación neutrónica para la validación de la determinación de la fracción de masa de lantano (La) en matrices de suelo. En este estudio se muestran los principios del método relativo del análisis por activación neutrónica instrumental y el desarrollo experimental implementado para realizar la evaluación de los parámetros de desempeño: selectividad, linealidad, límite de detección, límite de cuantificación, rango de trabajo, precisión, veracidad e incertidumbre. Los resultados muestran que en el rango de 0,66 a 38,0 mg/kg de La, el método cumple con los criterios de aceptación establecidos en el proceso de validación, y por lo tanto su determinación con la técnica desarrollada ofrece resultados satisfactorios.

Palabras clave: Análisis por activación neutrónica instrumental, método relativo, validación, parámetros de desempeño, lantano, matrices geológicas.

Abstract

This work describes a procedure conducted using the neutron activation analysis technique for the validation of lanthanum (La) mass fraction determination in soil matrices. This study shows the principles of application of the relative method to instrumental neutron activation analysis and presents the experimental procedure used to evaluate the following performan-

¹ Servicio Geológico Colombiano, Dirección de Asuntos Nucleares, Bogotá, Colombia

² Instituto Nacional de Salud, Bogotá, Colombia.

³ Universidad Nacional Abierta y a Distancia, Bogotá, Colombia.

Email de correspondencia: osierra@sgc.gov.co

ce parameters: selectivity, linearity, detection limit, quantification limit, precision, trueness and uncertainty. The results show that in the range of 0.66 to 38.0 mg/kg La, the method satisfies the acceptance criteria established in the validation process; as a consequence, the assaying of La by the developed method offers satisfactory results.

Keywords: Neutron activation analysis, comparator method, validation, performance parameters, lanthanum, geological matrices.

1. Introducción

El análisis por activación neutrónica instrumental (AANI) es un método de análisis que busca la determinación química multielemental de una muestra desconocida que generalmente envuelve dos procesos físicos independientes: el primero es la excitación nuclear provocada por la captura de neutrones, y el segundo, la medición de la radiación inducida en la muestra por el proceso de captura.

La excitación de la muestra se da por medio de su exposición a un alto flujo de neutrones térmicos ($>10^{11} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$), lo que produce, con una alta probabilidad, una reacción de captura neutrónica. De esta forma, el núcleo queda en un estado inestable, que luego de emitir radiación gamma temprana queda en un estado radiactivo. El núcleo radiactivo decae con mayor probabilidad, emitiendo la radiación gamma característica propia del radionúclido formado, la cual se mide e identifica con detectores semiconductores apropiados (figura 1) [1-3].

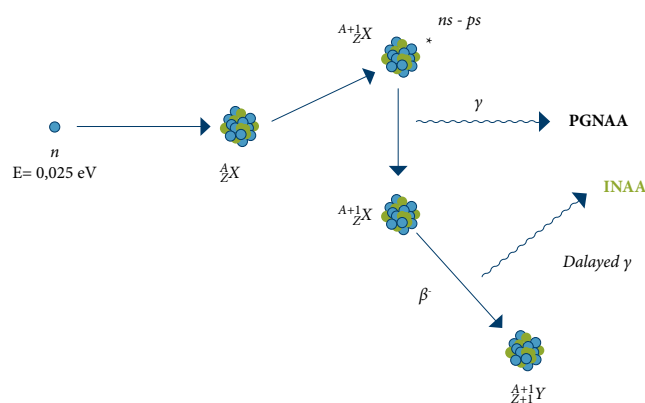


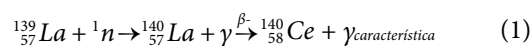
Figura 1. Esquema general del proceso de activación neutrónica

De acuerdo con esta figura, dependiendo de la identidad del núcleo que captura el neutrón (A_ZX), se genera un isótopo radiactivo (${}^{A+1}_ZX^*$) que emite radiación gamma retardada (*delayed*), que tiene una energía característica. Esta última

propiedad, permite la identificación inequívoca de los elementos que componen la muestra, mientras que la medición de la cantidad de fotones emitidos permite establecer la cantidad del elemento presente en la muestra irradiada.

La técnica implementada en la Dirección de Asuntos Nucleares del Servicio Geológico Colombiano utiliza un flujo neutrónico que proviene del reactor nuclear de investigación IAN-R1 para la activación de muestras en la periferia de su núcleo. El método usado para la calibración y cálculo de los contenidos de lantano en la matriz de estudio es el comparador directo, en el cual se irradian simultáneamente una muestra desconocida y un material de referencia de composición conocida. Esto permite la determinación de los contenidos elementales en la muestra elegida mediante la comparación de la radiactividad inducida en ambos materiales [1].

Las muestras que se van a analizar son ubicadas en la posición G3-G4 (véase la figura 2), posición de irradiación para el sistema de gradillas, en la periferia del núcleo del reactor nuclear IAN-R1. El material es bombardeado con un flujo de neutrones térmicos, que para las posiciones utilizadas, es de aproximadamente $1,5 \times 10^{11} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ [4], proveniente de la fisión del combustible del reactor nuclear (${}^{235}\text{U}$). Dicho flujo induce en los núcleos una reacción nuclear de captura neutrónica (n, γ). La ecuación 1 muestra un ejemplo de reacción de captura en los núcleos estables de lantano.



Teniendo en cuenta que la energía gamma emitida es característica de cada radionúclido formado, la muestra activada es medida utilizando detectores apropiados para este tipo de radiación. Los detectores semiconductores de germanio hiperpuro Ge (Hp) se utilizan generalmente para dicho propósito, debido a su alta resolución de energía en la medición de la radiación gamma con energías próximas entre sí. Lo anterior sustenta el uso de detectores de germanio en

lugar de detectores de mayor eficiencia, como los detectores de NaI, ya que en muestras complejas en las que se espera una elevada cantidad de fotones de diferentes energías, como es el caso de una matriz de origen geológico, se requiere la mejor capacidad de resolución. Como resultado de la medición, se obtiene el espectro de energías gamma específico de la muestra de interés.

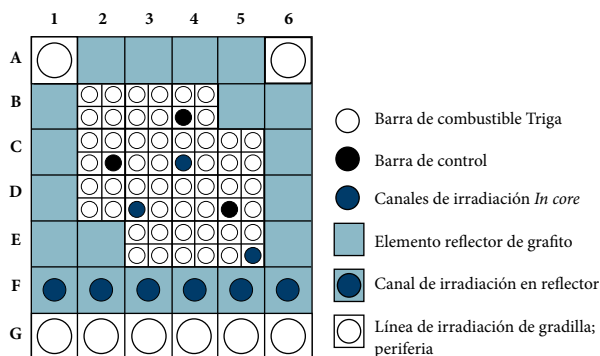


Figura 2. Configuración del núcleo del reactor nuclear IAN-R1

Las ventajas de la técnica de AANI con respecto a otras técnicas de análisis multielemental son las siguientes: 1) es un método no destructivo, 2) determina el contenido total del elemento, 3) no requiere disolución de la muestra, 4) puede ser aplicado al análisis grueso de una de gran cantidad de muestra (de hasta varios kilogramos), 5) la determinación del elemento no depende del estado químico o de la forma física en que se determina, ya que el principio físico de la determinación involucra a los núcleos de los átomos que componen la muestra y no a las capas electrónicas de los mismos, 6) no requiere estándares de composición idéntica a la muestra, 7) en los análisis se puede realizar un diseño experimental, ajustando varios parámetros (masa, flujo de neutrones, tiempos de irradiación, decaimiento, contaje, eficiencia de detector, entre otros) y 8) presenta menos problemas de contaminación de las muestras que otras técnicas analíticas, dado que no requiere digestión química [2].

En el área de geociencias, los métodos de análisis basados en AANI tienen importancia relevante debido a las ventajas que ofrecen si se comparan con metodologías de análisis de química instrumental convencional. Se destacan especialmente la alta sensibilidad a elementos de difícil determinación, como los elementos de las tierras raras, la baja interferencia de matrices orgánicas y la alta precisión y exactitud que pueden alcanzar [5-7]. Esto último los convierte

en métodos de análisis químico primario, que incluso son usados en la fabricación de materiales de referencia de contenido elemental para geociencias [1, 8].

El Laboratorio de Análisis por Activación Neutrónica (LAAN) del SGC ha venido implementando la técnica de AANI desde el año 2009, fecha en que fueron retomadas las actividades de irradiación de muestras con el reactor nuclear de investigación IAN-R1. Desde ese año, la administración del SGC ha procurado el desarrollo y la adquisición de la infraestructura técnica necesaria para la implementación de este ensayo, mediante la formación de personal calificado, la adquisición de instrumentación especializada y la gestión de las licencias de funcionamiento y operación establecidas en el territorio colombiano.

El objetivo principal del LAAN es el desarrollo de las aplicaciones derivadas del uso del reactor IAN-R1, siendo el análisis por activación neutrónica la principal. Sin embargo, se espera el desarrollo futuro de diversas aplicaciones del reactor, como el conteo de neutrones retardados y la datación de materiales mediante huellas de fisión [9].

El presente artículo busca presentar a la comunidad científica el trabajo de validación de la metodología de AANI para determinar la fracción de masa del elemento lantano en matriz de suelo. Si bien la técnica de AANI, por su naturaleza, se aplica en análisis multielemental, se decidió realizar un primer trabajo de validación con un solo elemento, con el objeto de disminuir la complejidad del análisis y probar la pertinencia de la metodología de validación propuesta por el laboratorio. Por lo tanto, se escogió un elemento de interés que pertenece a un grupo de analitos de difícil determinación (tierras raras) en matriz de suelo. Considerando lo anterior, se espera que el presente trabajo se tome como referencia para futuros procesos de validación de la metodología que incluyan un alcance multielemental en diferentes tipos de matrices.

2. Descripción del método

2.1. Equipos, materiales y reactivos

El proceso de activación de los materiales de referencia y las muestras seleccionadas se realizó en el reactor nuclear de investigación IAN-R1 [10] (Bogotá, Colombia; potencia de operación de 20 kW, flujo neutrónico térmico $\sim 1,5 \cdot 10^{11}$ n $\text{cm}^{-2} \text{s}^{-1}$) y su posterior análisis con espectrometría gamma se

llevó a cabo en cuatro espectrómetros gamma marca Canberra®, modelos GC 3018 (dos unidades, eficiencia relativa de 30%, resolución de 1,8 keV para fotones de 1,33 MeV) y GC 7020 (dos unidades, eficiencia relativa de 70%, resolución de 2,0 keV para fotones de 1,33 MeV), los cuales cuentan con el software Genie 2000 (versión 3.3 Canberra®) para el procesamiento de espectros gamma. Las fuentes puntuales de calibración usadas en los protocolos de calibración en energía y eficiencia se describen a continuación: fabricante CMI; radionúclidos ²⁴¹Am, ¹³⁷Cs, ⁶⁰Co, ²²Na, ⁵⁷Co y ¹³³Ba; actividad (kBq): 14,49; 18,05; 12,37; 5,33; 4,55 y 3,34, respectivamente.

Para medir el flujo neutrónico del reactor nuclear se utilizaron monitores de flujo tipo Al-Au (0,1%), con una masa de 5 mg, que se ubicaron en cada una de las veinte posiciones de irradiación disponibles en la gradilla de irradiación de materiales, de acuerdo con la distribución indicada en la figura 3. Para evaluar la especificidad y selectividad del método se empleó solución elemental de lantano certificada (NIST 3127a, fracción de masa de La: 9,939 ± 0,023 mg/kg).

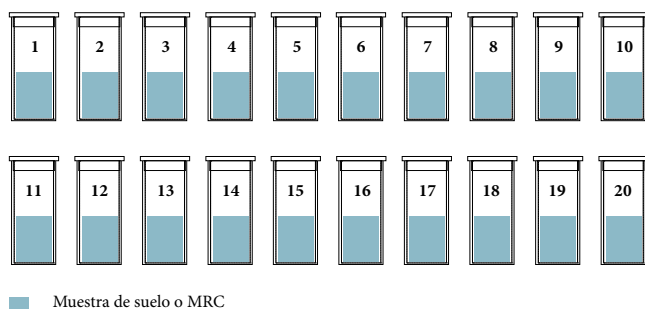


Figura 3. Disposición de muestras en la gradilla tipo (veinte posiciones)

Los materiales de referencia certificados y los patrones internos de suelos empleados en el proceso de validación se relacionan en las tablas 1 y 2.

Tabla 1. Materiales de referencia certificados (MRC) por NIST¹

Material de referencia	Nombre del MRC	Concentración de La (mg/kg)
NIST 2709 ^a	San Joaquin Soil (USA)	21,7 ± 0,4
NIST 2710 ^a	Montana I Soil (USA)	30,6 ± 1,2
NIST 2711 ^a	Montana II Soil (USA)	38,0 ± 1,0

¹ National Institute of Standards and Technology.

Tabla 2. Patrones internos de suelos Wepal²

Referencia	Concentración de La (mg/kg)
Wepal ISE 2011-4 S1	7,57 ± 1,88
Wepal ISE 2013-1 S2	4,47 ± 0,77
Wepal ISE 2015-2 S1	8,36 ± 1,29

² Wageningen Evaluating Programmes for Analytical Laboratories [11].

2.2 Método relativo

A partir del modelo físico mostrado en la figura 1 es posible determinar el modelo matemático descrito en la ecuación 2, para determinar la masa de un elemento constituyente de una muestra desconocida, a partir de la cuantificación de los fotones de radiación gamma detectados, los parámetros de irradiación y decaimiento empleados, las características nucleares de la reacción de captura y las características específicas de flujo neutrónico en la posición de irradiación de la muestra [1].

$$m_x = \frac{C_{tas} * \lambda * M_{La}}{S * D * (1 - e^{-\lambda t_m}) * \phi_{th} * \sigma_{eff} * \Gamma * \epsilon * \theta * N_{av}} \quad (2)$$

Donde:

m_x = masa de lantano presente en la muestra irradiada

C_{tas} = Cuentas netas del fotopico de radiación gamma característico del radionuclido formado

λ = Constante de decaimiento (s^{-1})

M_a = Masa atómica del núcleo activado (g/mol)

t_i = Tiempo de irradiación (s)

S = Factor de saturación ($1 - e^{-\lambda t_i}$)

t_d = Tiempo de decaimiento; tiempo entre el final de la irradiación y el inicio de la lectura (s)

D = Factor de decaimiento ($e^{-\lambda t_d}$)

t_m = Tiempo de medición por espectrometría gamma (s)

ϕ_{th} = Flujo térmico ($n \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$)

σ_{eff} = Sección eficaz efectiva (cm^2)

Γ = Rendimiento de emisión gamma (adimensional)

ϵ = Eficiencia del detector semiconductor (adimensional)

θ = Fracción de abundancia isotópica del núcleo activado

N_{av} = Número de Avogadro

Debido a la incertidumbre asociada a los parámetros nucleares de la ecuación 2, es común que los laboratorios de activación desarrollen métodos comparativos, para los cuales, mediante la irradiación de materiales de referencia certificados (MRC), en conjunto con las muestras desconocidas, es posible estimar el contenido elemental mediante el modelo matemático de la ecuación 3.

$$m_x = m_s \frac{\left(\frac{C}{t * DF_c} \right)_x}{\left(\frac{C}{t * DF_c} \right)_s} * R_\phi \quad (3)$$

Donde los subíndices x y s corresponden a la muestra desconocida y al MRC, respectivamente, y

C = Cuentas netas del fotopico de radiación gamma característico del radionúclido formado

$$D = \text{Factor de decaimiento} = e^{-\lambda t_d}$$

$$F_c = \text{Factor de conteo} = \frac{(1 - e^{-\lambda t_m})}{\lambda \cdot t_m}$$

$R_\phi = \frac{(\phi_{th_s})}{(\phi_{th_x})}$ = Factor de corrección por variación espacial de flujo térmico

2.3. Condiciones de operación del reactor y de lectura por espectrometría gamma

Antes del proceso de validación se llevaron a cabo varios experimentos para lograr el ajuste óptimo de todos los parámetros de operación, entre ellos, la verificación inicial de la instrumentación crítica para el ensayo, así como la optimización de los parámetros del ensayo (masa, tiempo de irradiación, tiempo de lectura, tiempo de decaimiento, potencia del reactor y geometría de lectura).

Tomando como referencia informes de estandarización de la metodología de trabajo realizados en el LAAN en años anteriores (2009-2013), cuando se realizaron diversas modificaciones a las condiciones de irradiación de muestras en el reactor nuclear IAN-R1 y de lectura de las mismas mediante los sistemas de espectrometría gamma disponibles, se seleccionaron para la presente validación las condiciones operativas relacionadas en las tablas 3 y 4.

Tabla 3. Condiciones generales de operación del reactor para el análisis de La por activación neutrónica

Característica	Valor/descripción
Cantidad de muestra	1 g aproximadamente
Potencia de operación del reactor nuclear IAN-R1	20 kW
Flujo de neutrones	~ 1,5 · 10 ¹¹ n cm ⁻² s ⁻¹
Tiempo de irradiación	4 h
Sistema de irradiación	Gradilla de 20 posiciones
Posición de irradiación	G3-G4
Monitor de flujo neutrónico	Lámina de Al-Au (0,1%), 0,1 mm de espesor, 5 mg de masa

Tabla 4. Condiciones de lectura mediante espectrometría gamma

Característica	Valor/descripción
Tiempo de decaimiento	7-14 días
Tiempo de lectura por espectrometría gamma	3 horas
Modo de adquisición	PHA (altura de pulso)
Tiempo muerto máximo	15 %
Geometría de lectura	(15,05 a 21,50) mm
Software de cálculo de áreas e identificación de radionúclidos	Genie 2000 v 3.3
Software de cálculo de fracción de masa	Hoja de cálculo de Microsoft Excel* desarrollada por el laboratorio

2.4. Procedimiento de validación

Con el objetivo de validar del método relativo para la determinación de Lantano en muestras geológicas de suelos en el rango previsto, se seleccionaron los parámetros de desempeño relacionados en la tabla 5, donde además se describe la metodología utilizada para evaluar cada uno de ellos. En general, la validación se llevó a cabo de acuerdo con las definiciones, condiciones generales y el desarrollo establecidos en la guía para la validación o confirmación de métodos de ensayo del SGC, que considera los lineamientos de validación establecidos por la Eurachem [12].

Tabla 5. Parámetros de desempeño usados en la validación

Parámetro	Determinación	Criterio de aceptación
Especificidad y selectividad	<ul style="list-style-type: none"> Análisis de blancos Análisis de espectros en 3 MRC Adición de disolución de lantano a un MRC 	Ausencia de señal en el blanco
Linealidad	<ul style="list-style-type: none"> Linealidad instrumental: medición de la actividad específica vs. nivel de concentración (4 niveles · 4 réplicas) Linealidad del método: nivel de concentración vs. concentración determinada por el método relativo (4 niveles × 4 réplicas) 	Coefficiente de correlación lineal R>0,95
Límite de detección (LOD) y límite de cuantificación (LOQ)	<ul style="list-style-type: none"> Análisis de un MRC de bajas concentraciones Fortificaciones de blanco con disolución estándar de la trabajada de forma volumétrica Determinación del LOD y el LOQ según [13-15] 	Señal del fotopico usado para cuantificar es tres veces mayor que el fondo radiométrico
Intervalo de trabajo	<ul style="list-style-type: none"> Se establece como intervalo el comprendido entre el LOQ y el mayor nivel aceptado para la linealidad del método 	Debe ser compatible con los niveles medios de La en suelo (7-53 mg/kg) [16]
Precisión	<ul style="list-style-type: none"> Repetibilidad: 2 niveles; 4 réplicas; mismo analista, misma irradiación Precisión intermedia: 2 niveles; 4 réplicas; mismo analista 4, sesiones de irradiación diferentes Análisis de 2 muestras diferentes en 4 equipos de espectrometría diferentes Reproducibilidad: comparación de los resultados obtenidos por el LAAN en el ejercicio intercomparación Wepal para 2 niveles 	CV < 15 %
Veracidad	<ul style="list-style-type: none"> Porcentaje de error (% E) respecto al valor certificado en el MRC NIST 2709a y la muestra ISE 2013-1 S2 	85 < % E < 115
Incertidumbre	<ul style="list-style-type: none"> Identificación y cuantificación de las fuentes de incertidumbre del método. Cálculo de la incertidumbre total (UT) 	Ut < 10%

3. Resultados y discusión

3.1. Variación del flujo neutrónico

El comportamiento del flujo neutrónico determinado en las diferentes posiciones de la gradilla para tres sesiones de irradiación diferentes se muestra en la figura 4.

La figura indica que la variación del flujo de neutrones es considerable a lo largo de la gradilla. Al moverse hacia el centro de la misma se aprecia un aumento del flujo, con un posterior descenso hacia los extremos de la misma, comportamiento que se observó en las tres sesiones de irradiación evaluadas (G11, G12 y G13).

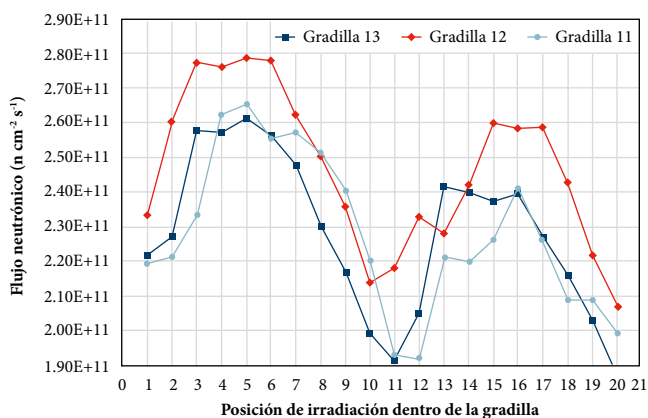


Figura 4. Variación del flujo neutrónico en las veinte posiciones disponibles en la gradilla; G11, G12 y G13 corresponden a tres sesiones de irradiación distintas

Por otra parte, las diferencias relativas en posiciones vecinas (las que se usan como pareja muestra-MRC para el cálculo) superan el 10% en las posiciones extremas de la gradilla, por lo cual el factor R_{ϕ} de la ecuación 3 influye significativamente sobre el cálculo de masa de lantano en la muestra. Caso contrario se tiene en las posiciones centrales, en donde se observó una menor variación del flujo de neutrones y, por lo tanto, un menor efecto del factor R_{ϕ} .

3.2. Resultados de la validación

Especificidad:

Dado que, para irradiar las muestras que se van a analizar con el método, estas deben estar encapsuladas en viales de polietileno, es necesario descartar la presencia del analito en este tipo de material. Por lo tanto, en cada gradilla irradiada se dispone un vial vacío, que para efectos prácticos se deno-

mina *blanco de análisis*. Realizado el análisis de este tipo de blancos mediante espectrometría gamma, queda en evidencia la ausencia de señal proveniente del decaimiento del ^{140}La . Adicionalmente, se prepararon blancos fortificados con lantano mediante la adición de alícuotas de una disolución de la solución estándar NIST 3127a sobre papel filtro Whatman n.º 40. A partir del análisis de estos dos tipos de blancos se pudo comprobar la ausencia de señal en los fotopicos característicos del ^{140}La en los viales usados en el encapsulamiento de las muestras y estándares de suelo.

Con el propósito de observar si las señales del ^{140}La aumentan proporcionalmente con el incremento de su concentración, se realizó la fortificación de un patrón interno de concentración conocida (Wepal ISE 2013-1 S2, 4.47 mg/kg para La) con 0.03 mg de La, usando una dilución de la solución estándar NIST 3127a). Con esta fortificación se estimó un incremento de concentración de 4.47 a 35.28 mg/kg.

A partir de los espectros recolectados fue posible determinar que la relación de intensidades de los fotopicos característicos del ^{140}La incrementa proporcionalmente en la muestra fortificada al aumentar la concentración de La (véase la tabla 6). Se observó que todos los fotopicos del radionúclido de interés tuvieron el mismo nivel de incremento (entre 505% y 509%), con lo cual se demuestra la especificidad del método al producir señales medibles (fotopicos) debidas solo a la presencia de dicho analito.

Tabla 6. Incremento de intensidades en los fotopicos de interés

Fotopico (keV)	Cuentas netas		Incremento (%)
	Muestra sin fortificar	Muestra fortificada	
328,8	134 390	681 160	507
487,0	213 840	1 088 050	509
815,8	79 970	403 880	505
1 596,2	167 250	843 920	505

Selectividad:

Para cuantificar el La en presencia de los demás elementos químicos que componen una matriz geológica de suelos, tanto elementos mayores como elementos traza en diferentes niveles de concentración, se identificó el radionúclido activado ^{140}La en los espectros de energía gamma adquiridos en los tres materiales de referencia certificados disponibles. A partir de los resultados obtenidos se logró la identificación unívoca de las energías de emisión gamma del radionúclido activado ^{140}La (328,8; 487,0; 815,8 y 1596,2 keV).

Linealidad:

Dado que en AANI se obtienen valores de concentración a partir de la comparación de la actividad específica determinada instrumentalmente mediante espectrometría gamma, es posible determinar la linealidad instrumental dada por la actividad específica medida en los equipos de espectrometría gamma, así como también la linealidad del método relativo.

Se analizaron cuatro réplicas de cada uno de los materiales de referencia y muestras Wepal relacionadas en la tabla 7. La linealidad instrumental y del método se evaluaron en dos sistemas de espectrometría gamma denominados DETA y DETB.

Tabla 7. Niveles de concentración de lantano empleados para evaluar la linealidad

N.º	Tipo de material	Concentración (mg/kg)
1	Wepal ISE 2013-1 S2	4,47
2	Wepal ISE 2015-2 S1	8,36
3	SRM 2709a San Joaquin soil	21,7
4	SRM 2711a Montana soil II	38,0

En cuanto a linealidad instrumental, los dos sistemas satisfacen el criterio de aceptación establecido, ya que sus coeficientes de correlación lineal (R) son mayores de 0,95 (0,9931 en DETA y 0,9973 en DETB). En cuanto a linealidad del método relativo, los dos sistemas satisfacen el criterio de aceptación establecido, ya que sus coeficientes de correlación (R) lineal son mayores de 0,95 (0,9784 en DETA y 0,9968 en DETB).

Límite de detección y cuantificación:

Para determinar el límite de detección (LOD) y el límite de cuantificación (LOQ) se utilizó la relación deducida por L. A. Currie y Cooper de la actividad mínima detectable [13], [15]:

$$D_{m,l} = \frac{A_m}{\epsilon_{p,1}} \left\{ \left[2bR_1 \{B_{C2,1} + B_{N,1}\} + \frac{A_m^2}{4} \right]^{0,5} + \frac{A_m}{2} \right\} \quad (4)$$

Donde:

$D_{m,l}$ = Actividad mínima detectable

A_m = Recíproco del error fraccional

$\epsilon_{p,1}$ = Eficiencia en la detección para el pico usado en la cuantificación

R_1 = Resolución instrumental para el pico usado en la cuantificación

b = Factor instrumental de multiplicación de rango de canales

$B_{C2,1}$ = Cuentas promedio por canal debido al continuo Compton de los fotones de alta energía

$B_{N,1}$ = Número de cuentas promedio debido al fondo natural

En la figura 5 se compara un espectro de energía producido por el material Wepal 2013-1 S2 con el espectro de fondo asociado, tomados durante un tiempo de 3 h (espectro adquirido en espectrómetro GC 3018). En esta figura queda en evidencia la capacidad de determinación multielemental del método, y se indican, como ejemplo, las posibles señales para la determinación de Sm, U (a partir de la medición del ²³⁹Np), Cr, As, Sc, Fe, K y Na. Sin embargo, como se mencionó en el alcance del presente trabajo, se usarán las señales del ¹⁴⁰La en la prueba de la metodología propuesta de validación.

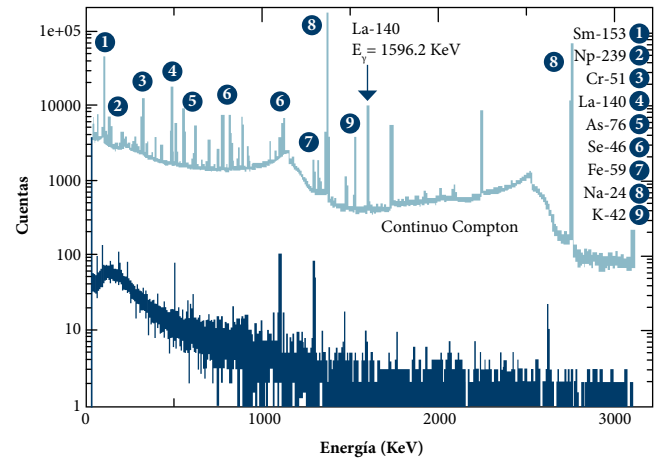


Figura 5. Espectro de radiación gamma emitido por una muestra de suelo (MR Wepal 2013-1 S2) y por un blanco (vial vacío). Se observa el pico de energía de La 1596.2 keV

Se observa que la señal de la muestra está por encima de la proveniente del fondo, en general pueden verse diferencias de hasta dos órdenes de magnitud para cualquier valor de energía. En el AANI el límite de detección, además de depender de la sensibilidad del sistema de detección, depende fuertemente de la señal del continuo Compton de los picos con energía mayor al pico de interés, como puede verse en la Figura 5.

Para la determinación de la $D_{m,1}$ para el ¹⁴⁰La, se analizaron dos picos de energía para el cálculo cuantitativo (487.0 y 1596 keV). En la figura 6 se encuentra la zona del espectro correspondiente a la energía de 1596.2 keV, que es la energía de emisión de mayor intensidad del isótopo radiactivo ¹⁴⁰La.

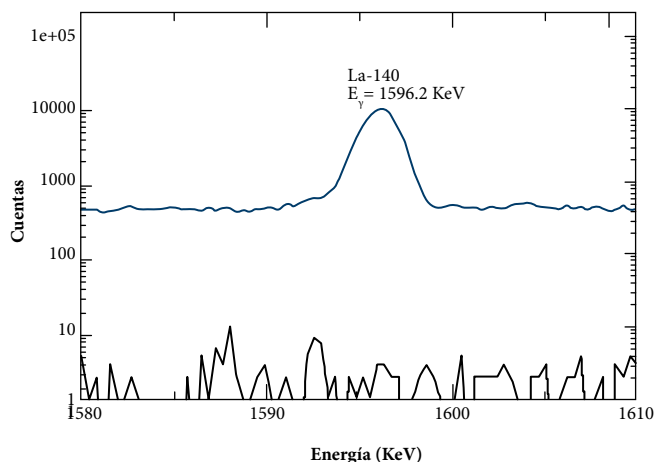


Figura 6. Pico de radiación gamma de 1.596,2 keV, emitido por una muestra de suelo (Wepal 2013-1 S2) y por un blanco

Se observa que el fondo radiactivo es un orden de magnitud más bajo que la señal usada para cuantificar. Algo similar se tiene en la energía de 487 keV. Haciendo uso de estos espectros es posible obtener los valores de entrada de la ecuación 4 para la determinación de $D_{m,1}$. El resultado de este cálculo se muestra en la tabla 8, junto con la conversión de estos valores a unidades de mg/kg mediante el uso de la ecuación 3.

Tabla 8. Valores de $D_{m,1}$, LOD y LOQ determinados para la cuantificación de La por AANI

Energía keV	$D_{m,1}$ (Bq)	LOD (mg/kg)	LOQ (mg/kg)
487	0,29	0,38	1,12
1596	0,18	0,22	0,66

Intervalo de trabajo:

El intervalo de trabajo fue establecido como el intervalo entre el límite de cuantificación del método estimado en el parámetro anterior y el valor máximo aceptado en el parámetro de linealidad. Así, el intervalo de trabajo establecido para el método es de 0,66-38 mg/kg. El rango anterior no satisface completamente el criterio de aceptación, ya que se encuentra en el rango de concentración de La comúnmente reportado en muestras geológicas de suelo (7-53 mg/kg) [16]. Por lo tanto, se debe extender el intervalo de trabajo en futuros exámenes de validación del método mediante el análisis de MRC de mayor concentración para este elemento.

Precisión:

Las tablas 9 a 11 muestran los resultados de las pruebas de precisión indicadas en la tabla 5.

Tabla 9. Repetibilidad con dos analistas diferentes (valores en mg/kg)

W ISE 2013-1 S2 (n = 4)			
Analista 1		Analista 2	
Valor determinado		Valor determinado	
$\bar{x}^{(1)}$	4,42	\bar{x}	4,85
DS ⁽¹⁾	0,54	SD	0,53
CV ⁽¹⁾	12 %	CV	11 %
MRC NIST 2709a (n = 4)			
Valor determinado		Valor determinado	
\bar{x}	22,88	\bar{x}	21,00
DS	2,38	SD	2,20
CV	10 %	CV	10 %

⁽¹⁾ \bar{x} = promedio; DS= desviación estándar; CV= coeficiente de variación

Tabla 10. Precisión intermedia en cuatro sesiones de irradiación diferentes (valores en mg/kg)

MRC NIST 2711a (n = 4)		MRC NIST 2709a (n = 4)	
Valor determinado		Valor determinado	
\bar{x}	39,73	\bar{x}	20,72
DS	2,25	SD	1,13
CV	6 %	CV	5 %

Tabla 11. Precisión intermedia del efecto del cambio del detector usado en la determinación (valores mg/kg)

W ISE 2013-1 S2		MRC NIST 2709a	
Detector	Valor determinado	Detector	Valor determinado
DETA	5,13	DETA	19,77
DETB	4,26	DETB	19,83
DETC	5,03	DETC	19,41
DETD	4,14	DETD	21,93
\bar{x}	4,64	\bar{x}	20,24
DS	0,51	DS	1,15
CV	11 %	CV	6 %

Los resultados de precisión muestran que para los efectos evaluados (repetibilidad, sesiones diferentes de irradiación y cambio del sistema de detección), se cumple con el criterio de aceptación establecido en la validación (CV < 15 %)

Reproducibilidad:

Aprovechando la participación del LAAN en un programa de evaluación del desempeño analítico para la determinación elemental en matriz de suelo (Wepal-ISE [11]), se pudieron comparar los resultados del contenido de lantano (La) reportados por el LAAN mediante el método de AANI con los contenidos reportados por otros métodos analíticos en muestras de similar contenido de lantano. En la tabla 12 se relacionan los valores reportados por diferentes métodos de muestras geológicas de suelo pertenecientes a las dos rondas de intercomparación mencionadas.

Tabla 12. Contenidos de La (mg/kg) reportados por diferentes métodos de análisis

Código de muestra	Método			
	AANI (LAAN)	FRX ⁽¹⁾	ICP-AES ⁽²⁾	ICP-MS ⁽³⁾
ISE 2015-1 S2	30,2	30,3	28,0	27,9
ISE 2015-1 S3	27,3	27,4	24,0	26,4
ISE 2015-2 S2	31,6	30,3	27,4	32,9
ISE 2015-2 S3	31,1	32,2	28,0	31,8

⁽¹⁾ Fluorescencia de rayos X.

⁽²⁾ Espectroscopía de emisión atómica con plasma de acoplamiento inductivo.

⁽³⁾ Espectrometría de masas con plasma acoplado inductivamente.

Con estos valores se evaluó la existencia de diferencias estadísticamente significativas entre AANI y otras técnicas analíticas, para lo cual se realizó un análisis de varianza (Anova) de un factor, empleando un nivel de confianza del 95% ($\alpha = 0,05$). Como resultado de esta prueba, no se encontraron diferencias significativas entre los resultados obtenidos con las diferentes técnicas analíticas usadas en la determinación de lantano.

Adicionalmente, para evaluar este parámetro se realizó una comparación de los resultados obtenidos por el LAAN con los reportados por otros laboratorios mediante la misma técnica de AANI en los ejercicios Wepal realizados en 2015 (cuatro muestras de suelos analizadas por cuatro laboratorios diferentes). Los resultados de la evaluación (tabla 13) muestran que satisface el criterio de aceptación establecido para la reproducibilidad ($CV < 15\%$). Con estos valores se evaluó la existencia de diferencias estadísticamente significativas entre los valores reportados por el LAAN y los reportados por otros tres laboratorios escogidos al azar, que también emplean el método de AANI, para lo cual se realizó un análisis de varianza (Anova) de un factor, empleando un nivel de confianza del 95% ($\alpha = 0,05$). En esta prueba no se encontraron diferencias significativas entre los resultados obtenidos entre el LAAN y los otros tres laboratorios que usaron AANI en el ejercicio.

Tabla 13. Contenidos de La (mg/kg) reportados por diferentes laboratorios empleando el método de AANI

Código de muestra	Laboratorio			
	LAAN	CERT ⁽¹⁾	IPCN ⁽¹⁾	TECNUC ⁽¹⁾
ISE 2015-1 S2	30,2	29,2	30,2	32,3
ISE 2015-1 S3	27,3	28,6	27,4	29,3
ISE 2015-2 S2	31,6	32,9	34,7	34,8
ISE 2015-2 S3	31,1	33,5	35,2	33,6
\bar{x}	30,5	28,2	33,5	33,4
DS	1,3	1,0	1,6	1,7
CV (%)	4,3	3,4	4,6	5,1

⁽¹⁾ Código asignado al laboratorio participante en los ejercicios de intercomparación.

Veracidad:

Se calculó el error en términos de porcentaje (% E) respecto al valor certificado en el MRC NIST 2710a, al valor de referencia en el MRC NIST 2709a y al valor reportado de lantano (La) en la muestra Wepal ISE 2013-1 S2 ($n = 4$), muestras que fueron preparadas por el mismo analista e irradiadas en la misma gradilla (misma sesión de irradiación). Los resultados, relacionados en la tabla 14, muestran que se satisface el criterio de aceptación para la exactitud, ya que el porcentaje

de exactitud calculado estuvo en el rango de 85% a 115% (9,6%; 97,4% y 96,7%, respectivamente).

Tabla 14. Resultados de exactitud en tres materiales diferentes

Muestra	Método			% E
	\bar{x} (n = 4) (mg/kg)	DS (mg/kg)	CV (%)	
MRC NIST 2710 ^a	29,87	2,72	9,09	97,6
MRC NIST 2709 ^a	21,14	1,04	4,92	97,4
W ISE 2013-1 S2	4,32	0,50	11,6	96,7

Incertidumbre:

Como una primera aproximación al cálculo de estimación de la incertidumbre se han tenido en cuenta solamente las componentes más importantes, de acuerdo con lo establecido en la bibliografía [1], [17]. En el diagrama causa y efecto de la figura 7 se encuentran las componentes tenidas en cuenta. En esta figura, la línea central representa la incertidumbre asociada a la determinación de la fracción de masa mediante el método de AANI; las líneas inclinadas indican las categorías principales que incrementan la incertidumbre, y las líneas horizontales indican los componentes específicos considerados significativos en cada categoría.

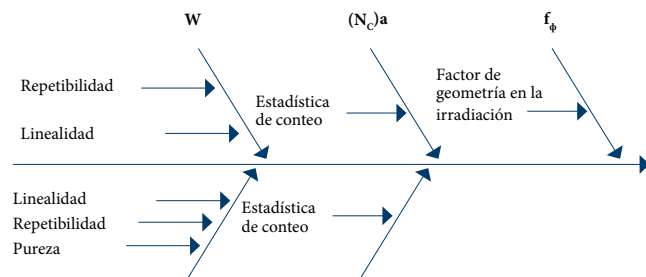


Figura 7. Diagrama de causa y efecto correspondiente a la determinación de la incertidumbre, por AANI, en la concentración de lantano

Teniendo en cuenta los estudios previos realizados para estimar la incertidumbre en AANI, las fuentes de incertidumbre pueden ser agrupadas de acuerdo con los pasos asociados al método en tres categorías [17]: 1) preparación de la muestra y del comparador (categoría W), 2) irradiación (categoría f_ϕ), 3) medida de radiación gamma y análisis (categoría N_c). Se puede notar en la figura que la categoría de preparación de la muestra (W) y de medida de la radiación inducida (N_c) aparecen dos veces, debido a que debe considerarse este aporte tanto para la muestra elegida como para el MRC usado como comparador. En la tabla 15 se encuentran las fuentes de incertidumbre más importantes de cada categoría y la forma de cálculo empleada en el presente trabajo.

Tabla 15. Expresión de la incertidumbre relativa de cada una de las componentes de la incertidumbre en el método de AANI

u_x	Descripción	Incertidumbre estándar $u(x)$	Incertidumbre relativa $u(x) / x$
Preparación de muestras			
W	Repetibilidad masa del analito	$\frac{0,1 \text{ mg}}{\sqrt{9}}$	$\frac{0,1 \text{ mg}}{W\sqrt{9}}$
W	Linealidad masa del analito	$\frac{0,2 \text{ mg}}{\sqrt{9}}$	$\frac{0,2 \text{ mg}}{W\sqrt{9}}$
w	Repetibilidad masa del comparador	$\frac{0,1 \text{ mg}}{\sqrt{9}}$	$\frac{0,1 \text{ mg}}{w\sqrt{9}}$
w	Linealidad masa del comparador	$\frac{0,2 \text{ mg}}{\sqrt{9}}$	$\frac{0,2 \text{ mg}}{w\sqrt{9}}$
w	Pureza	$\frac{P}{\sqrt{9}}$	$\frac{P}{w\sqrt{9}}$
Factor corrección de flujo neutrónico			
f_ϕ	Variación en la geometría de irradiación	$u_{r,1} = \sqrt{\left(\frac{A_{err}(\phi_a)}{N_{\phi a}}\right)^2 + \left(\frac{A_{err}(\phi_c)}{N_{\phi c}}\right)^2 + 2(\sigma_a^2 + (Ln(E))^2 \sigma_b^2 + (Ln(E))^4 \sigma_c^2)}$	
Medición de radiación gamma			
N_a	Estadística de conteo del analito	$A_{error, a}$	$\frac{A_{error, a}}{N_a}$
N_c	Estadística de conteo del comparador	$A_{error, c}$	$\frac{A_{error, c}}{N_c}$

Como primera aproximación, para calcular la incertidumbre combinada (u_c) se realizó la suma cuadrática de las incertidumbres relativas de cada componente, en cada una de las tres categorías. Como resultado, se determinó una incertidumbre total expandida ($k=2$) del 5,7 %.

Finalmente, a partir de la validación realizada se establecen, para el método mencionado, los parámetros de desempeño que se indican en la tabla 16.

Tabla 16. Parámetros de desempeño establecidos para el método de análisis de La en matrices de suelo

Parámetro de desempeño	Criterio o valor experimental	Conclusión
Especificidad y selectividad	Método específico y selectivo	Cumple
Linealidad	Linealidad instrumental: R: 0,9931 en DET03 y 0,9973 en DET06	Cumple
	Linealidad del método comparador: R: 0,9784 en DET03 y 0,9968 en DET06	Cumple
LOD y LOQ	LOD: 0,22 mg/kg LOQ: 0,66 mg/kg	Cumple
Intervalo de trabajo	Desde el límite de cuantificación de 0,66 mg/kg hasta el superior de linealidad de 38,0 mg/kg	Se debe extender el intervalo de trabajo en futuros trabajos
Precisión	87,8%-95,7%	Cumple
Exactitud	90,0%-97,6%	Cumple
Incertidumbre	5,7 %	Cumple

4. Conclusiones

De acuerdo con la planeación efectuada y los resultados obtenidos en la evaluación de los parámetros de desempeño, es posible establecer que el método relativo del análisis por activación neutrónica instrumental es específico y selectivo

para el analito lantano (La), además de preciso, exacto y reproducible bajo las condiciones propias de operación del laboratorio; por tanto, es apto para ser empleado en la determinación del contenido elemental de La en matrices geológicas de suelos en el rango de 0,66 a 38,0 mg/kg.

Dadas las ventajas que ofrece la activación neutrónica en cuanto a la linealidad de respuesta respecto a la concentración del analito, se recomienda la adquisición de materiales geológicos de referencia tipo suelos que contengan lantano con concentraciones superiores a 38 mg/kg, con el objetivo de ampliar el intervalo de trabajo para la cuantificación de este elemento, de tal manera que no solo pueda determinarse en suelos con contenidos naturales, sino que el método también permita su cuantificación en suelos enriquecidos en tierras raras con altos contenidos de lantano, cuyas concentraciones pueden llegar hasta 143 mg/kg [16].

El método desarrollado para el análisis por activación neutrónica en muestras de suelo mostró ser fiable. La evaluación de los parámetros se realizó siguiendo lo establecido por la ISO/IEC 17025:2005. Los resultados de la evaluación de los parámetros de desempeño dejaron en claro que en selectividad, linealidad, límite de detección y cuantificación, rango de trabajo, precisión, veracidad e incertidumbre, el método cumple los requerimientos establecidos. Esto permite establecer una línea de trabajo hacia la validación de más elementos mediante esta técnica y ofrecer a la comunidad científica del país un método de calidad, acorde con los estándares internacionales.

Agradecimientos

Los autores agradecen al grupo del reactor nuclear IAN-R1 por el posicionamiento de gradillas e irradiación de muestras, y al Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) por la asesoría y acompañamiento en el proceso de validación por medio de la colaboración de expertos.

Referencias

- [1] 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, no. 3-4, pp. 193-241, 2011, <https://doi.org/10.1016/j.sab.2010.12.011>.
- [2] International Atomic Energy Agency, *Practical aspects of operating a neutron activation analysis laboratory* (IAEA-TECDOC). International Atomic Energy Agency, 1990.
- [3] A. Travesi y J. d. E. N. S. d. Publicaciones, *Análisis por activación neutrónica: teoría, práctica y aplicaciones*. Servicio de Publicaciones de la J. E. N., 1975.
- [4] O. A. Sierra *et al.*, "Estimación de los parámetros de flujo neutrónico f y ϕth a partir de la irradiación de suelos de referencia y monitores de Al-Au", *Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*, no. 1, pp. 24-29, 2017, 2017. <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.1.2017.18>
- [5] E. L. Hoffman, "Instrumental neutron activation in geoanalysis", *Journal of Geochemical Exploration*, vol. 44, no. 1-3, pp. 297-319, 1992, [https://doi.org/10.1016/0375-6742\(92\)90053-B](https://doi.org/10.1016/0375-6742(92)90053-B).
- [6] W. M. Arafa *et al.*, "Geochemistry of sediments and surface soils from the Nile delta and lower Nile valley studied by epithermal neutron activation analysis", *Journal of African Earth Sciences*, vol. 107, pp. 57-64, 2015, <https://doi.org/10.1016/j.jafrearsci.2015.04.004>.
- [7] A. El-Taher, "Elemental analysis of granite by instrumental neutron activation analysis (INAA) and X-ray fluorescence analysis (XRF)", *Applied Radiation and Isotopes*, vol. 70, no. 1, pp. 350-354, 2012, <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2011.09.008>.
- [8] E. Orvini *et al.*, "Trace element characterization by INAA of three sediments to be certified as standard reference materials", *Microchemical Journal*, Conference Paper [XI Italian Hungarian Symposium on Spectrochemistry] vol. 79, no. 1-2, pp. 239-242, 2005, <https://doi.org/10.1016/j.microc.2004.05.008>.
- [9] I. A. E. Agency, *Applications of research reactors*. Internat. Atomic Energy Agency, 2014.
- [10] J. Sandoval Lagos y E. M. López, "Desarrollo de capacidades para la operación del reactor nuclear IAN-R1", *Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*, no. 2, pp. 15-30, 2018, <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.2.2018.52>.
- [11] W. E. P. f. A. Laboratories, "International soil-analytical exchange, Anual report 2015", en "ISE", Wageningen University, Netherland, 2015, vol. ISE 2015.
- [12] B. M. a. U. Ö. (eds.), "Eurachem guide: The fitness for purpose of analytical methods: A laboratory guide to method validation and related topics", 2a. ed., Eurachem, 2014, p. 70.
- [13] P. Bode, "Detectors and detection limits in INAA: I. General theoretical relationships between detector specifications and detection limits", *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, vol. 222, no. 1-2, pp. 117-125, 1997. <https://doi.org/10.1007/BF02034257>.
- [14] P. Bode, "Detectors and detection limits in INAA: II. Improvements in detection limits with large Ge-detectors, well-type Ge-detectors and anti-Compton spectrometers", *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, vol. 222, nos. 1-2, pp. 127-132, 1997. <https://doi.org/10.1007/BF02034258>.
- [15] L. A. Currie, "Limits for qualitative detection and quantitative determination: Application to radiochemistry", *Analytical Chemistry*, vol. 40, no. 3, pp. 586-593, 1968. <https://doi.org/10.1021/ac60259a007>.
- [16] EuroGeoSurveys, "Geochemical Atlas of Europe, electronic version", Geological Survey of Finland. [En línea]. Disponible en http://weppi.gtk.fi/publ/foregsatlas/maps_table.php
- [17] J. Kučera, P. Bode y V. Štěpánek, "The 1993 ISO guide to the expression of uncertainty in measurement applied to NAA", *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, vol. 245, no. 1, pp. 115-122, 2000, <https://doi.org/10.1023/A:1006760726572>.

Radiación natural dentro de la Cueva del Tigre de Yaguará, Huila, Colombia

Natural radiation inside Cueva del Tigre, Yaguará, Huila, Colombia

Sonia Salazar^{1,4}, Arturo Argüelles^{2,4}, Gustavo Garzón^{3,4}, Luisa Fernanda Meza³

Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares, 4, 16-30, 2020
Recibido: 3 de febrero de 2020
Aceptado: 27 de junio de 2020
Publicado en línea: 14 de octubre de 2020
Doi: <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.4.2020.560>



Esta obra está bajo licencia internacional Creative Commons Reconocimiento 4.0.

Citación: S. Salazar, A. Argüelles, G. Garzón y L. F. Meza, “Radiación natural dentro de la cueva del Tigre de Yaguará, Huila, Colombia”, *Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*, n.º 4, pp. 16-30, 2020. <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.4.2020.560>

Resumen

Se investigó el grado de exposición a la radiación natural al cual se someten los turistas y guías turísticos durante su tiempo de permanencia dentro de la cueva del Tigre del municipio de Yaguará, en el departamento del Huila. Fueron estimadas las dosis efectivas anuales para probables escenarios de visitas esporádicas a la cueva y para casos de permanencia de cien horas anuales dentro de una galería central, y se observó que exposiciones superiores a cien horas anuales pueden superar potencialmente los límites recomendados por la normativa nacional e internacional. Se adelantaron extensos trabajos de campo en octubre de 2017 y febrero de 2018, considerando en detalle, primero, algunos aspectos morfológicos que definen las posibilidades de ventilación subterránea; segundo, aspectos microclimáticos, como la humedad relativa y las temperaturas del aire interno, que son afectadas por propiedades del subsuelo, como la porosidad, la permeabilidad y el fallamiento geológico activo, y tercero, los niveles de gas radón y su estado de equilibrio con sus isótopos descendientes de corta vida, generadores de partículas alfa, y principales responsables de las dosis efectivas de radiación ionizante.

Palabras clave: Radón, cueva, Huila, radiactividad, turismo.

Abstract

In the present work, the degree to which tourists and tour guides are subjected to exposure to natural radiation during their time within Cueva del Tigre in the municipality of Yaguará and the department of Huila was investigated. Extensive field work was performed in October 2017

¹ Ministerio de Ciencia, Tecnología e Innovación, MinCiencias, Bogotá, Colombia.

² Universidad Santiago de Cali, sede de Pampa Linda, Cali, Colombia.

³ Servicio Geológico Colombiano, Dirección Técnica de Laboratorios, Cali y Popayán, Colombia.

⁴ Centro de Aplicaciones Físicoquímicas en el Entorno, Grupo de Investigación FISQUIM, Cali, Colombia.

Email de correspondencia: ggarzon@sgc.gov.co

and February 2018 to examine in detail numerous considerations: first, certain morphological aspects that define the possibilities for underground ventilation; second, microclimatic aspects such as relative humidity and indoor air temperatures, which are affected by subsoil properties such as porosity, permeability and active geological faulting; and third, levels of radon gas and its state of equilibrium with its short-lived descendants, which are generators of alpha particles and are therefore mainly responsible for the effective doses of ionizing radiation. Annual doses were estimated for probable scenarios of sporadic visits to the cave and longer stays within the cave. It was observed that stays of more than 100 hours per year in a central gallery could potentially exceed the limits recommended by national and international regulations.

Keywords: Radon, cave, Huila, radioactivity, tourism.

El veneno está en la dosis. Hipócrates (460-371 a.C.)

La dosis hace al veneno o al remedio. Paracelso (1493-1541)

1. Introducción

En el planeta Tierra estamos constantemente expuestos al fenómeno natural de la radiación energética o propagación natural de las ondas electromagnéticas y de las partículas subatómicas a través de medios acuosos o aéreos. En ambientes subterráneos, las exposiciones más comunes son la radiación térmica transmitida por el flujo de fluidos a través de zonas fracturadas de las rocas, y la radiación ionizante producida por los materiales radiactivos constituyentes de los minerales en las rocas o transportados por el flujo de fluidos subterráneos.

Para investigar la radiación térmica subterránea, las principales variables que deben considerarse son los factores estructurales, morfológicos, la humedad relativa y las temperaturas, mientras que para investigar la radiación ionizante, el principal factor es el nivel de gas radón y su estado de equilibrio radiactivo con sus descendientes naturales de corta duración.

El elemento químico radón (*Rn*) es un gas monoatómico noble, sin color, ni olor ni sabor. Su radio atómico es menor que el del elemento químico xenón (*Xe*), debido a la influencia del nivel electrónico $4f^{14}$ de los lantánidos. El radón es un gas poco soluble en el agua, que se absorbe muy bien en la superficie del carbón activado y en la sílica gel. Tiene tres isótopos naturales inestables: el radón ($^{222}_{86}\text{Rn}$), el torón ($^{220}_{86}\text{Rn}$) y el actinón ($^{219}_{86}\text{Rn}$), que se desintegran por mecanismo *alfa*, con vidas medias de 3,82 d, 55,6 s y 3,96 s (tabla 1), en

las series de decaimiento del $^{238}_{92}\text{U}$, $^{232}_{90}\text{Th}$ y $^{235}_{92}\text{U}$, respectivamente [1].

Los isótopos $^{222}_{86}\text{Rn}$, $^{220}_{86}\text{Rn}$ y $^{219}_{86}\text{Rn}$, al igual que todos los productos de las series de decaimiento del $^{238}_{92}\text{U}$, $^{232}_{90}\text{Th}$ y $^{235}_{92}\text{U}$, están contenidos en variadas proporciones en la mayoría de las mineralizaciones y rocas, y por tanto están ampliamente distribuidos en toda la corteza terrestre. Por su mayor contenido en la naturaleza con respecto al $^{220}_{86}\text{Rn}$ y $^{219}_{86}\text{Rn}$, el $^{222}_{86}\text{Rn}$ es ampliamente utilizado en la prospección del $^{238}_{92}\text{U}$ [2], y también sirve de trazador de flujos atmosféricos [3] y es una herramienta científica empleada como precursora de eventos geodinámicos, incluidos los eventos sísmicos de naturaleza tectónica [4]. Como muchos materiales terrestres, el $^{222}_{86}\text{Rn}$ presenta propiedades horméticas [5], de acuerdo con las cuales, dependiendo de las dosis de asimilación en el cuerpo humano, puede tener efectos adversos o medicinales. Algunas propiedades radiactivas de los isótopos descendientes de corta duración del radón (*Rn*) se muestran en la tabla 2.

Se conocen reportes de su efecto cancerígeno, sobre todo cuando la exposición a altos niveles se realiza por períodos medidos en años [6]. El efecto adverso mejor documentado es el cáncer de pulmón, que ha sido detalladamente estudiado en mineros que laboran en ambientes subterráneos, casos en que se ha demostrado que el período de latencia o intervalo de tiempo entre el estímulo y la respuesta ha sido, como mínimo, de cinco años [7], [8]. Sin embargo, entre los efectos positivos del $^{222}_{86}\text{Rn}$ se cita su uso medicinal, y como tal es empleado en Europa y Asia desde

tiempos remotos, en el tratamiento de enfermedades articulares y respiratorias [9].

Se presenta una detallada descripción subterránea de la cueva del Tigre, con discusiones de fenómenos de transferencia de calor y niveles promediados del isótopo gaseoso $^{222}_{86}Rn$ en cada galería. Al final se presenta un panorama de dosis efectivas de radiación ionizante para probables escenarios de tiempo de permanencia dentro de la cueva.

Tabla 1. Propiedades radiactivas de los isótopos naturales del radón (Rn) [1]

Isótopo	Desde	Hasta	Vida media	Energía (MeV)	Serie
$^{222}_{86}Rn$	$^{222}_{88}Ra$	$^{218}_{84}Po$	3,82 días	5,49	$^{238}_{92}U$
$^{220}_{86}Rn$	$^{224}_{88}Ra$	$^{216}_{84}Po$	55,6 segundos	6,28	$^{232}_{90}Th$
$^{219}_{86}Rn$	$^{223}_{88}Ra$	$^{215}_{84}Po$	3,96 segundos	6,82	$^{235}_{92}U$

Tabla 2. Cadena de decaimiento radiactivo del radón (simplificada) [1]

Isótopo	Vida media	Mecanismo	Energía (MeV)
$^{222}_{86}Rn$	3,82 días	Alfa	5,49
$^{218}_{84}Po$	3,11 minutos	Alfa	6,12
$^{214}_{82}Pb$	26,8 minutos	Beta	1,02
$^{214}_{83}Bi$	19,9 minutos	Beta	3,27
$^{214}_{84}Po$	0,16 milisegundos	Alfa	7,83

$^{222}_{86}Rn \xrightarrow{\alpha} ^{218}_{84}Po \xrightarrow{\alpha} ^{214}_{82}Pb \xrightarrow{\beta} ^{214}_{83}Bi \xrightarrow{\beta} ^{214}_{84}Po$

2. Regulaciones del radón

Una vez demostrados los efectos negativos que la exposición permanente en términos de años a altas dosis de $^{222}_{86}Rn$ tiene en la salud humana, y conocida la vulnerabilidad de muchos ciudadanos dentro de sus viviendas y sitios de trabajo, y especialmente de los mineros en sus lugares de trabajo, diversas agencias de protección de la salud pública y ministerios de salud han gestionado la adopción de regulaciones nacionales, que no siempre coinciden de país a país.

En EE. UU., por intermedio de la Agencia de Protección Medioambiental (EPA) [10], fueron establecidos niveles máximos de $148 \text{ Bq} \cdot \text{m}^{-3}$ de radón en viviendas, escuelas y lugares de trabajo. En Europa, la Directiva 2013/59/Euratom, al igual que la Organización Mundial de la Salud (OMS), establecieron un límite de $300 \text{ Bq} \cdot \text{m}^{-3}$, tanto para viviendas como para lugares de trabajo [11].

En Colombia, el Ministerio de Minas y Energía expidió la Resolución 18-1434 en 2002, mediante la cual se estableció “una dosis anual efectiva que no debe exceder $20 \text{ mSv} \cdot \text{a}^{-1}$ como promedio de cinco años consecutivos para los trabajadores ocupacionalmente expuestos y $1,0 \text{ mSv} \cdot \text{a}^{-1}$ para el público” [12], valores que corresponden a los límites recomenda-

dos por la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) [13]. Si bien es claro que los turistas están incluidos en la categoría de público, se debe demostrar el cumplimiento de ese límite. Por el contrario, no hay claridad normativa sobre la categorización de los guías turísticos que frecuentan las cavernas o que pudieran quedar atrapados por largos períodos.

3. Área de estudio

La cueva del Tigre ($02^{\circ} 44' 26'' \text{ N}$, $-75^{\circ} 28' 59'' \text{ W}$, 814 m. s. n. m.) está localizada en la vereda Upar, a 10 km del casco urbano del municipio de Yaguará, muy cerca del embalse de Betania (figura 1). La zona en donde se encuentra la cueva del Tigre ha sido estudiada previamente por su importancia arqueológica, pues allí fue hallado el Mosasaurio de Yaguará o *Yaguarasaurus columbianus* [14], y por su importancia hidrocarburífera, que motivó que allí se llevara a cabo el programa sísmico Upar 3D 2012 de Ecopetrol [15]. La cueva del Tigre está en línea recta de Neiva, a 31 km de distancia; de Popayán, a 128 km, y de Cali, a 140 km. Desde el casco urbano de Yaguará se debe viajar hasta la vereda Upar, perteneciente al mismo municipio [16].

El municipio de Yaguará se encuentra localizado sobre los valles del río Yaguará y el río Magdalena, en la parte central del departamento del Huila, en la vertiente oriental de la cordillera Central, con una temperatura promedio de 30°C y una precipitación promedio anual de 1.642 mm, por lo que se clasifica como un clima cálido seco [17].

El municipio de Yaguará tiene características geológicas y geomorfológicas correspondientes a planicies aluviales con un relieve de pendientes relativamente fuertes que cruzan drenajes desarrollados en su mayoría sobre rocas del Cretáceo, conformado por la Formación Caballos que está compuesta en su miembro Inferior por arenitas cuarzosas, intercaladas con lodolitas, shales y láminas de arenitas más finas. El miembro Medio es una unidad lodosa compuesta por lodolitas intercaladas con caliza lítica fosilífera. El miembro Superior se caracteriza por presentar capas de arenitas líticas y calcáreas generalmente glauconíticas, con una buena cantidad de fósiles de amonitas, bivalvos y gastrópodos. El miembro Superior se correlaciona en la zona con la Formación Villeta [18]. A medida que la fracción de grano fino aumenta, también lo hace el contenido de $^{238}_{92}U$, dada la afinidad que tiene este elemento químico con los minerales arcillosos [19]. Por esto, en las ro-

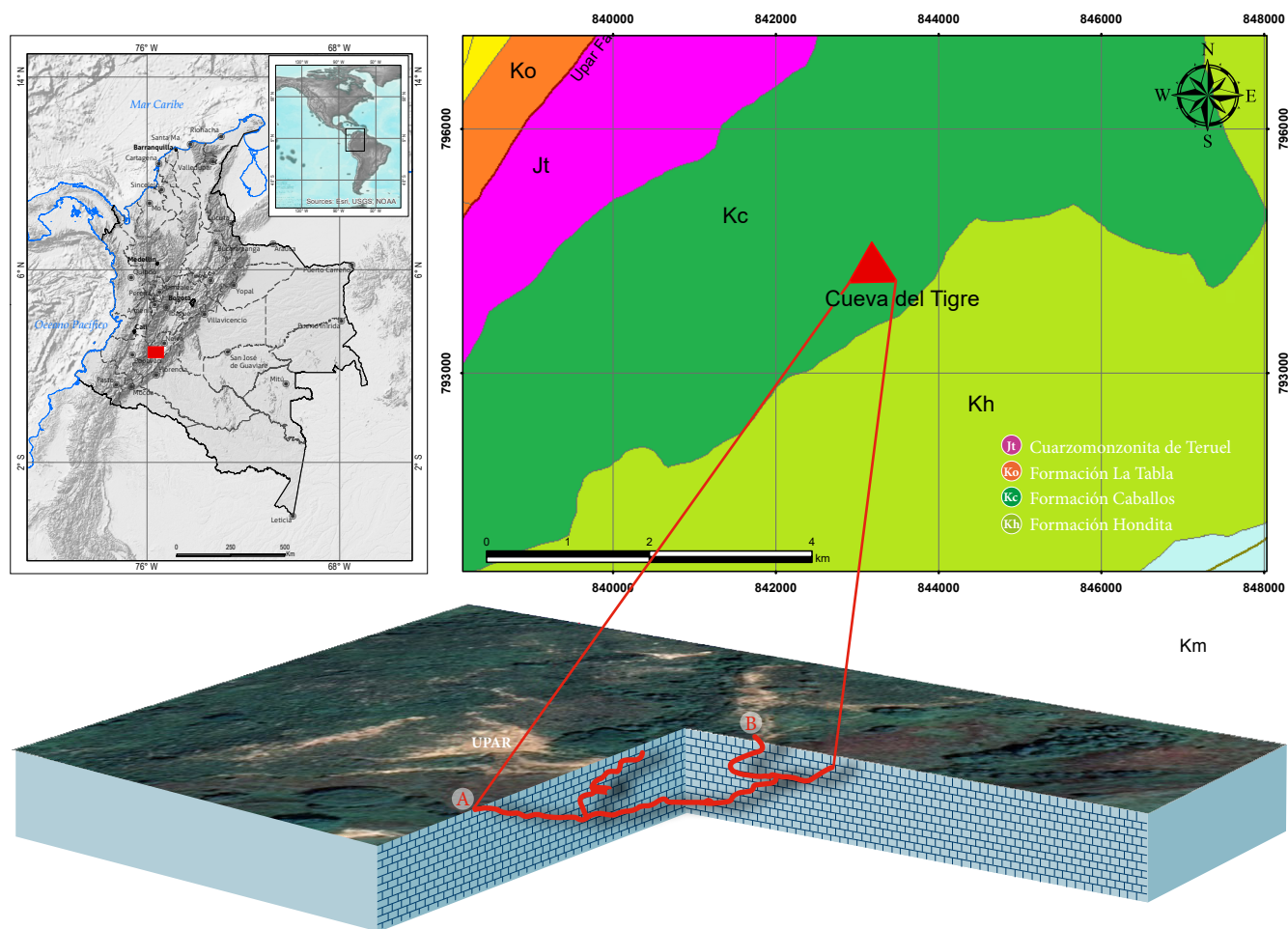


Figura 1. Localización y proyección de la cueva del Tigre, de Yaguará

cas de grano fino, como las lodolitas y shales de la Formación Caballos, se genera gas $^{222}_{86}\text{Rn}$ por la desintegración radiactiva del $^{238}_{92}\text{U}$ contenido en estas rocas. Esta unidad la encontramos enfrentando la quebrada Chichayaco, las haciendas El Tigre, las Nubes, Gramalito y las Brisas, la zona noroccidental del municipio de Yaguará, en las veredas Letrán, Viso y Upar, en límites con el municipio de Palermo, hacia la Cuchilla de Upar, zona donde se encuentra la cueva del Tigre (figura 1).

4. Metodología

Dentro de la cueva del Tigre de Yaguará se realizaron mediciones morfológicas con un sistema láser Bauker, modelo NLT80, 635 nm, que tiene una cobertura de medición de entre 0,05 y 80 m, y una potencia máxima de 1,0 mW. Se utilizó también un medidor de luz Sunche modelo HS1010. Para evaluar zonas con variados gradientes de presión atmosférica se empleó un anemómetro R2 modelo GM816. Las temperaturas y hu-

medades en las galerías y en los corredores de la cueva del Tigre fueron medidas con un termómetro/higrómetro Protmet, modelo MS6508. Para el posicionamiento geográfico se utilizó un sistema de navegación GlobalSat-GPS-BU-353-S4 versión móvil, con 4.800 baudios.

Las mediciones del gas radón $^{222}_{86}\text{Rn}$ en cavernas requieren siempre la superación de retos físicos y técnicos relacionados con los riesgos mecánicos, la humedad, las temperaturas, el difícil acceso, la oscuridad y, en particular, la imposibilidad de disponer de fuentes eléctricas para los instrumentos. Por estas razones se utilizaron sistemas EPERM® (Electret Passive Environmental Radon Monitors) [20], [21] o cámaras de ionización con electreto. El sistema EPERM® se compone de tres elementos: 1) un disco de teflón Du-Pont cargado electrostáticamente, llamado *electreto*, que colecta iones en su superficie (figura 2a); 2) una cámara de polipropileno (figura 2b) conductora de electricidad, dentro de la cual un electreto puede ser descargado, y 3) un medidor del potencial de superficie del electreto.



Figura 2. a) Electretos ST.



b) Cámara S en modos abierto y cerrado

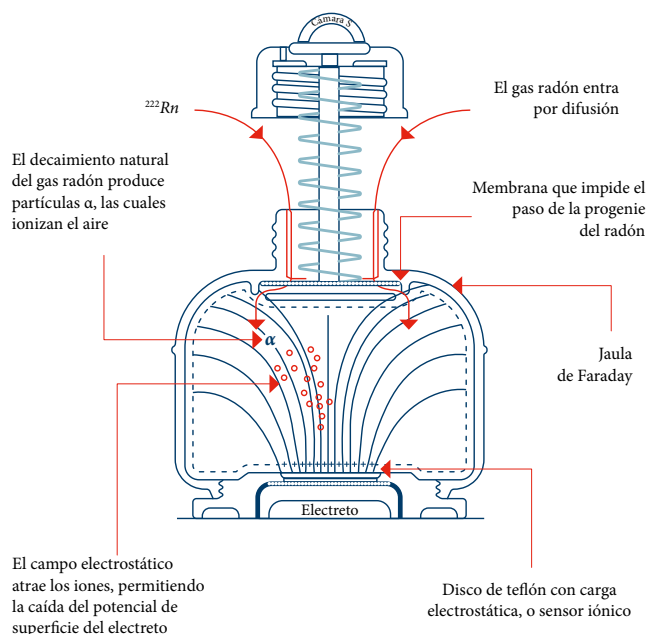


Figura 3. Procesos dentro del sistema EPERM® para la cuantificación del gas radón por conteo de partículas α [22]

El EPERM® es un sistema integrador de monitoreo de radón pasivo que se usa ampliamente en más de treinta países y está catalogado como el dispositivo más utilizado en los Estados Unidos en mediciones de radón a corto y largo plazo. Solo el gas radón, y no los productos de descomposición del radón (figura 3), se difunde a través de la entrada filtrada en el volumen sensible de la cámara de ionización hasta que la concentración del radón dentro de la cámara sea la misma que la concentración del entorno. La radiación emitida por la descomposición del radón (y los productos de descomposición formados a partir del radón dentro de la cámara de ionización) ionizará el aire.

El electreto cargado positivamente atrae los iones negativos generados por la radiación en la cámara de ionización, lo cual resulta en una disminución neta del potencial electrostático del electreto. Los iones positivos son atraídos hacia la pared de la cámara de ionización por el campo electrostático dentro de la jaula de Faraday, donde se disipan. El material conductor utilizado en la construcción de la cámara juega un papel muy importante en la generación de cargas negativas en las paredes de la cámara (figura 3). La caída del potencial electrostático del electreto (expresado en voltios), es proporcional a la concentración del radón y al período de exposición. A la jaula de Faraday solo ingresa el gas radón $^{222}_{86}Rn$, produciendo partículas α en su decaimiento natural, que, por su efecto ionizante dentro de la cámara, son detectadas mediante la caída del potencial electrostático del electreto en el período de tiempo del análisis [22].

Los electretos ST (*short-term*) son construidos con politetrafluoroetileno, con un disco de alta sensibilidad de teflón Du-Pont con carga eléctrica cuasipermanente. La carga del electreto crea un fuerte campo electrostático capaz de coleccionar iones de carga contraria. La cantidad de carga contenida en un electreto se caracteriza por su potencial de superficie, su diámetro y espesor. La cámara S (estándar de 210 ml) está construida con un polímero conductor de la electricidad, lo cual le permite minimizar la respuesta a la radiación gamma natural. Con un scintilómetro Saphymo modelo SPP2-NF con detector de NaI(Tl) y energía máxima de 30 keV, fue medida la radiación gamma ambiental.

Los procesos que tienen lugar durante las mediciones son: desintegración del gas $^{222}_{86}Rn$ por mecanismo α ; formación de descendientes $^{218}_{84}Po$, $^{214}_{82}Pb$, $^{214}_{83}Bi$ y $^{214}_{84}Po$; adición de los isótopos $^{218}_{84}Po$, $^{214}_{82}Pb$, $^{214}_{83}Bi$ y $^{214}_{84}Po$ para formar aeroso-

les; generación de iones O_2^+ ; electrificación de superficies; deposición de descendientes sobre superficies (*plate-out*) y filtración a través de membranas selectivas.

En la cueva del Tigre se ejecutaron mediciones piloto de dos días y mediciones integrales de quince días, utilizando sistemas EPERM® con combinaciones cámara+electreto en veintinueve lugares en las cinco galerías, así como en los siete corredores (figura 4). Cada electreto, con su respectivo código y su potencial inicial, fue instalado a alturas por donde respiran los visitantes y a 0,5 m de distancia de las paredes, cuando la morfología interna lo permitió, al término de lo cual se desinstalaron las estaciones y se midieron los potenciales finales de cada uno de los electretos. Siguiendo la metodología del sistema EPERM® de cámaras ionizantes [20], [21], se calculó inicialmente el factor de calibración FC para la configuración más eficaz, de acuerdo con la expresión (1):

$$FC = A + B \left[\left(\frac{V_i + V_f}{2} \right) \right] \quad (1)$$

donde V_i y V_f son los potenciales inicial y final de los electretos, expresados en voltios; las constantes A y B dependen de la configuración cámara + electreto y son establecidas en condiciones de laboratorio, atendiendo estándares internacionales, pues el FC se define como la caída de potencial de superficie cuando una específica configuración ha sido expuesta en laboratorio durante un día en un ambiente de referencia de $37 \text{ Bq} \cdot \text{m}^{-3}$ (37 desintegraciones por segundo) de $^{222}_{86}\text{Rn}$.

En las mediciones realizadas en la cueva del Tigre de Yaguará, la constante $A = 1,6978$ y $B = 5,742 \cdot 10^{-4}$.

Una vez establecido el FC , fueron calculadas las concentraciones activas del isótopo $^{222}_{86}\text{Rn}$ mediante la expresión (2):

$$[^{222}_{86}\text{Rn}] = \frac{V_i - V_f}{FC \cdot TA} - DG \quad (2)$$

donde TA es el tiempo de análisis, o tiempo de exposición de los sensores en el sitio de medición;

DG son las dosis de radiación gamma ambiental, donde $1 [\text{mR} \cdot \text{h}^{-1}] = 3,219 [\text{Bq} \cdot \text{m}^{-3}]$.

Teniendo en cuenta que a mayores alturas sobre el nivel del mar se reduce el número de moléculas por unidad de volumen de aire, se procedió a calcular el factor de corrección por altura FA para cada dato, puesto que a menor volumen,

menor capacidad de ionización, utilizando la expresión (3) resultante de experimentaciones en laboratorio con estándares internacionales:

$$FA = 1,97 \cdot 10^{-4} m + 0,79 \quad (3)$$

Como en todo método de medición, existen probables fuentes de error, con los electretos del sistema EPERM® es siempre importante trabajar en el rango de potenciales entre 200 y 750 V, pues periódicamente solo en este rango se recibe la certificación metroológica internacional. Es importante considerar un error máximo del 3%, relacionado con posibles imperfecciones geométricas de los electretos y las cámaras EPERM®, relacionadas con su producción en serie, y posibles errores en la lectura de los potenciales inicial y final de los electretos [22].

Entre los factores ambientales que pueden afectar la calidad de la medición del isótopo $^{222}_{86}\text{Rn}$ mediante cualquier método científico, se destacan las variaciones de la temperatura ambiental, la humedad relativa, la presencia de iones, cualquier campo eléctrico externo, material particulado y la radiación gamma en el aire. La construcción de los componentes del sistema EPERM® con material polímero electroconductor permite minimizar todos los factores arriba citados.

La dosis efectiva anual para una persona es la suma de las dosis efectivas obtenidas en un año a partir de la exposición externa y la dosis efectiva comprometida de los radionucleidos incorporados en ese año. Se calcularon las dosis efectivas de radiación ionizante E a las que se exponen los turistas y los guías dentro de la cueva, de acuerdo con los protocolos recomendados por la Comisión Internacional para la Protección Radiológica (ICRP) [12], fundamentados en la expresión (4):

$$E = C_{Rn} \cdot F_{er} \cdot t \cdot k \quad (4)$$

Siendo E las dosis efectivas anuales de radiación ionizante [$\text{mSv} \cdot \text{a}^{-1}$]; C_{Rn} , la concentración activa del gas $^{222}_{86}\text{Rn}$ [$\text{Bq} \cdot \text{m}^{-3}$]; F_{er} , el factor de equilibrio radiactivo; t , el tiempo de exposición a la radiación ionizante [$\text{h} \cdot \text{a}^{-1}$]; k , el factor de conversión de unidades de [$\text{Bq} \cdot \text{m}^{-3}$] a [$\text{mSv} \cdot \text{a}^{-1}$], igual a $9,0 \cdot 10^{-6}$.

El equilibrio radiactivo F_{er} del $^{222}_{86}\text{Rn}$ se alcanza cuando la producción de este gas iguala a su desintegración. Formal-

mente el factor de equilibrio radiactivo del $^{222}_{86}\text{Rn}$ se define [23], [24] de acuerdo con la expresión (5):

$$F_{er} = \frac{EE^{222}_{86}\text{Rn}}{[^{222}_{86}\text{Rn}]} \quad (5)$$

donde

$$EE^{222}_{86}\text{Rn} = w [^{218}_{84}\text{Po}] + x [^{214}_{82}\text{Pb}] + y [^{214}_{83}\text{Bi}] + z [^{214}_{84}\text{Po}]$$

siendo

$EE^{222}_{86}\text{Rn}$ la concentración equivalente del $^{222}_{86}\text{Rn}$ en equilibrio,

$[^{222}_{86}\text{Rn}]$ la concentración activa del $^{222}_{86}\text{Rn}$ en $\text{Bq} \cdot \text{m}^{-3}$,

$$w = 0,1046 [25],$$

$$x = 0,5159 [25],$$

$$y = 0,3795 [25],$$

$[^{218}_{84}\text{Po}]$ la concentración activa del $^{218}_{84}\text{Po}$ en $\text{Bq} \cdot \text{m}^{-3}$,

$[^{214}_{82}\text{Pb}]$ la concentración activa del $^{214}_{82}\text{Pb}$ en $\text{Bq} \cdot \text{m}^{-3}$,

$[^{214}_{83}\text{Bi}]$ la concentración activa del $^{214}_{83}\text{Bi}$ en $\text{Bq} \cdot \text{m}^{-3}$ y

$[^{214}_{84}\text{Po}]$ la concentración activa del $^{214}_{84}\text{Po}$ en $\text{Bq} \cdot \text{m}^{-3}$.

En interiores como las cuevas, el factor de equilibrio radiactivo F_{er} es función del intercambio del aire interno y externo. El valor medio del factor de equilibrio radiactivo F_{er} para interiores ha sido establecido entre 0,50, para bajo intercambio de aire con el exterior, y 0,33 para alto intercambio de aire con el exterior [24].

El tiempo de exposición t se define como el período durante el cual la persona ha inhalado el aire que contiene los productos de la desintegración del $^{222}_{86}\text{Rn}$ o isótopos $^{218}_{84}\text{Po}$, $^{214}_{84}\text{Po}$, $^{214}_{82}\text{Pb}$, $^{214}_{83}\text{Bi}$ (sobre todo los de polonio).

5. Resultados y discusiones

En la tabla 3 se muestran los datos promediados obtenidos en las campañas ejecutadas en 2017 y 2018, de los niveles de gas radón y las principales variables microclimáticas en la cueva del Tigre (\bar{X} son valores promedios). La primera columna indica la numeración de cada uno de los veintinueve sitios de medición (figuras 5 y 6).

5.1. Estructura interna de la cueva del Tigre

Con base en los datos de distancias, azimut e inclinaciones tomados durante los recorridos en el interior de la cueva del Tigre, se elaboró un modelo gráfico representado en la figura 4. Allí se observa que la cueva del Tigre tiene tres principales galerías (G1, G2 y G3), con volúmenes entre 400 y 500 m^3 , además de dos galerías más pequeñas (G4 y G5). La entrada sur (A) inicia con la galería G1, que tiene cerca de 12 m de ancho, con una altura irregular promedio de 1,6 m, y penetra cerca de 20 m. La galería G2 tiene forma de glorieta, y es el sector más utilizado en actividades turísticas, en calidad de cámara de meditación, quizá por ser la zona más seca y confinada de la cueva. Las galerías más profundas son G3 y G4, con cotas cercanas a -20 m. La galería G5 es la más pequeña, y constituye el túnel que conecta la entrada norte de la cueva del Tigre. Hay siete corredores (C1-C7) que comunican las cinco galerías (G1-G5), que tienen desarrollos entre 20 y 80 m de longitud, con irregulares alturas, en algunas de las cuales, como en el corredor C4, hay un sector estrecho con alturas cercanas a 0,5 m. El desarrollo total de la cueva del Tigre supera los 300 m.

5.2. Radiación térmica dentro de la cueva del Tigre

Las temperaturas medidas en la cueva del Tigre estuvieron en un rango de 21,4 a 32,5 °C, mientras que en el exterior de la cueva, la temperatura era de alrededor de 33,0 °C. En cada galería, las temperaturas presentaron variaciones de sitio a sitio, relacionadas con los gradientes térmicos que se generan en el interior, y también con las probables incertidumbres instrumentales. En la figura 5 se muestran en colores los promedios de todas las temperaturas registradas en las veintinueve estaciones de medición.

El ambiente interno de la cueva del Tigre comprende dos sectores: uno seco, con humedad relativa promedio de 59,1%, y uno húmedo, con humedad relativa promedio de 76,1%. El calor se transfiere por interacción de las partículas en movimiento desde el aire externo, donde el ambiente mantiene temperaturas más altas. El calor también se transfiere por el subsuelo, mediante fluidos que superan las fracturas del sistema de fallas existentes en la región, sobre todo hacia las galerías G2, G3 y G4 de la cueva, como lo indican las flechas rojas de la figura 5.

Tabla 3. Datos de las mediciones en veintinueve estaciones dentro de la cueva del Tigre, de Yaguará

N.º	Humedad		Temperatura en aire		^{222}Rn en aire		
	(%)	(°C)	(K)	\bar{X} (K)	(pCi·l ⁻¹)	(Bq·m ⁻³)	\bar{X} (Bq·m ⁻³)
1	45,7±0,5	32,2±0,3	303,4±3,0		1,0±0,1	37±1	
2	46,0±0,5	32,0±0,3	303,2±3,0		1,0±0,1	37±1	
3	49,3±0,5	31,9±0,3	303,1±3,0	303,1 (±3,0)	3,8±0,1	139±4	222 (±7)
4	49,6±0,5	31,8±0,3	303,0±3,0		17,8±0,5	660±20	
5	57,7±0,6	28,0±0,3	299,2±3,0		543,8±16,3	20.119±604	
6	57,7±0,6	28,0±0,3	299,2±3,0		543,7±16,3	20.118±604	
7	57,6±0,6	28,5±0,3	299,5±3,0	299,2 (±3,0)	543,0±16,3	20.093±603	20.128 (±604)
8	57,7±0,6	28,0±0,3	299,2±3,0		545,6±16,4	20.187±606	
9	57,7±0,6	28,0±0,3	299,2±3,0		544,0±16,3	20.129±604	
10	58,0±0,6	27,9±0,3	299,1±3,0		543,8±16,3	20.121±604	
11	88,9±0,9	22,3±0,2	293,5±3,0		69,0±2,1	2.555±76	
12	89,8±0,9	21,4±0,2	292,6±3,0	293,2 (±3,0)	13,2±0,4	857±26	1.258 (±38)
13	88,9±0,9	22,3±0,2	293,5±3,0		9,8±0,3	361±11	
14	64,2±0,6	24,1±0,2	295,3±3,0		1,0±0,1	37±1	
15	64,1±0,6	24,4±0,2	295,6±3,0		1,0±0,1	37±1	
16	64,2±0,6	25,8±0,3	297,0±3,0	297,1 ±3,0)	1,0±0,1	37±1	
17	64,3±0,6	26,8±0,3	298,0±3,0		1,0±0,1	37±1	
18	64,2±0,6	27,3±0,3	298,5±3,0		1,0±0,1	37±1	
19	64,2±0,6	27,8±0,3	298,7±3,0		1,0±0,1	37±1	
20	64,3±0,6	27,2±0,3	298,4±3,0		1,0±0,1	37±1	
21	64,3±0,6	27,2±0,3	298,4±3,0	299,1 (±3,0)	1,0±0,1	37±1	37 (±1)
22	57,8±0,6	28,0±0,3	299,2±3,0		1,0±0,1	37±1	
23	53,4±0,5	29,5±0,3	300,7±3,0		1,0±0,1	37±1	
24	49,0±0,5	31,3±0,3	302,5±3,0		1,0±0,1	37±1	
25	49,3±0,5	31,8±0,3	303,0±3,0		1,0±0,1	37±1	
26	49,2±0,5	31,9±0,3	303,1±3,0	303,1 (±3,0)	1,0±0,1	37±1	
27	46,5±0,5	32,1±0,3	303,3±3,0		1,0±0,1	37±1	
28	46,1±0,5	32,2±0,3	303,4±3,0		1,0±0,1	37±1	
29	45,3±0,4	32,5±0,3	303,7±3,0		1,0±0,1	37±1	

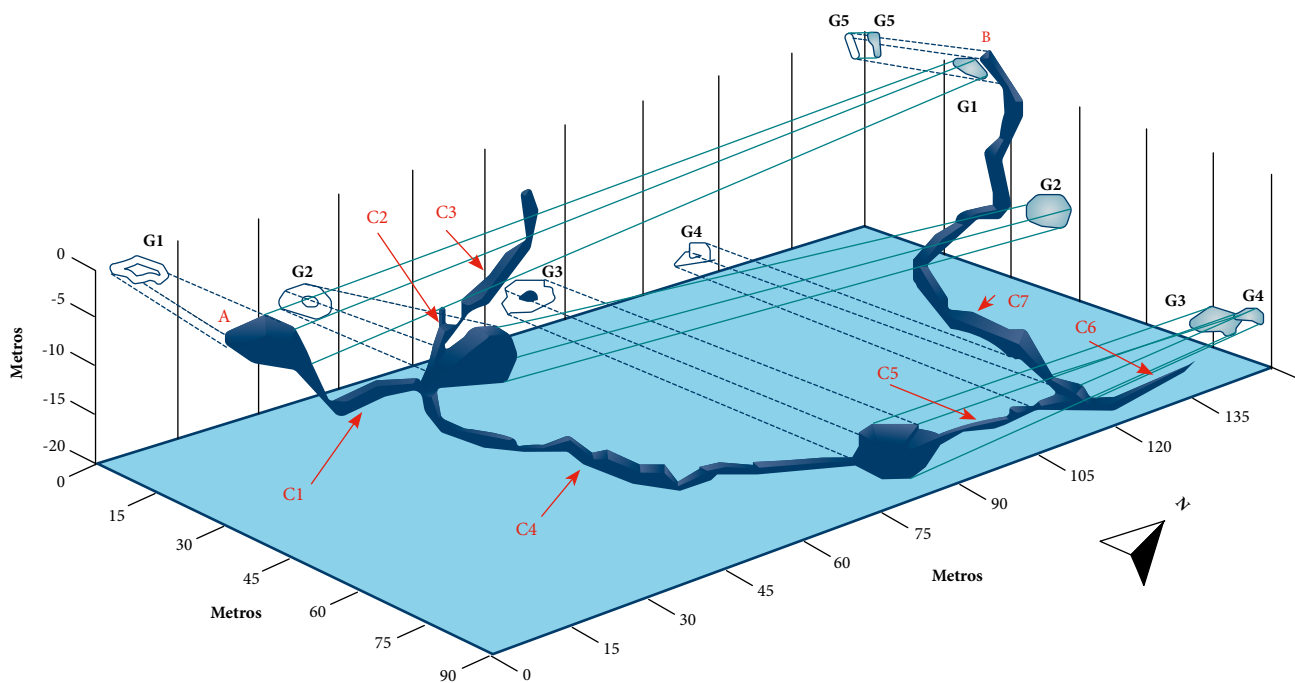


Figura 4. Proyección 3D de la cueva del Tigre

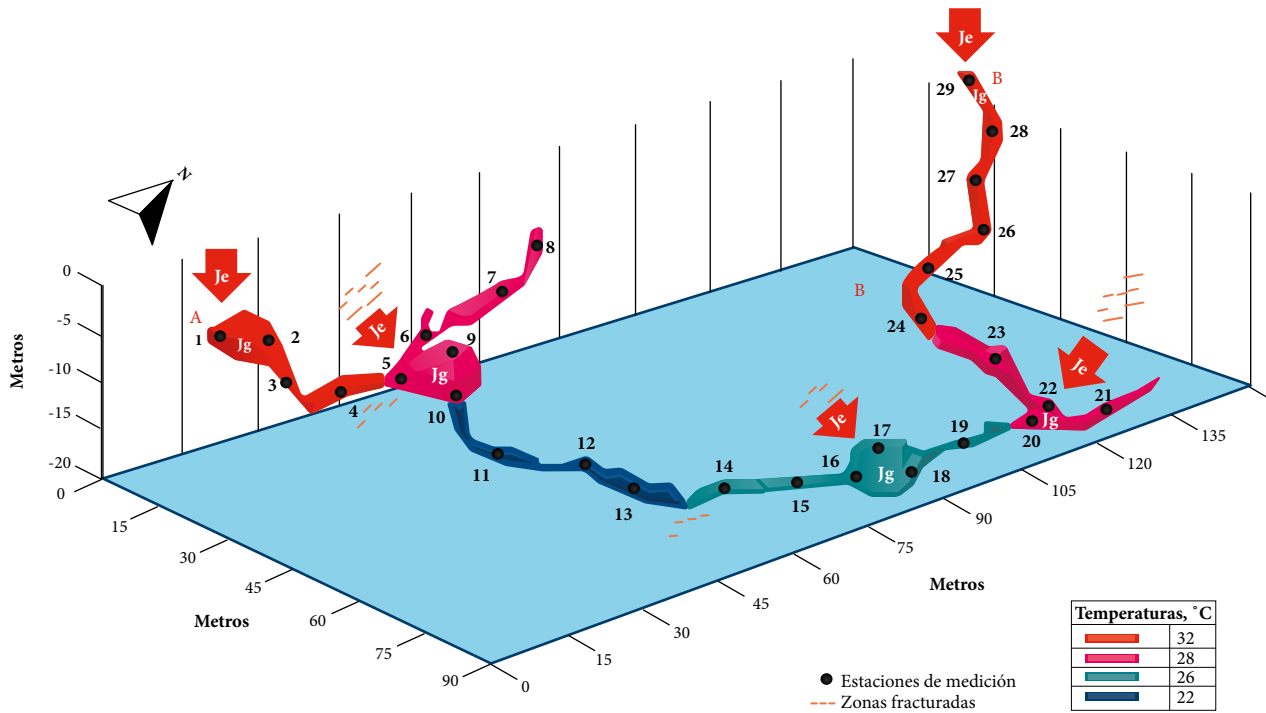


Figura 5. Temperaturas medias por galería en la cueva del Tigre

Desde un punto de vista termodinámico, dentro de la cueva del Tigre hay calor transferido a través de las fracturas del sistema endocárstico circundante, por procesos que desarrollan trabajo mecánico mediante el desgaste de fuentes de energía libre, que producen entropía. La circulación del aire interno de la cueva es impulsada por el gradiente térmico, que es función de las condiciones de transferencia de calor, de la gravedad terrestre y de la profundidad. El intercambio de calor dentro de la cueva se produce por la circulación de gases o aguas subterráneas a través de las fracturas de las rocas, que incide en la variación de su entropía.

Entre el exterior de la cueva del Tigre y las galerías con diferentes temperaturas T_e y T_g , comunicados a través de las entradas y las zonas fracturadas del sistema endocárstico, el flujo de calor J ocurre de acuerdo con la segunda ley de la termodinámica, desde el exterior, que es más caliente, hacia las galerías. En esta cueva, la tasa de producción de entropía interna σ se ajusta a la expresión (6):

$$\sigma = \left(\frac{J_e}{T_e} - \frac{J_g}{T_g} \right) \geq 0 \quad (6)$$

donde J_e es el flujo de calor desde el exterior más caliente; J_g es el flujo de entrada de calor en cada galería; T_e es la temperatura del exterior más caliente; T_g es la temperatura de cada galería.

La cueva del Tigre está localizada en una zona de alta actividad sísmica y neotectónica, según lo indica el Modelo Nacional de Amenaza Sísmica para Colombia [26].

La producción de entropía o un cambio de la entropía específica dS de un volumen de aire seco con temperatura T en la cueva del Tigre se expresa así:

$$dS = \frac{\delta Q}{T} \quad (7)$$

donde δQ , en la primera ley de la termodinámica, es relacionada con la conservación de la energía, dado que la energía no puede ser transformada 100% en trabajo útil δW , pues siempre en condiciones reales habrá pérdida de energía en forma de calor, o sea,

$$dU = \delta W + \delta Q \quad (8)$$

El análisis de la dinámica del calor se puede realizar mediante el estudio del perfil de las temperaturas de un cuerpo. Este análisis se obtiene al solucionar la ecuación del calor, que generalmente se escribe como la expresión (9):

$$\frac{\partial}{\partial t} T(\vec{r}, t) = d\nabla^2 T(\vec{r}, t) \quad (9)$$

donde $T(\vec{r}, t)$ es la temperatura observada en el punto del espacio \vec{r} en el instante de tiempo t y d es la difusividad térmica. Esta ecuación indica que la velocidad a la cual el calor se desplaza en una muestra depende de la diferencia de temperaturas en la misma y de su material. Si la difusividad térmica es alta, el calor se transfiere más fácilmente que en el caso de un valor menor de d .

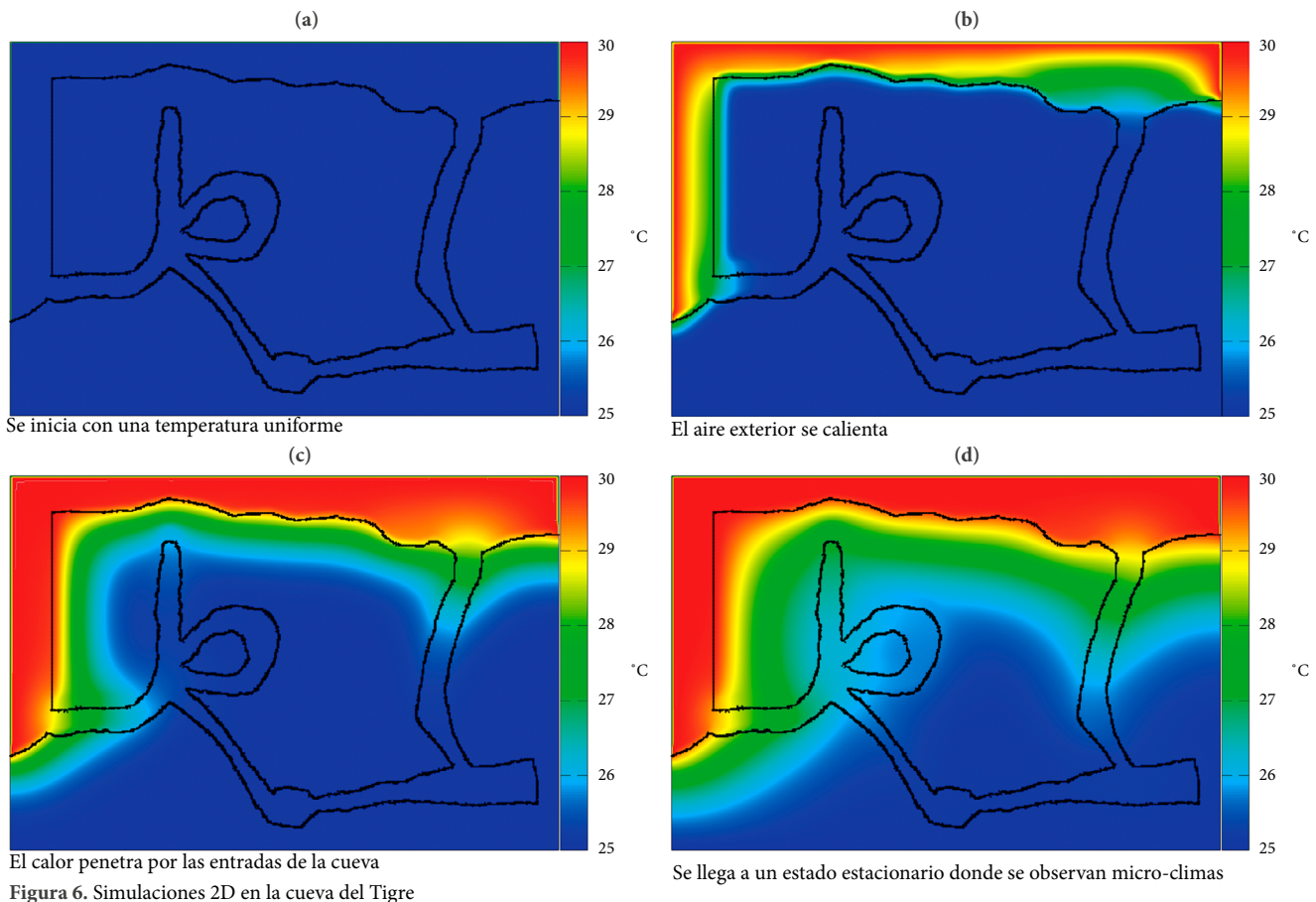
En el caso particular de la interface lito-tropósfera, hay cambios de materiales, y esto debe ser considerado en la ecuación, ya que la difusividad térmica varía espacialmente. Matemáticamente esto se expresa de la forma $d \equiv d(\vec{r})$. Esto modifica la ecuación del calor, quedando como se expresa en (10):

$$\frac{\partial}{\partial t} T(\vec{r}, t) = \vec{\nabla} \cdot [d(\vec{r}, t) \vec{\nabla} T(\vec{r}, t)] \quad (10)$$

Esta ecuación, aunque mucho más compleja, permite considerar interfaces entre materiales tales como el aire, cuya difusividad térmica es $d_{air} \approx 1,9 \times 10^{-5} m^2 \cdot s^{-1}$, y el carbonato de calcio con $d_{CaCO_3} \approx 1,5 \times 10^{-6} m^2 \cdot s^{-1}$.

En la figura 6 se muestran simulaciones 2D en la cueva del Tigre con el aire cálido y el interior frío en forma de imágenes tomadas de un video especialmente editado con este propósito [27], donde a) muestra la condición inicial dada a una temperatura uniforme igual a la temperatura del borde rocoso; b) indica el borde del aire exterior con una temperatura constante de 31 °C; c) muestra que la difusión del calor es mucho más rápida por el aire que a través del carbonato de calcio, donde ocurre resistencia al cambio de temperatura, y d) muestra que el borde rocoso en el interior de la cueva siempre está a 22 °C.

Para las simulaciones 2D de la cueva del Tigre inicialmente se empleó el plano de la cueva en tonos de gris, asignando al aire el color blanco y a la roca el color negro. Posteriormente se hizo una convolución con la función gaussiana bidimensional más angosta, lo cual permitió suavizar las interfaces entre los dos materiales y, al mismo tiempo, evitó divergencias numéricas. Luego se creó una malla de 500×350 celdas sobre la cual se discretizó la ecuación de difusión con coeficiente de difusividad térmica dependiente del espacio.



Mediante el método de diferencias finitas se asignaron los tonos de gris linealmente a valores entre los coeficientes medios de difusividad térmica del aire y el carbonato de calcio. Tomando una condición inicial uniforme y un paso de integración pequeño, se calculó la dinámica del sistema mediante el método de Euler, que para este tipo de ecuaciones, con las condiciones impuestas, es muy estable, eficiente y suficientemente preciso [28].

En general, en los ambientes subterráneos como las cavernas, cuevas y zonas de explotación minera subterránea conocidas como *minas*, hay galerías donde se realiza intercambio de calor, y se encuentran algunos lugares donde hay aislamiento relativo o confinamiento térmico, como es el caso de la galería G2 de la cueva del Tigre, que cumple con las mejores condiciones de mayor equilibrio termodinámico.

5.3. Radiación ionizante dentro de la cueva del Tigre

Por su parte, el equilibrio radiactivo del isótopo padre $^{222}_{86}\text{Rn}$ y sus isótopos descendientes $^{218}_{84}\text{Po}$, $^{214}_{82}\text{Pb}$, $^{214}_{83}\text{Bi}$ y $^{214}_{84}\text{Po}$ se establece cuando la actividad total es la actividad de un paso multiplicada por el número de pasos, lo cual se establece en cerca de cuatro horas desde la desintegración natural del isótopo padre en condiciones confinadas.

Para evaluar el grado de confinamiento o baja transferencia de calor y de masa en un ambiente subterráneo, el gas $^{222}_{86}\text{Rn}$ es utilizado como un efectivo trazador atmosférico. Por esta razón, se cuantificaron las concentraciones activas del $^{222}_{86}\text{Rn}$ dentro de la cueva del Tigre.

En la figura 7 se observa que en el sector sur, por la entrada A, la galería G1 y el corredor C1 (color celeste con los puntos 1-4) conservaron niveles promedio de $222 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-3}$ de $^{222}_{86}\text{Rn}$. La galería G2 y los corredores C2, C3 (zona roja con mediciones 5-10) constituyen el área con mayores concentraciones de gas $^{222}_{86}\text{Rn}$ de la cueva del Tigre, con valores promediados en $20.128 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-3}$, que indican mayor confinamiento y mejores condiciones para el establecimiento temprano del equilibrio radiactivo. El corredor C4 mostró dos subcorredores: uno cercano a la galería G2 (color rosado con los puntos 11-13), con niveles de gas $^{222}_{86}\text{Rn}$ promediados en $1.258 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-3}$, y otro cercano a la galería G3 (color azul con los puntos 14-16), con valores diluidos de gas $^{222}_{86}\text{Rn}$. El sector norte, comprendido por las galerías G3, G4 y G5 y los corredores C5, C6 y C7 (color azul con los puntos 14-29), mostraron niveles mínimos de $^{222}_{86}\text{Rn}$, que indican mayores

regímenes de vientos, que diluyen o transportan fácilmente al gas $^{222}_{86}\text{Rn}$.

En la figura 7 se observa que los sectores sur (color celeste) y norte (color azul) de la cueva del Tigre tienen niveles de $^{222}_{86}\text{Rn}$ relativamente bajos, lo cual podría ser explicado por el efecto diluyente de los regímenes de vientos en su interior. El mecanismo de ventilación a través de las entradas A y B de los sectores sur y norte puede ser explicado a partir del principio de Torricelli, considerando la existencia de fracturamiento de rocas en las cotas más bajas, dada la relativa alta actividad tectónica de la zona. El principio de Torricelli para explicar la dinámica de los fluidos en general, y del aire en particular, exige la existencia de mayores temperaturas en el exterior, lo cual se cumple en la cueva del Tigre, en comparación con las temperaturas interiores, donde el aire relativamente más denso dentro de la cueva se ve obligado a salir por las zonas fracturadas de las rocas en su parte inferior, lo cual se representa en forma de flechas. De acuerdo con el principio de Torricelli (alumno de Galileo), el efecto de la gravedad terrestre multiplicado por la altura (en el caso de la cueva del Tigre, es la gravedad terrestre g por la profundidad h de la fractura interior) genera la dinámica aérea en los sectores sur y norte (de colores celeste y azul) de la cueva.

Aplicar la expresión matemática propuesta por Torricelli para calcular la velocidad del viento v dentro de la cueva del Tigre

$$v = \sqrt{2 \cdot g \cdot h} \quad (11)$$

no resultaría muy apropiado en este caso, dado que en la cueva del Tigre, a diferencia del modelo planteado por Torricelli, el fluido no cumple las condiciones ideales, ya que este fluido, que choca con los bordes rocosos de la cueva, produce rozamientos y turbulencias. También el aire interno de estos dos sectores de la cueva del Tigre forma aerosoles con las partículas en suspensión allí presentes, lo que aumenta la viscosidad del medio, y, como se indicó en la sección anterior, en esta zona se realizan procesos irreversibles no adiabáticos, pues los fenómenos de transferencia de calor son evidentes, según los datos reportados en la tabla 3. Por todo esto, y como un estimativo, las velocidades del viento en los sectores celeste y azul de la cueva del Tigre podrían calcularse adicionando un factor que afecte la velocidad en una sexta parte. De esta manera, y considerando profundidades en el sector celeste de 5 m, y en el sector azul de 14 m

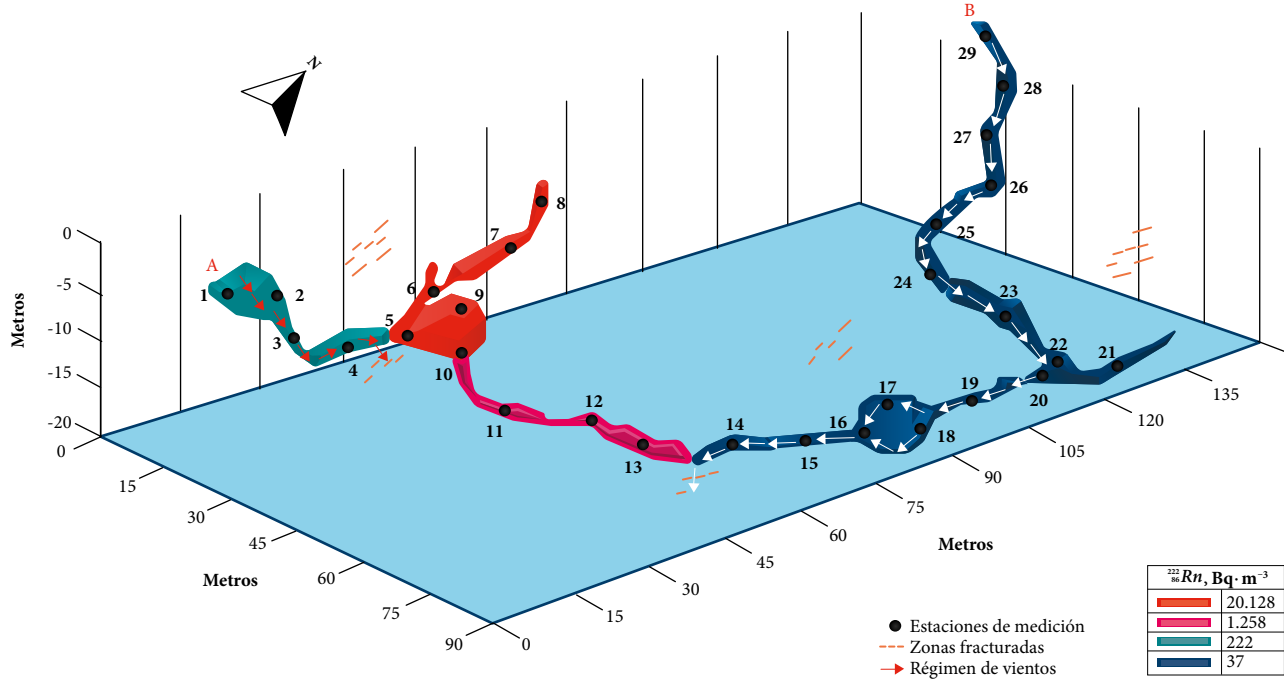


Figura 7. Niveles promedio de ^{222}Rn en la cueva del Tigre

(véase la figura 4), obtendríamos velocidades del aire interno de 1,6 y 2,8 $\text{m} \cdot \text{s}^{-1}$, y flujos de ^{222}Rn de 366 y 104 $\text{Bq} \cdot \text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, respectivamente.

Por su parte, en los sectores centrales (colores rojo y rosado), que corresponde a la zona de explotación turística, se concentran los mayores niveles de gas ^{222}Rn , pues además de tener un ambiente seco, es un sistema confinado con características adiabáticas. El recorrido turístico se realiza normalmente a través de la apertura A hasta la galería G2, donde están los sitios de medición 9 y 10. El corredor C4 (color rosado) no lo frecuentan los turistas debido a su relativa estrechez. Este corredor mostró niveles de gas ^{222}Rn promedios de 1.258 $\text{Bq} \cdot \text{m}^{-3}$, propios de zonas con alguna actividad tectónica, donde el gas ^{222}Rn es transportado por el aire que circula dentro de las fallas geológicas activas, por gradiente de presión ajustado a la ley de Darcy. Esta condición es un indicativo que potencia el corredor C4 como sitio para instalar estaciones isotópicas que sirvan de herramienta para monitorear la actividad sismotectónica en la búsqueda de precursores de eventos sísmicos.

El sector demarcado con color rojo se comenta al final, pues representa el objetivo central del presente trabajo, dados sus relativos altos niveles de gas radón ^{222}Rn , su baja humedad relativa, su particular temperatura interna y su alto nivel de confinamiento, que hacen de él el sitio con mejores

condiciones para establecer el equilibrio termodinámico y radiactivo. Alto confinamiento equivale a bajo intercambio de aire con el exterior, y por eso el valor del factor de equilibrio radiactivo F_{er} de la galería G2 (rojo) y el corredor C4 (rosado) se estableció igual a 0,5 [24].

En la tabla 4 se consideró el hipotético caso de un turista que visite la cueva del Tigre de Yaguará, en cinco ocasiones al año y permanezca dentro de la galería G2 por dos horas. Esa persona estará recibiendo dosis efectivas de radiación ionizante E iguales a 0,9 $\text{mSv} \cdot \text{a}^{-1}$ por inhalar los isótopos $^{218}_{84}\text{Po}$, $^{214}_{84}\text{Po}$, $^{214}_{82}\text{Pb}$, $^{214}_{83}\text{Bi}$ presentes en el aire interno (y en especial los del polonio). Estas dosis personales están por debajo de los límites superiores recomendados por la ICRP en su documento 103 [13]. El ejemplo fue tomado considerando una relativa alta frecuencia de visitas de un turista a la cueva del Tigre, y el resultado no llega al límite superior recomendado internacionalmente.

Por otro lado, se realizó el estimativo para el caso de un guía turístico, quien por razones laborales debe frecuentar la misma galería G2. Considerando exposiciones de cien horas anuales, en este caso se observa en la tabla 2 que estará expuesto a dosis efectivas E máximas de 9,0 $\text{mSv} \cdot \text{a}^{-1}$. Este valor supera la recomendación para el público dada por el organismo internacional ICRP, de 1,0 $\text{mSv} \cdot \text{a}^{-1}$, y está por debajo de la norma colombiana emitida para labores mineras, de

20,0 mSv·a⁻¹. Hasta la fecha no existe una norma específica de límite de exposición a radiación ionizante en condiciones subterráneas para guías turísticos en cavernas y cuevas.

En general, el tema relacionado con la exposición a radiación ionizante debe ser abordado con normativas más precisas en territorio colombiano, acompañadas de investigaciones sobre dosis y respuesta en pacientes (estudios epidemiológicos concretos). Se considera que el gas radón es el principal responsable de los efectos cancerígenos en el planeta, después del consumo de tabaco [10], [11]. Desde 1995, en Colombia se vienen realizando investigaciones del comportamiento del gas radón en volcanes activos [29] y en fallas geológicas [30]. Se elaboró el primer mapa de radón en la ciudad de Manizales en el año 2002 [31]. Mediciones de gas radón en ambientes subterráneos son muy escasas en Colombia, y su implementación requiere programas de monitoreo a largo plazo. Con esta información se podrían iniciar líneas de investigación en las que se puedan empezar a correlacionar los niveles de radón con los efectos positivos o negativos en la salud humana. Para esto se requiere la necesaria articulación de grupos e instituciones de investigación en salud, en biología molecular, en ciencias nucleares, en geociencias y en fisicoquímica.

Tabla 4. Cálculos de las dosis efectivas de radiación ionizante por progenie del ²²²Rn

Público	Sector	C _{Rn}	F _{er}	t	E
		[Bq·m ⁻³]		[h·a ⁻¹]	[mSv·a ⁻¹]
Turista	Rojo	20.128	0,5	10	0,9
	Rosado	1.258			0,057
Guía	Rojo	20.128	0,5	100	9,0
	Rosado	1.258			0,57

6. Conclusiones

Se investigaron fenómenos de radiación térmica y radiación ionizante dentro de la cueva del Tigre del municipio de Yaguará con el propósito de generar nuevo conocimiento relacionado con la exposición a la cual se somete el público que visita esta cueva del departamento del Huila. El interior de la cueva del Tigre fue representado en 3D y se modeló el flujo de la radiación térmica en 2D. Fueron calculados los flujos del aire en los sectores sur y norte, responsables de la dilución del radón cerca de las entradas A y B. Se determinó que la galería G2 cumple con las mejores condiciones de equilibrio termodinámico y mayor aislamiento térmico.

Con base en los niveles de radón medidos en la parte central de la cueva del Tigre se estimaron las dosis efectivas

anuales para casos de personas que la visitan esporádicamente y personas que laboran en calidad de guías. Se encontró que un turista que visita la cueva en cinco ocasiones por un máximo de dos horas de recorrido y permanencia en la galería confinada recibe una exposición por debajo de los límites recomendados para el público por la Comisión Internacional de Protección Radiológica. En cambio, los guías que permanecen por períodos superiores a cien horas anuales soportan una exposición a la radiación ionizante que supera los límites recomendados. El caso crítico sería el de una persona que por accidente quedara confinada en la cueva por varios días.

Como valor agregado a los objetivos del presente trabajo adelantado en la cueva del Tigre, del municipio de Yaguará, se destacó la importancia que podría tener el corredor C4 para que se adelanten estudios específicos de desgasificación subterránea, con el objeto de buscar precursores sísmicos de carácter tectónico.

En memoria

Sea la oportunidad para recordar a nuestra investigadora Viviana Burbano (q.e.p.d.), quien coparticipó en la primera comisión a la cueva del Tigre y aparece en la referencia [16].

Agradecimientos

El presente trabajo fue financiado con presupuesto del Proyecto Institucional 1000660, fase I, Fisicoquímica del Interior de la Tierra, Dirección Técnica de Laboratorios del SGC, Sistema General de Regalías, y con recursos propios del Grupo de Investigación FISQUIM del Centro de Aplicaciones Fisicoquímicas en el Entorno. Un especial agradecimiento a los anónimos evaluadores pares y al equipo editorial de la revista IAN-SGC.

Referencias

- [1] A. A. Cigna, "Radon in caves", *International Journal of Speleology*, vol. 34, n.ºs 1-2, pp. 81-109, 2005. <http://dx.doi.org/10.5038/1827-806X.34.1.1>
- [2] H. S. Virk, "Radon studies for uranium exploration, environment health hazards and earthquake prediction", *Research & Reviews: Journal of Space Science & Technology*, vol. 7, n.º 2, pp. 11-20, 2018. <https://doi.org/10.37591/v7i2.1161>
- [3] H. Aoshima y Y. Hashiguchi, J. Moriizumi, K. Yoshioka, Y. S. Kim, T. Lida, "A study of atmospheric radon trans-

- port as a tracer of pollutants over the Japan Sea”, *Radioactivity in the Environment*, vol. 7, pp. 567-572, 2005. [https://doi.org/10.1016/S1569-4860\(04\)07068-8](https://doi.org/10.1016/S1569-4860(04)07068-8)
- [4] A. Riggio y M. Santulin, “Earthquake forecasting: A review of radon as a seismic precursor”, *Bollettino di Geofisica Teorica ed Applicata*, vol. 56, n.º 2, pp. 95-114, 2015, <https://doi.org/10.4430/bgta0148>
- [5] M. Nikolaishvili, S. Omiadze, T. Shishniashvili, D. Zurabashvili y G. Parulava, “Complex study of medicinal properties of radon in mineral water of Tskaltubo and oral cavity mineralization recovery in patients with periodontitis”, *Georgian Medical News*, vol. 282, pp. 39-43, 2018.
- [6] R. W. Field, D. J. Steck, B. J. Smith, C. P. Brus, E. L. Fisher, J. S. Neuberger, C. E. Platz, R. A. Robinson, R. F. Woolson y C. F. Lynch, “Residential radon gas exposure and lung cancer: The Iowa radon lung cancer”, *American Journal of Epidemiology*, vol. 151, n.º 11, pp. 1091-1102, 2000. <https://doi.org/10.1093/oxfordjournals.aje.a010153>
- [7] J. H. Lubin, J. D. Boice y C. Edling, *Radon and lung cancer risk: A joint analysis of 11 underground miner studies*, vol. 94. Washington: US Department of Health and Human Services, National Institutes of Health, 1994, p. 3644.
- [8] A. M. Zarnke, S. Tharmalingam, D. R. Boreham y A. L. Brooks, “BEIR IV radon: The rest of the story”, *Chemico-Biological Interactions*, vol. 301, pp. 81-87, 2019, <https://doi.org/10.1016/j.cbi.2018.11.012>
- [9] T. A. Przylibski, *Radon: A radioactive therapeutic element*, Special Publications, vol. 451. London: Geological Society, 2016, pp. 209-236. <https://doi.org/10.1144/SP451.7>
- [10] US-EPA Environments Division, *A citizen’s guide to radon: The guide to protecting yourself and your family from radon*. US-EPA, Washington, DC, 6609L, 2004. <https://www.epa.gov/radon/citizens-guide-radon-guide-protecting-yourself-and-your-family-radon>
- [11] OMS, *Manual de la Organización Mundial de la Salud sobre el radón en interiores: Una perspectiva de salud pública*. Proyecto Internacional del Radón de la OMS, Ginebra, Suiza, 118 pp., 2015. https://apps.who.int/iris/bitstream/handle/10665/161913/9789243547671_spa.pdf;jsessionid=F68AB0F7B2BAB84F7DCE1FD8F3B-156CE?sequence=1
- [12] Ministerio de Minas y Energía, República de Colombia, Resolución 18-1434, 2002. https://docs.supersa-lud.gov.co/PortalWeb/Juridica/OtraNormativa/R_MME_181434_2002.pdf
- [13] ICRP, *The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Annals of the ICRP*, vol. 37, n.º 2-4, , 2007. <https://www.icrp.org/publication.asp?id=ICRP%20Publication%20103>
- [14] M. E. Páramo, “Yaguarasaurus columbianus (*Reptilia mosasauridae*), a primitive mosasaur from the Toronian (Upper Cretaceous) of Colombia”, *Historical Biology*, vol. 14, n.º 1-2, pp. 121-131, 2000. <https://doi.org/10.1080/10292380009380560>
- [15] D. H. Escobar y A. Camacho, *Informe de arqueología, Programa Sísmico Upar 3D*, Ecopetrol, 2013, <https://doi.org/10.13140/rg.2.1.1727.4088>
- [16] G. Garzón, “Comisión de Campo Fisquim cueva El Tigre”, 5 diciembre, 2017. <https://www.youtube.com/watch?reload=9&v=mXgEqE6OMGM>
- [17] Yaguará-EOT, *Esquema de Ordenamiento Territorial del municipio de Yaguará, Huila*, Concejo Municipal, Acuerdo n.º 44 de 2013. <http://www.yaguara-huila.gov.co/Transparencia/PlaneacionGestionControl/Formato%20de%20Regal%C3%ADas%202013.pdf>
- [18] C. Morales, J. C. Caicedo, F. Velandia y A. Núñez, *Geología de la plancha 345, Campoalegre*, escala 1:100.000, memoria explicativa, Ingeominas, 2001, <https://doi.org/10.13140/2.1.3373.0885>
- [19] M. Dentith y S. T. Mudge, *Geophysics for the Mineral Exploration Geoscientist*, University Printing House, Cambridge, United Kingdom, 2014.
- [20] P. Kotrappa y D. Steck, “Electret ion chamber-based passive radon-thoron discriminative monitors”, *Radiation Protection Dosimetry*, vol. 141, n.º 4, pp. 386-389, 2010, <https://doi.org/10.1093/rpd/ncq231>
- [21] G. Garzón, *Radón: Manual teórico y práctico*, Ingeominas, Colombia, 2009, <https://doi.org/10.13140/2.1.1932.4800>
- [22] P. Kotrappa, “Application of NIST ²²²Rn emanation standards for calibrating ²²²Rn monitors”, *Radiation Protection Dosimetry*, vol. 55, n.º 3, pp. 211-218, 1994. <https://doi.org/10.1093/oxfordjournals.rpd.a082395>
- [23] W. Jacobi, “Activity and potential alpha-energy of ²²²radon and ²²⁰radon-daughters in different air atmospheres”, *Health Physics*, vol. 22, pp. 441-450, 1972.
- [24] A. Swedjemark, “Recent swedish research on radon”, en *EML indoor radon workshop 1982*, Environmental

- Measurements Laboratory, U. S. Department of Energy, N. Y., pp. 52-57, 1982.
- [25] J. Planinic y Z. Faj, "The equilibrium factor between radon and its daughters". *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research*, vol. 278, n.º 2, pp. 550-552, 1989. [https://doi.org/10.1016/0168-9002\(89\)90878-4](https://doi.org/10.1016/0168-9002(89)90878-4)
- [26] M. Arcila, J. García, J. Montejó, J. Eraso, J. Valcárcel, M. Mora, D. Viganò, M. Pagani y F. Díaz, *Modelo nacional de amenaza sísmica para Colombia*. Bogotá: Servicio Geológico Colombiano y Fundación Global Earthquake Model, 2020. <https://doi.org/10.32685/9789585279469>
- [27] A. Argüelles, "Cueva del Tigre", 1 de diciembre, 2017. <https://www.youtube.com/watch?v=Y8AwE0j-xPE&feature=youtu.be>
- [28] M. Dehghan, "Fully implicit finite differences methods for two-dimensional diffusion with a non-local boundary condition", *Journal of Computational and Applied Mathematics*, vol. 106, n.º 2, pp. 255-269, 1999. [https://doi.org/10.1016/S0377-0427\(99\)00065-5](https://doi.org/10.1016/S0377-0427(99)00065-5).
- [29] M. Heiligmann, J. Stix, G. Williams-Jones, B. Sherwood-Lollar y G. Garzón Valencia, "Distal degassing of radon and carbon dioxide on Galeras Volcano, Colombia", *Journal of Volcanology and Geothermal Research*, vol. 77, n.º 1-4, pp. 267-283, 1997. [https://doi.org/10.1016/S0377-0273\(96\)00099-6](https://doi.org/10.1016/S0377-0273(96)00099-6)
- [30] D. Serna, C. Morán, M. Hernández y G. Garzón, "Casos históricos colombianos del registro de anomalías del radón-222 antes de eventos sísmicos de naturaleza tectónica", *Revista Geofísica Colombiana*, vol. 7, pp. 49-54, 2003. <http://bdigital.unal.edu.co/32077/1/31422-113869-1-PB.pdf>
- [31] G. Garzón, W. Hincapié y S. Salazar, "Indoor air: Radiological geohazard survey in the southeast of Manizales city, Colombia", Fourth Colombian Congress and International Symposium on Air Quality and Public Health, Proceedings, Publishing office, Universidad de la Salle, Bogotá, pp. 390-394, 2013.

Absorbed dose to water standard for ^{192}Ir HDR sources using Fricke Dosimetry

Patrón de dosis absorbida en agua para fuentes de ^{192}Ir de alta tasa de dosis (HDR) usando dosimetría Fricke

Carlos Eduardo de Almeida¹, Camila Salata^{1,2}

Revista Investigaciones y Aplicaciones
Nucleares, 4, 31-44, 2020
Received: April 15, 2020
Accepted: August 25, 2020
Published online: November 18, 2020
Doi: [https://doi.org/10.32685/2590-7468/
invapnuclear.4.2020.565](https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.4.2020.565)



This work is licensed under a Creative
Commons Attribution 4.0 International License

Citation: C. E. de Almeida and C. Salata, “Absorbed dose to water standard for ^{192}Ir HDR sources using Fricke Dosimetry”, *Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*, n.º 4, pp. 31-44, 2020.
<https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.4.2020.565>

Abstract

The Fricke solution is a chemical dosimeter that is based on the oxidation of ferrous ions to ferric ions in the solution after interaction with ionizing radiation. It is composed of 96 % water (by weight), and its density is thus remarkably similar to that of water. In addition, studies show that the Fricke dosimeter can be used as a primary dosimeter in the determination of the absorbed dose to water for high dose rate (HDR) ^{192}Ir brachytherapy. The Radiological Sciences Laboratory of the University of Rio de Janeiro State (LCR/UERJ) has been investigating the use of the Fricke dosimeter in various applications for more than ten years, particularly in the area of radiotherapy. This review paper presents important improvements in recent years by the LCR/UERJ in the determination of the absorbed dose to water for ^{192}Ir sources. This includes a newly designed irradiation vessel, a new reading device, a description of the need for careful temperature control during irradiation and reading, a more accurate calculation of the correction factors and the results of an intercomparison with the National Calibration Laboratory of Canada. Careful preparation of the Fricke solution is one of the most critical steps in the process. Over the years, the LCR/UERJ has tested different methods of preparing the solution and the final procedure is presented. Regarding the irradiation vessel, a molded double-walled, spherical flask for the Fricke solution was first constructed and used to measure the absorbed dose to water. However, as it was difficult to manipulate the spherical flask, a second design also made with PMMA was molded as a cylinder, with a central tube where the source was centrally positioned. Different methodologies have been reported in the determination of the G-value, a key parameter in Fricke dosimetry, and herein, two different methodologies used by the LCR are reviewed.

¹ Laboratório de Ciências Radiológicas, LCR-DCR-UERJ, Rio de Janeiro, Brazil

² Comissão Nacional de Energia Nuclear, DIAMP/CGMI/CNEN, Rio de Janeiro, Brazil

Email: cea71@yahoo.com.br.

For the absorbed-dose-to-water determination for ^{192}Ir sources, the overall combined uncertainty associated with the measurements is estimated to be less than 1 % for $k=1$. Thus, the obtained uncertainties for the determination of the absorbed dose to water using Fricke dosimetry are lower than those obtained using the standard protocols. With respect to clinical practice, this could improve the accuracy in the calculation of the dose delivered to the patients. Overall, the results show that Fricke dosimetry is a reliable system to measure absorbed dose to water as a standard for HDR ^{192}Ir .

Keywords: HDR, Fricke dosimetry, absorbed dose

Resumen

La solución de Fricke es un dosímetro químico basado en la oxidación de iones ferrosos a férricos en la solución después de la interacción con radiación ionizante. La solución está compuesta de 96 % de agua (en peso), así que su densidad es notablemente similar a la del agua. Adicionalmente, estudios muestran que el Fricke puede ser usado como un dosímetro primario en la determinación de la dosis absorbida en agua para braquiterapia de alta tasa de dosis (HDR), con ^{192}Ir .

Por más de diez años, el Laboratorio de Ciencias Radiológicas de la Universidad del Estado de Río de Janeiro (LCR/UERJ) ha investigado el uso de dosímetros Fricke en varias aplicaciones, particularmente en el área de radioterapia. Este artículo de revisión presenta importantes desarrollos del LCR/UERJ en años recientes para determinar la dosis absorbida en agua en haces de fuentes de ^{192}Ir . Esto incluye un nuevo diseño de un recipiente de irradiación, un nuevo dispositivo de lectura, la descripción de la necesidad de un control cuidadoso de la temperatura durante la irradiación y la lectura, un cálculo más preciso de los factores de corrección y los resultados de una intercomparación con el Laboratorio Nacional de Calibración de Canadá. La preparación cuidadosa de la solución Fricke es una de las etapas más críticas del proceso. A lo largo de los años, el LCR/UERJ ha probado diferentes métodos de preparación de la solución, y ahora se presenta un procedimiento final.

En relación con el recipiente de irradiación, un matraz esférico moldeado de doble pared para la solución Fricke inicialmente fue fabricado y usado para medir la dosis absorbida en agua. Sin embargo, como era difícil manipular el matraz esférico, un segundo diseño, realizado también con PMMA, fue moldeado como un cilindro, con un tubo central en cuyo centro es posicionada la fuente. Se han reportado diferentes metodologías para determinar el valor G, un parámetro clave en dosimetría Fricke, y aquí son revisadas dos metodologías usadas por el LCR.

Para determinar la dosis absorbida en agua en haces de fuentes de ^{192}Ir , la incertidumbre combinada total asociada con las medidas se estima por debajo de 1 % para $k=1$. Así, las incertidumbres obtenidas para determinar la dosis absorbida en agua usando dosímetros Fricke son menores que las obtenidas usando los protocolos estándar.

Con relación a la práctica clínica, esto podría mejorar la exactitud del cálculo de la dosis entregada a los pacientes. En general, los resultados muestran que la dosimetría Fricke es un sistema confiable para medir la dosis absorbida en agua, como patrón para HDR con ^{192}Ir .

Palabras clave: HDR, dosimetría Fricke, dosis absorbida

1. Introduction

Fricke dosimetry, also called ferrous sulfate dosimetry, has been in use for several decades for different types of radiation beams [1]-[5]. The Fricke solution response depends on the oxidation, by ionizing radiation, of ferrous ions (Fe^{2+}) to ferric ions (Fe^{3+}). The solution contains 96% water (by weight), therefore, its density is close to the density of water. It is used in a dose range of 20-400 Gy and dose rates of up to 10^6 Gy/s [6], exhibiting a good linear response over the range of 5-70 Gy and an accuracy better than 2% for a 2 Gy/min dose rate [7]. The major disadvantages of Fricke dosimetry are its high sensitivity to impurities, and its sensitivity to the presence of oxygen in the solution [5], [8], [9]. For more than 10 years, the Radiological Science Laboratory of the Rio de Janeiro State University (LCR/UERJ) in Brazil has been investigating the use of Fricke dosimetry for different applications [7], [10]-[17]. The applications of Fricke dosimetry to ^{192}Ir HDR sources are one of the very most recent subjects of study [14], [18].

High-dose-rate brachytherapy (HDR) using ^{192}Ir is a widely used option for cancer treatment and requires an accurate dosimetry standard. However, a dosimetry standard for the direct measurement of absolute absorbed dose for ^{192}Ir HDR sources is not yet available. The AAPM TG-43 Report [19], and its update [20], constitute the accepted protocol for dose-to-water determination based on an air kerma strength (S_k) measurement. The dose-to-water conversion is done via the dose rate constant Λ , which converts the air-kerma strength to dose-to-water and uses different correction factors to account for scatter, attenuation, and anisotropy of the dose distribution [20]. Efforts are being made to establish a reliable method with reduced uncertainties for the measurement of the absorbed dose to water, thus improving the clinical treatment of patients.

Several authors have reported different methodologies to determine a standard for absorbed dose to water for ^{192}Ir sources. Sarfehnia et al. [21] developed the first methodology using a water-based calorimeter with uncertainties lower than 5% ($k=1$). Very recently [22] and [23] have reported a reduction in uncertainty to 1.9% ($k=1$). The second was developed by Austerlitz et al. [8] using Fricke dosimetry, with an overall uncertainty of 3.4% ($k=1$) and more recently de Almeida et al. [24], Salata et al. [14] and Malcolm et al. [18],

[25] have reported consistent results using Fricke dosimetry as a standard.

This paper presents important improvements in the last years [12], [14], [24] by the LCR/UERJ in the determination of the absorbed dose to water for ^{192}Ir sources. This includes a newly designed irradiation vessel, a new reading device, a description of the need for careful temperature control during irradiation and reading, a more accurate calculation of the correction factors and the results of an intercomparison with the National Calibration Laboratory- NRC, Canada.

1.1. The Fricke system

Careful preparation of the Fricke solution is one of the most important parts of the process. Over the years, LCR/UERJ researchers have tested different methods of preparing the solution, and here the final result procedure is presented. The laboratory glassware is first cleaned with 5% diluted Extran (MERCK-KGaA, Darmstadt, Germany), rinsed at least 10 times, and then filled with sulfuric acid 96%, which remains in the glassware for at least 24 h. After this period, the glassware is rinsed at least 10 times and then dried in an oven. The Fricke solution is prepared using chemicals of high purity. The Fricke solution is prepared in a 1 L volumetric flask. First, 22 ml of sulfuric acid, 98% (MERCK-KGaA, Darmstadt, Germany), is diluted with 250 ml of high purity water (Millipore Milli-Q system). The water-acid mixture is preirradiated with 10 Gy, using a completely self-shielded X-ray irradiator for biological research (RS 2000X, Radsources, CA, USA). This preirradiation step is included in the preparation of the Fricke solution prepare to reduce the influence of trace impurities present in the sulfuric acid, as described by Palm and Mattson [26]. After 1 h, 0.06 g of sodium chloride [NaCl] (99.5%) (MERCK-KGaA, Darmstadt, Germany) and 0.392 g of ammonium iron (II) sulfate hexahydrate [$(\text{NH}_4)_2\text{Fe}(\text{SO}_4)_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$] (99%) (MERCK-KGaA, Darmstadt, Germany) is added. Milli-Q water is added to the mark on the volumetric flask to achieve a final volume of 1 L. The flask containing the Fricke solution is then capped and stored away from light for 24 h before use.

The ammonium sulfate and sodium chloride were weighed using a calibrated analytical balance (Shimadzu, Japan) with an accuracy of 0.0005 g. A density of $1.0230 \text{ g}\cdot\text{cm}^{-3}$ at 25°C was measured for the nonirradiated solution using a Densimeter Incoterm, calibrated at 22°C with a resolution of $0.0001 \text{ g}\cdot\text{cm}^{-3}$, which can be compared to the value of 1.0227

$\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$ at 25 °C reported by Olszansky et al. [16]. Daily readings of the optical density (*OD*) (absorbance), over a period of nine days using recently made solutions had no measurable differences compared to a month-old solution. Hence, a fading correction is not considered.

The *ODs* of the Fricke dosimeter solutions are measured at a wavelength of 304 nm using a Varian Cary 50 Bio spectrophotometer (Varian, Palo Alto/CA, USA) with a digital LCD display, a resolution of 1 nm and photometric accuracy of 0.010 AU. The repeatability of the wavelength is periodically verified by a set of standard absorbance filters traceable to the National Institute of Standards and Technology (NIST-USA). The cuvette holder has a compartment for a 1.0 cm thick cuvette. The nominal dimensions of the cuvette are $1.0 \cdot 1.0 \cdot 4.5 \text{ cm}^3$, and the optical path length through it was measured to be $0.9991 \pm 0.0005 \text{ cm}$. As defined in equation 2, the temperature of the Fricke solution during irradiation and readout influences the determination of the absorbed dose to water. One of the improvements of Fricke dosimetry at the LCR/UERJ was the acquisition of a thermal bath that stabilizes the temperature at 25 °C during the reading of the solutions.

1.2. Irradiation vessel design

Different vessels have been tested over the years by the LCR/UERJ to be used for the determination of the absorbed dose to water for HDR ^{192}Ir sources. The device used for the Fricke solution must have the following properties: the material should not react with the solution, or at least this reaction should stabilize over a short period of time; it must be possible to seal the vessel; it should be easy to transfer the solution from the vessel into the cuvette; and the volume of solution contained in the vessel must be sufficient to rinse and fill at least one cuvette. The first vessel developed by the LCR was a double-glass balloon, as shown in figure 1a. The Fricke solution was kept between the two balloons and the source was conducted to the center of the vessel using a thin glass tube positioned in the center of the inside balloon. The disadvantages of this vessel were that glass is not water equivalent, it was impossible to seal, and the solution was not homogeneously irradiated.

The second vessel designed by the LCR was a spherical PMMA vessel reported by de Almeida et al. [24]. A PMMA tube was fixed at the top of the flask to allow the center of the source inside the catheter to coincide with the geometrical center of the vessel, as shown in figure 1b. The irradiated

solution volume was 8.0 cm^3 , which was only sufficient to rinse and fill one cuvette and obtain one reading for each irradiation. The vessel is described in [24]. The main advantages of this vessel were that the density of PMMA is very close to that of water and the solution could be homogeneously irradiated, as the vessel is spherical. Only a ring in the center of this sphere was filled with Fricke solution, and the source was positioned in the center of this ring.

The effects due to possible chemical reactions between the FeSO_4 solution and the PMMA were tested over a long period of time, leaving the Fricke solution inside the holder and measuring it every day. It was observed that a nonirradiated Fricke solution reacted with the PMMA during the first 24 h to cause a significant increase in the optical density. Five flasks were tested five times with nonirradiated solutions, and this short-term effect was only observed in new flasks. The same reaction, which reaches equilibrium after 48 h, was described by Morrison and Boyd [27] for organic esters, possibly due to acid hydrolysis of the ester groups of the PMMA.

This vessel had the advantage of spherical geometry, but its major disadvantage was the difficulty of inserting the solution into its ring-shape compartment without creating any bubbles, and it was very difficult to vert the solution from the vessel to the cuvette. Thus, an improved PMMA vessel was designed to reduce this disadvantage. It also allows the center of the source inside the catheter to coincide with the geometric center of the ring, which is filled with the Fricke solution, as shown in figure 1c. The irradiated solution volume is 18.4 cm^3 , which is sufficient to rinse and fill at least two cuvettes and obtain two readings for each irradiation. The complete dimensions of this vessel can be seen at [14].

It is important to highlight that, in this cylindrical vessel, the distance from the center of the source to the center of the ring compartment where the Fricke solution is located during irradiation is 2.7 cm, so a Monte Carlo (MC) factor is required to convert the measurements to the standard reference position of 1 cm from the source in water, according to the TG-43 formalism [20]. This is the main disadvantage of this design. At present the LCR is testing a new vessel, which is a small version of the cylindrical one, but the distance from the source to the Fricke solution compartment is 1 cm. Pickler et al. studied this new vessel and analyze the effects of the interaction of Fricke solution and PMMA, as the surface/solution relationship of this small vessel changes from the larger cylinder [28].

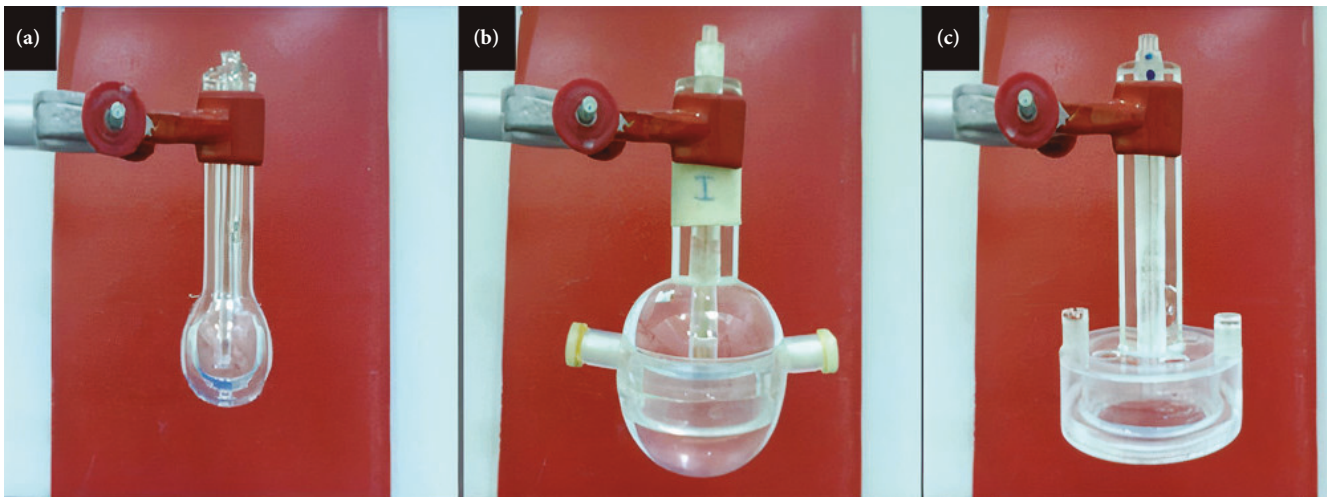


Figure 1. Irradiation vessels developed at the LCR
A. The double-balloon glass holder; B. The PMMA spherical holder; C. The PMMA cylindrical holder.

1.3. Irradiation and measurement procedures

The first irradiations with the ^{192}Ir source were performed with a spherical vessel. The center of the spherical vessel was filled with water, and the ring-shaped shell was filled with the Fricke solution. The whole flask was placed in the center of the $30 \cdot 30 \cdot 30$ cm³ water phantom. The irradiated solutions were inserted and extracted using a small Pyrex graduated pipette and were subsequently transferred to a quartz cuvette. A Nucletron microSelectron irradiator was used with an alpha omega model 192Ir source through the catheter, allowing the source to be positioned in the center of the vessel. The irradiation time was calculated to deliver nominal doses ranging from 14 to 40 Gy. Due to temperature gradients during irradiation, a thermoprobe was used to monitor the temperature in the water phantom, and the irradiation started only after the temperature was stable.

Before each reading the cuvette was rinsed and filled with Milli-Q water and the absorbance was read to ensure that the cuvettes were clean. If the absorbance reading at 304 nm was as great as 0.0362 the cuvettes were considered clean, otherwise they were cleaned again, but using cotton swabs, with acetone and Milli-Q water, until the water reading was less than 0.0362. After that, the absorbances of the irradiated and control solutions were measured. The temperature measured during the irradiation is used to correct the dose-induced change in OD using a reference temperature of 25 °C. During the spectrophotometer reading the temperature was stabilized at 25 °C due to the use of the thermal probe. This

relationship, initially described by Fregene [29] and modified by Olszanski et al. [9] is given in (2):

$$\Delta OD = (OD_i - OD_c) \cdot [1 + 0.0012 \cdot (25 - T_i)] \cdot [1 + 0.0069 \cdot (25 - T_r)] \quad (2)$$

where OD_i and OD_c are the optical densities of the irradiated and control solutions, respectively, T_i is the temperature in °C of the Fricke solution during irradiation, and T_r is the temperature in °C of the Fricke solution during the spectrophotometer reading. The control solutions were the Fricke solution that remained inside the vessel for the same amount of time as the irradiated solutions without being irradiated. A thermal bath inside the spectrophotometer was used to stabilize the temperature during the readings, at 25 °C [24].

After the measurements with the spherical vessel, the cylindrical vessel was used and the measurements with this vessel were done at the National Research Council Canada (NRC), to compare the standards of absorbed dose to water using Fricke dosimetry at both laboratories, the Radiology Science Laboratory (LCR) and the NRC. It was also possible to investigate any systematic effect in either methodology [14]. The irradiation methodology was almost the same, except that the microSelectron V2 ^{192}Ir source was used for irradiation and an NRC-modified Cary 400 Scan spectrophotometer was used for the readings. This system allows the reading of two cuvettes simultaneously, along with a standard absorbance filter and an empty optical path. The irradiation time was calculated to deliver nominal doses of approximately 14 Gy to the Fricke solution.

1.4. The determination of absorbed dose to water using

Fricke solution

As discussed by Klassen et al. [5], the absorbed dose to the Fricke solution, D_F , was obtained from equation 3:

$$D_F = \frac{\Delta OD}{G(Fe^{3+}) \cdot L \cdot \rho \cdot \varepsilon} \quad (3)$$

where ΔOD is defined as the increase in OD at 304 nm taking into account the temperature effect as defined by (1), L is the optical path length of the cuvette, ρ is the density of the Fricke solution (1.023 g.cm^{-3}) at 25°C , and ε is the molar extinction coefficient of the ferric ions (equal to $2174 \text{ M}^{-1} \cdot \text{cm}^{-1}$ at 304 nm according to Cottens et al. [30]), $G(Fe^{3+})$ is the radiation chemical yield of ferric ions (equal to $1.555 \pm 0.017 \times 10^{-6} \text{ mol.J}^{-1}$), which was obtained using the methods discussed in section f).

The quantity absorbed dose to water, D_w , is derived from the absorbed dose to the Fricke solution as proposed by Klassen et al. [5] and is defined in (4):

$$D_w = f \cdot p_{wall} \cdot D_F \cdot F_h \cdot k_{dd} = f \cdot p_{wall} \cdot \frac{\Delta OD}{G(Fe^{3+}) \cdot L \cdot \rho \cdot \varepsilon} \cdot F_h \cdot k_{dd} \quad (4)$$

where D_F is the absorbed dose in the Fricke solution, f is the dose conversion factor from Fricke solution to water, p_{wall} is the PMMA wall correction factor, F_h is the homogeneity correction due to the volume-averaging effect as described by Ochoa et al. [12] and k_{dd} is the correction factor due to the nonuniformity of the dose profile over the solution volume. In addition, in the case of irradiation with the cylindrical vessel, a K_{pos} factor was included in this equation to convert the dose from 2.7 cm to the dose at 1 cm. The correction factors were calculated using the MC method, as described in the next section.

1.5. Monte Carlo Simulations

The microSelectron HDR ^{192}Ir Alpha Omega source was used in the simulations and measurements for the spherical vessel, and the microSelectron V2 was used in the simulations and measurements for the cylindrical vessel. The specifications of the simulations are described at [14], [24].

The Monte Carlo particle-transport simulation code PENELOPE [31], was used to assess the data and the required corrections. In all cases, several simulations were conducted

with at least three different random number generators, and the mean value was taken. The simulations were performed using a cluster with 192 processors taking the bare spectra, as reported by Borg and Rogers [32].

To validate our calculation results, these values were compared to the Borg and Rogers [32], Ma and Nahum [33] and Ma et al. [34] values, who used similar materials and geometry. In all three cases very comparable results were obtained. The Fricke solution data obtained from the PENELOPE database (identification number 160, with a density 1.024 g.cm^{-3}) was very close to the experimentally measured value of 1.023 g.cm^{-3} for the solution in our measurements.

For the ^{192}Ir simulations, 200 million photons were used, using an absorption energy of 1 keV for photons and 100 keV for electrons with a maximum step size of 0.01 cm for the Fricke solution. Relevant PENELOPE parameters were set to $C1 = C2 = 0.05$ and $Wcc = Wcr = 1.0 \text{ keV}$. The time for each simulation was approximately 25 h. The simulations of the experimental vessels were performed according to the measures described at [14], [24], using PMMA for all the walls. The source was positioned in the center of the vessels and the center of the vessel was placed at a depth of 10 cm in water phantom.

The correction factors are determined according to the literature [12], [24]. First, they were calculated for the spherical vessel, as defined in equation 4:

- 1) The correction for the volume-averaging effect, F_h :

The center of the solution volume was considered the reference point for dose calculations. This volume was divided into five equal concentric spherical layers, and the absorbed dose was calculated for each layer and normalized to the dose of the central layer. The main components that influence the radial dose distribution are self-attenuation of the Fricke solution and nonuniformity of the photon fluence due to the beam divergence, which causes a small dose gradient. The obtained results showed that the average reading of all layers relative to the central one was 0.4% higher than the calculated value at the central layer.

- 2) The non water wall effect, p_{wall} :

This factor considers the influence of the PMMA wall of the vessel on the dose deposited in the Fricke solution, compared to a vessel without walls.

- 3) The dose conversion factor from Fricke solution to water, f :

This factor is due to the difference in dose deposited in the volume of Fricke solution compared with the dose that would be deposited in the same volume of water, a difference which arises from the difference in radiation absorption characteristics and density of Fricke solution and water.

- 4) The correction factor for the nonuniformity of the dose profiles over the solution volume, k_{dd} :

This factor considers the magnitude of the anisotropy effect over 6 equally divided sectors around the source. The obtained value was:

The same factors were calculated for the cylindrical vessel, as published in [14], also using the PENELOPE code. The only different MC factor is K_{pos} , which converts the dose from 2.7 cm to 1 cm. Table 1 shows the calculated MC factors for both vessels.

Table 1. MC PENELOPE factors calculated for both vessels [14], [24]

MC Factors	Spherical Vessel	Cylindrical Vessel
F_h	0.996 ± 0.003	0.997 ± 0.002
P_{wall}	0.999 ± 0.004	0.999 ± 0.002
F	1.004 ± 0.003	1.001 ± 0.002
k_{dd}	1.000 ± 0.002	1.039 ± 0.002
k_{pos}	----	7.1932 ± 0.015

1.6. Determination of the G -value

Three different methodologies were used to determine the G -value [$G(\text{Fe}^{3+})$]. The first consisted of the estimation of the energy-weighted G -value from published values. A curve fitting was performed using the ionometric and calorimetric measurements reported by Fregene [29] and the calorimetric measurements reported by Klassen et al. [5]. It is important to highlight that the values obtained from Fregene [29] were reported in his paper without much experimental detail. A G -value was assigned for every 50 keV of energy in the energy interval from 1 to 900 keV. These values were weighted according to the photon fluence per MeV per 100 decays, as described in [24].

The G -value obtained from this methodology was $1.555 \pm 0.017 \times 10^{-6} \text{ mol.J}^{-1}$, which was the value used for calculations of the absorbed dose to water using the spherical vessel. This value is comparable to the ionometric measurements data using dosimetry protocols reported by Franco et al.

[11], $1.578 \pm 0.016 \times 10^{-6} \text{ mol.J}^{-1}$. The selection of the mean energy was not a critical issue for the semilog plots used. The energy fluence for water was calculated using Monte Carlo methods by Borg and Rogers [32] and from this work. Figure 2 shows the plotted data from the literature used to calculate the G -value.

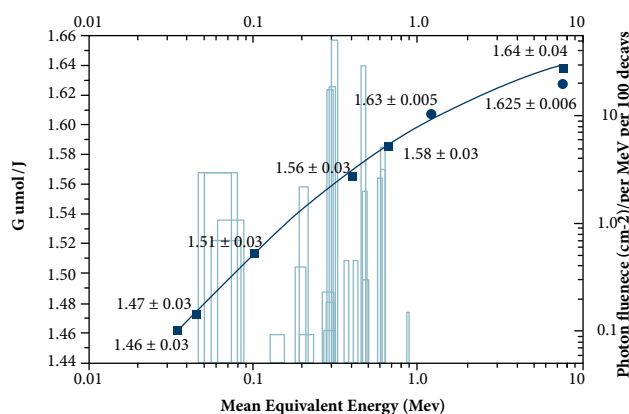


Figure 2. The G -values published in the literature. The full circles are the values reported by Klassen et al. [5], the full squares are those reported by Fregene [29], and the full line is all the data fitted in [24]. Source: modified from [24].

In the second method, the G -value was calculated based on the primary products, as described in [24]. The radiation yield of ferric ions in a Fricke solution can be expressed in terms of the radiation yields of the primary products due to radiolysis of the solution. Thus, the G -values were calculated using a fit of the LET values shown in figure 3 for 80 keV and ^{60}Co , both published by the ICRU 16 [35], and for ^{137}Cs , published by Meesungnoen et al. [36]. If the data are fitted using a first-order polynomial regression, the estimated LET value for ^{192}Ir is $1.28 \text{ keV.}\mu\text{m}^{-1}$, and if they are fitted with a second-order polynomial, the value is $1.237 \text{ keV.}\mu\text{m}^{-1}$. These values were used in the empirical formalism proposed by Meesungnoen et al. [36] in equation 5, to calculate the G -value in molecules per 100 eV for a given energy x :

$$G_x = \sum_{i=0}^4 \alpha_i \times (\text{Ln}(LET))^i \quad (5)$$

where the coefficients α_i ($i = 0-4$) are used to express the LET variations for radicals and for radiolysis of aqueous 0.4 M H_2SO_4 at room temperature. Table 2 presents the fitted coefficients for the aqueous 0.4 M H_2SO_4 at ambient temperature, as reported by Meesungnoen et al. [36].

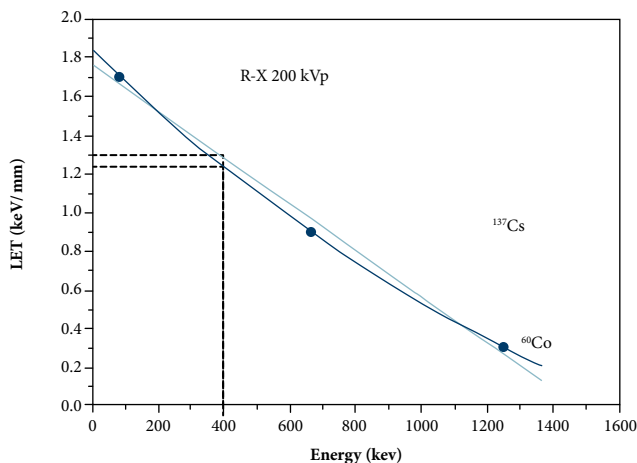


Figure 3. Interpolated LET value for the ¹⁹²Ir average energy using published data and two different curve fittings
Source: [24].

Table 2. Numerical values of the coefficients for the aqueous 0.4 M H₂SO₄

Radicals	Coefficients				
	α_0	α_1 ($\times 10^{-2}$)	α_2 ($\times 10^{-2}$)	α_3 ($\times 10^{-2}$)	α_4 ($\times 10^{-3}$)
G _{H•}	3.601	-13.53	-5.974	-1.929	-4.979
G _{OH•}	2.766	-18.80	-8.239	-2.127	-4.637
G _{H₂O₂}	0.8438	5.682	2.169	0.6284	1.988

Since the Fricke solution is 96% water by weight, the primary products produced by the radiation were mostly those of water. This process, though considered approximate, was extensively discussed by Klassen et al. [5], where it was assumed that the *G-values* for a Fricke solution behave in the same way as those for water.

The *G(Fe³⁺)* obtained from the empirical formalism proposed by Meesungnoen et al. [36], based on primary products and *LET* values, were found to be 15.123 mol/100 eV (1.567×10^{-6} mol.J⁻¹) and 15.144 mol/100 eV (1.569×10^{-6} mol.J⁻¹) for the first and second-degree fits, respectively. This is rather close (within 1%) to the *G-value* determined using the published values from the literature.

In the third methodology the *G-value* determination was based on the NRC method, using polyethylene bags [25]. Briefly, this method consists of interpolating the *G-values* calculated for ⁶⁰Co and 250 kV X-rays for the average energy of ¹⁹²Ir (380 keV). In Salata et al. [13] the NRC methodology was used, but instead of the interpolating ⁶⁰Co and 250 kV to obtain the *G-value* for the ¹⁹²Ir energy, the *G-values* for 150 kV (effective energy of 68 keV), 250 kV (effective energy of 132 keV) and 300 kV (effective ener-

gy of 159 keV) were calculated using the air kerma measured using a calibrated ion chamber, and making it equivalent to the value absorbed to the Fricke solution, using a Monte Carlo calculated factor for this conversion. Instead of interpolations, as described by the NRC, the calculated *G(Fe³⁺)* values were displayed in a graph. The line equation was used to determine the *G(Fe³⁺)* for ¹⁹²Ir (380 keV). The measured *G-values* were 1.436 ± 0.002 μmol/J for 150 kV, 1.472 ± 0.002 μmol/J for 250 kV, and 1.497 ± 0.003 μmol/J for 300 kV. The used value of *G(Fe³⁺)* for Co-60 (1.25 MeV) was 1,613 μmol/J, based on the literature [5].

The results for the *G(Fe³⁺)* determination, based on the NRC method are shown in figure 4. The R-square of the fitted regression line between those *G-value* points was 0.991. Using the line equation, the calculate *G(Fe³⁺)* for 380 KeV was 1.542 ± 0.015 μmol/J [13]. This value differs by 0.8% from *G(Fe³⁺)* calculated using the energy-weighted published values, and 1.5% from *G(Fe³⁺)* calculated using empirical formalism.

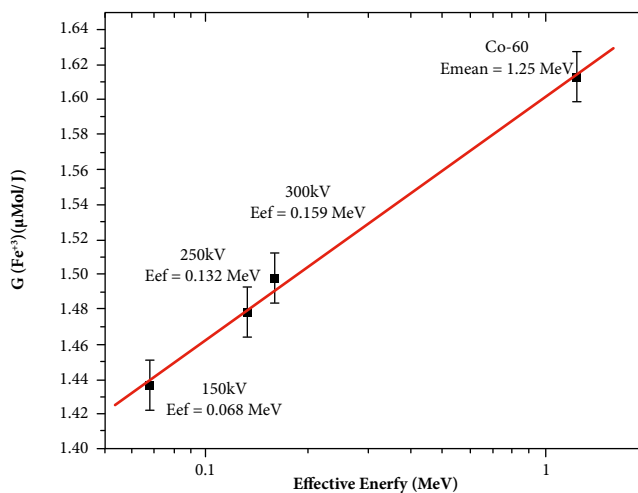


Figure 4. Values of *G(Fe³⁺)* for different energies: 150 kV, 250 kV, 300 kV and ⁶⁰Co
Effective energy was used for all the X-ray qualities, but for Co-60, the mean energy was used. The error bars represent the Type A uncertainty

1.7. Measurements of absorbed dose to water

The results shown in figure 5 represent the average of three irradiations of Fricke solutions with two readings per irradiation per point and show the absorbed dose values ranging from 14.0 to 40.0 Gy, using the spherical vessel. The results from the cylindrical vessel are not shown, as they do not differ significantly from those presented in figure 5.

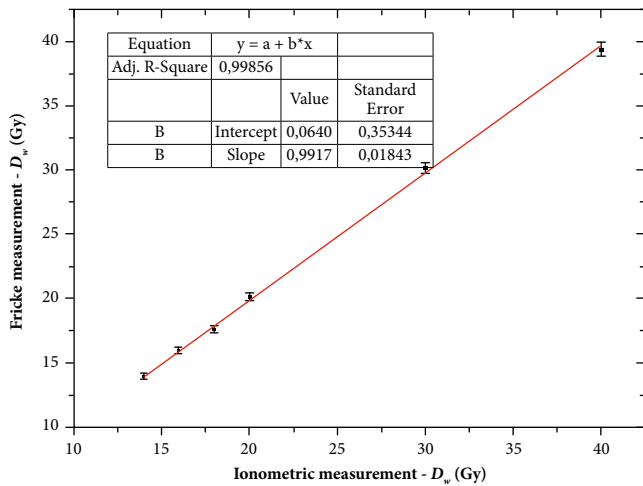


Figure 5. Absorbed dose to water values measured with Fricke dosimetry versus the nominal dose measured by a Farmer-type ionization chamber. The X-axis represents the measured absorbed dose values with the ionization chamber and the Y-axis represents the measured absorbed dose values with the Fricke system with a total uncertainty of 1.4%, both for $k = 1$.

The results presented here are consequences of careful improvements in several aspects over 10 years, as follows:

Regarding the overall dimension of the irradiating vessel (by increasing the radial distance between the source and the solution, the uncertainty due to mechanical tolerances and the dose gradient across the solution were reduced);

- » The use of a thermal bath and a calibrated thermistor in the spectrophotometer;
- » The use of PMMA made the construction of the vessel easier and, as discussed earlier, has no measurable effect on the solutions;
- » The cylindrical vessel is an improvement from the spherical vessel, making it easier to clean and fill with Fricke solution without creating bubbles. In addition, it allows two measurements for one irradiation, decreasing uncertainties as well.

1.8. Traceability to the international network of metrology validation

The results for both the G -value and the absorbed dose to water, using the Fricke dosimetry system of the two institutions, NRC and LCR, were comparable and published [14]. The two institutions have separately developed absorbed dose standards based on the Fricke dosimetry system. Both NRC and LCR developed different methodologies to determine the absorbed dose to Fricke solution. These differences

include different ways of cleaning glassware and preparing the solution, and different vessel designs used for ^{192}Ir source irradiation. The main advantage of the NRC holder is that the D_w measurement is already measured at the recommended distance, 1 cm [20], while for the LCR vessel this distance is 2.7 cm, which requires an MC calculated factor to convert this measurement to 1 cm. This comparison was made at the NRC laboratory using an ^{192}Ir source. The NRC group has established a method to determine the $G(\text{Fe}^{3+})$ for ^{192}Ir based on an interpolation between G -values obtained at ^{60}Co and 250 kVp X-rays [18]. This measurement was repeated using the LCR Fricke solution to investigate possible systematic uncertainties. $G(\text{Fe}^{3+})$ for ^{60}Co and 250 kVp X-rays. Using the LCR Fricke system, an agreement was found with the NRC values within 0.5% and 1% for ^{60}Co and 250 kVp X-rays respectively. The standard uncertainty in the determination of $G(\text{Fe}^{3+})$ for ^{192}Ir was estimated to be 0.6%. For the comparison of absorbed dose measurements at the reference point for ^{192}Ir (1 cm depth in water, perpendicular to the seed long-axis), the ratio $D_w(\text{NRC})/D_w(\text{LCR})$ was found to be 1.011 with a combined standard uncertainty of 1.7%.

1.9. Uncertainty budget

For the nominal dose of 20 Gy, Table 3 [24] lists all the sources of uncertainties involved in the experimental procedure using Fricke dosimetry to measure absorbed dose to water. In general, the uncertainties are conservative, corresponding to the upper limits. The uncertainties in all quantities and correction factors in (4) are indicated. As a result, the overall combined uncertainty, as described in detail in Table 3, were significantly reduced to 1.4% for $k = 1$ compared to those reported earlier by Austerlitz et al. [8]

The type B uncertainties for the MC calculations were the most difficult cases to estimate and they are still unclear in several papers [36]-[44]. In a recent work Wulff et al. [42] have specifically treated this issue, taking into account the various contributions related to the systematic uncertainties that also exist in the present work, such as stopping powers, spectrum, photon cross sections and transport parameters. For this case the geometry sensitivity was also evaluated, and the differences were negligible. Although we have not performed a specific analysis for our geometry, the final value of 0.2% reported by Wulff et al. [42] was adopted here.

Table 3. Uncertainty budget in the determination of D_w using the Fricke solution [24].

Source of Uncertainty	Type A (%)	Type B (%)	Reference
Irradiation Procedure			
Dummy/real source position		0.1	
Transit time		0.016	
Solution Specification			
Molar extinction coefficient		0.35	[5]
Density	0.100	0.100	Manufacturer
Source-solution distance	0.01	0.02	Manufacturer
Reading Process			
Dose determination	0.48		Manufacturer
Cuvette-light path	0.05	0.06	Manufacturer
Instrument stability		0.10	
Instrument repeatability		0.10	
Wavelength bandwidth		0.01	[45]
Solution temperature	0.010	0.15	Manufacturer
Correction Factors			
G(Fe^{3+}) value		1.12	[28], [34], [46]
P_{wall}	0.3	0.2	
Volume averaging	0.2	0.2	[42]
k_{sd}	0.1	0.2	[42]
Dose conversion factor for Fricke to water f	0.2	0.2	[42]
Combined Standard Uncertainty (%)	1.42		
Expanded Uncertainty for $k = 2.0$ (%)	2.84		

The values shown in table 3 for the correction factors were based on the measurements for the spherical vessel, but as shown in table 2, those values are not significantly different from the values calculated for the cylindrical vessel.

2. Conclusion

Chemical dosimetry using a standard FeSO_4 solution is an interesting and reliable option as a standard for the quantity absorbed dose to water generated by HDR ^{192}Ir sources. The overall uncertainties involving the vessel dimensions, wall thicknesses, dose calculation, wall attenuation, UV light band, source anisotropy, G -value and source transit time were estimated to be less than 1.4% for $k = 1$.

Some characteristics of the device used for the Fricke solution must be considered: the wall material should be water equivalent and should not chemically react with the solution; it must be sealed, but easy to vert the solution from the vessel into a cuvette to be read by the spectrophotometer. LCR has been working on an adequate vessel during the past 10 years. The first vessel developed was water equivalent and the solution volume was irradiated only at the central ring resulting in a homogeneously irradiated solution. However,

it was very difficult to fill with the solution without creating bubbles and to vert the solution into the cuvette. The current device is a cylindrical ring, in which the solution is disposed and has corrected those problems. However, one setback is the fact that the measurement reference point is 2.7 cm from the source. It was then necessary to calculate an MC correction factor to give the absorbed dose to water at the reference point $D_{w(r0,00)}$ in the TG-43 formalism [20]). Now LCR is working on a very similar device of a cylindrical shape but is using a distance of 1 cm as the reference point from the source. These ongoing improvements, such as the source position being now calculated at the center of the ring, an easier way to fill the vessel with the Fricke solution, and an easier way to vert the solution into the cuvette of the device are very important in reducing the uncertainties of the Fricke dosimetry as an option for ^{192}Ir source calibration.

One of the key parameters used to determine the absorbed dose of the Fricke solution is the G -value. This parameter is crucial and can be defined as the number of molecules of Fe^{+3} produced per joule of energy absorbed in the solution. Different authors, using different methods, have determined this value but those data are either rather old or specifically have energies below that of ^{60}Co . The LCR group has used three methods to calculate this coefficient: ionometric, estimation of the energy-weighted G value from published values, and interpolations based on the NRC method. The values are consistent when compared with each other and differ by 1.5% at most. The NRC method is simple to use, requiring a PMMA support for the polyethylene bags, and the associated uncertainties are usually lower. The LCR group is performing more measurements for different energies using this method.

The outcomes of the LCR and NRC comparison demonstrate that the results obtained for absorbed dose to water using LCR and NRC methodologies are very similar, even considering the reported differences in their methodologies. These results are extremely important to reaffirm the use of Fricke solution as an actual primary standard for HDR brachytherapy ^{192}Ir source dosimetry. The use of an absorbed-dose-to-water standard for Ir-192 dosimetry will reduce the associated uncertainty on $D_{w(r0,00)}$ and avoid the use of a calculation-based dose rate constant.

The obtained uncertainties for the determination of the absorbed dose to water using the Fricke dosimetry are lower

than those obtained using the standard protocols, the AAPM TG-43 Report [19], and its update [20]. This can be reflected in clinical practice, as the calculation of the dose delivered to the patients can be more accurate.

Beside the application of Fricke dosimetry for ^{192}Ir sources dosimetry, there are other studies using Fricke solution that have been developed by the LCR. One is the use of Fricke dosimetry for ^{137}Cs blood irradiator dosimetry using a specific phantom that was constructed and patented by the authors to perform these measurements [47], [48]. The other study tests the Fricke dosimeter properties as a potential system to be used in a postal dosimetry project for research irradiators [49]. In addition, the application of Fricke dosimetry for the determination of the absorbed dose to water for medium-energy X-ray beams was also studied and compared to the standard protocol TG 61 [50]. A new study also in progress concerns the use of Fricke dosimetry for the determination of the absorbed dose to water at linear accelerators. This work compares two different methods to determine the absorbed dose to water using Fricke dosimetry, opening up the possibility of using one of them as postal dosimetry [51].

Acknowledgements

This work was partially funded by the FAPERJ and CNPQ. The authors acknowledge Dr. Malcolm McEwen from the National Research Council Canada (NCR).

References

- [1] O. Moussous, S. Khoudri, and M. Benguerba, "Characterization of a Fricke dosimeter at high energy photon and electron beams used in radiotherapy", *Australasian Physical and Engineering Sciences in Medicine*, vol. 34, no. 4, pp. 523-528, 2011, <https://www.doi.org/10.1007/s13246-011-0093-1>.
- [2] J. Law and A. T. Redpath, "Measurement of ferric ion concentration in the Fricke dosimeter", *Physics in Medicine & Biology*, vol. 16, no. 3, pp. 531-532, 1971, <https://www.doi.org/10.1088/0031-9155/16/3/419>.
- [3] J. Law and A. T. Redpath, "The measurement of low energy x-rays III: Ferrous sulphate G-values", *Physics in Medicine & Biology*, vol. 13, no. 3, pp. 371-382, 1968, <https://www.doi.org/10.1088/0031-9155/13/3/304>.
- [4] R. K. Broszkiewicz and Z. Bulhak, "Errors in ferrous sulphate dosimetry", *Physics in Medicine & Biology*, vol. 15, no. 3, pp. 549-556, 1970, <https://www.doi.org/10.1088/0031-9155/15/3/315>.
- [5] N. V. Klassen, K. R. Shortt, J. Seuntjens, and C. K. Ross, "Fricke dosimetry: The difference between G(Fe3+) for ^{60}Co γ -rays and high-energy x-rays", *Physics in Medicine & Biology*, vol. 44, no. 7, pp. 1609-1624, 1999, <https://www.doi.org/10.1088/0031-9155/44/7/303>.
- [6] "ISO/ASTM 51026: Practice for using the Fricke dosimetry system", 2015.
- [7] E. M. Arango, A. Pickler, A. Mantuano, C. Salata, and C. E. de Almeida, "Feasibility study of the Fricke chemical dosimeter as an independent dosimetric system for the small animal radiation research platform (SARRP)", *Physica Medica: European Journal of Medical Physics*, vol. 71, no. March, pp. 168-175, 2020, <https://www.doi.org/10.1016/j.ejmp.2020.03.006>.
- [8] C. Austerlitz *et al.*, "Determination of absorbed dose in water at the reference point D (r 0, θ) for an ^{192}Ir HDR brachytherapy source using a Fricke system", *Medical Physics*, vol. 35, no. 12, pp. 5360-5365, Dec. 2008, <https://www.doi.org/10.1118/1.2996178>.
- [9] A. Olszanski, N. V Klassen, C. K. Ross, and K. R. Shortt, "The IRS Fricke Dosimetry System", Ottawa, 2002.
- [10] C. E. de Almeida *et al.*, "Standard absorbed dose to water for HDR brachytherapy sources with Fricke dosimetry", *IFMBE Proceedings*, vol. 25, no. 1, pp. 1055-1056, 2009, <https://www.doi.org/10.1007/978-3-642-03474-9-296>.
- [11] L. Franco, S. Gavazzi, M. Coelho, and C. E. de Almeida, "Determination of the Fricke G Value for HDR ^{192}Ir Sources Using Ionometric Measurements", in Standards, applications and quality assurance in medical radiation dosimetry (IDOS), International Atomic Energy Agency, 2011.
- [12] R. Ochoa, F. Gómez, I. H. Ferreira, F. Gutt, and C. E. de Almeida, "Design of a phantom for the quality control of high dose rate ^{192}Ir source used in brachytherapy", *Radiotherapy and Oncology*, vol. 82, no. 2, pp. 222-228, 2007, <https://www.doi.org/10.1016/j.radonc.2007.01.005>.
- [13] C. Salata, M. David, P. Rosado, and C. de Almeida, "SU-F-BRA-10: Fricke Dosimetry: Determination of the G-Value for Ir-192 Energy Based On the NRC Metho-

- dology”, *Medical Physics*, vol. 42, no. 6Part26, pp. 3535-3535, 2015, <https://www.doi.org/10.1118/1.4925221>.
- [14] C. Salata *et al.*, “Validating Fricke dosimetry for the measurement of absorbed dose to water for HDR ^{192}Ir brachytherapy: A comparison between primary standards of the LCR, Brazil, and the NRC, Canada”, *Physics in Medicine & Biology*, vol. 63, no. 8, 2018, <https://www.doi.org/10.1088/1361-6560/aab2b8>.
- [15] C. Salata *et al.*, “SU-F-19A-02: Comparison of Absorbed Dose to Water Standards for HDR Ir-192 Brachytherapy Between the LCR, Brazil and NRC, Canada”, *Medical Physics*, vol. 41, no. 6Part22, pp. 388-388, 2014, <https://www.doi.org/10.1118/1.4889028>.
- [16] C. B. V. Andrade *et al.*, “Evaluation of radiotherapy and chemotherapy effects in bone matrix using X-ray microfluorescence”, *Radiation Physics and Chemistry*, vol. 95, 2014, <https://www.doi.org/10.1016/j.radphyschem.2013.04.031>.
- [17] P. H. Rosado *et al.*, “Determination of the absorbed dose to water for medium-energy x-ray beams using Fricke dosimetry”, *Medical Physics*, 2020, <https://doi.org/10.1002/mp.14473>.
- [18] I. El Gamal, C. Cojocar, E. Mainegra-Hing, and M. McEwen, “The Fricke dosimeter as an absorbed dose to water primary standard for Ir-192 brachytherapy”, *Physics in Medicine & Biology*, vol. 60, no. 11, pp. 4481-95, 2015, <https://www.doi.org/10.1088/0031-9155/60/11/4481>.
- [19] R. Nath, L. L. Anderson, G. Luxton, K. A. Weaver, J. F. Williamson, and A. S. Meigooni, “Dosimetry of interstitial brachytherapy sources: Recommendations of the AAPM Radiation Therapy Committee Task Group No. 43”, *Medical Physics*, vol. 22, no. 2, pp. 209-234, 1995, <https://www.doi.org/10.1118/1.597458>.
- [20] M. J. Rivard *et al.*, “Update of AAPM Task Group No. 43 Report: A revised AAPM protocol for brachytherapy dose calculations”, *Medical Physics*, vol. 31, no. 3, pp. 633-674, 2004, <https://www.doi.org/10.1118/1.1646040>.
- [21] A. Sarfehnia, K. Stewart, and J. Seuntjens, “An absorbed dose to water standard for HDR ^{192}Ir brachytherapy sources based on water calorimetry: numerical and experimental proof-of-principle”, *Medical Physics*, vol. 34, no. 12. United States, pp. 4957-4961, Dec. 2007, <https://www.doi.org/10.1118/1.2815941>.
- [22] A. Sarfehnia and J. Seuntjens, “Development of a water calorimetry-based standard for absorbed dose to water in HDR ^{192}Ir brachytherapy”, *Medical Physics*, vol. 37, no. 4, pp. 1914-1923, 2010, <https://www.doi.org/10.1118/1.3366254>.
- [23] A. Sarfehnia, I. Kawrakow, and J. Seuntjens, “Direct measurement of absorbed dose to water in HDR ^{192}Ir brachytherapy: Water calorimetry, ionization chamber, Gafchromic film, and TG-43”, *Medical Physics*, vol. 37, no. 4, pp. 1924-1932, 2010, <https://www.doi.org/10.1118/1.3352685>.
- [24] C. E. de Almeida *et al.*, “A Feasibility Study of Fricke Dosimetry as an Absorbed Dose to Water Standard for ^{192}Ir HDR Sources”, *PLoS One*, vol. 9, no. 12, p. e115155, 2014, <https://www.doi.org/10.1371/journal.pone.0115155>.
- [25] M. McEwen, I. El Gamal, E. Mainegra-Hing, and C. Cojocar, “Determination of the radiation chemical yield (G) for the Fricke chemical dosimetry system in photon and electron beams”, National Research Council of Canada, 2014. <https://www.doi.org/10.4224/23002718>.
- [26] A. Palm and O. Mattsson, “Influence of sulphuric acid contaminants on Fricke dosimetry”, *Physics in Medicine & Biology*, vol. 45, no. 9, 2000, <https://www.doi.org/10.1088/0031-9155/45/9/403>.
- [27] M. Mosher, “Organic Chemistry. Sixth edition (Morrison, Robert Thornton; Boyd, Robert Neilson)”, *Journal of Chemical Education*, vol. 69, no. 11, p. A305, Nov. 1992, <https://www.doi.org/10.1021/ed069pa305.2>.
- [28] A. Pickler *et al.*, “Effects of chemical reactions between Fricke solution and PMMA vessel”, *Submiss. Process*.
- [29] A. O. Fregene, “Calibration of the ferrous sulfate dosimeter by ionometric and calorimetric methods for radiations of a wide range of energy”, *Radiation Research*, vol. 31, no. 2, pp. 256-72, 1967, [Online]. Available: <http://www.ncbi.nlm.nih.gov/pubmed/6025862>.
- [30] E. Cottens, A. Janssens, G. Eggermont, and R. Jacobs, *Absorbed dose calorimetry with a graphite calorimeter, and G-value determinations for the Fricke dose meter in high-energy electron beams*. Viena, International Atomic Energy Agency, 1981.
- [31] OECD Nuclear Energy Agency, *Penelope : a code system for Monte Carlo simulation of electron and photon transport*. Nuclear Energy Agency, 2001.

- [32] J. Borg and D. W. Rogers, "Spectra and air-kerma strength for encapsulated ^{192}Ir sources", *Medical Physics*, vol. 26, no. 11, pp. 2441-4, Nov. 1999, <https://www.doi.org/10.1118/1.598763>.
- [33] C.-M. Ma and A. E. Nahum, "Dose conversion and wall correction factors for Fricke dosimetry in high-energy photon beams: analytical model and Monte Carlo calculations", *Physics in Medicine & Biology*, vol. 38, no. 1, pp. 93-114, Jan. 1993, <https://www.doi.org/10.1088/0031-9155/38/1/007>.
- [34] C. Ma, D. W. O. Rogers, K. R. Shortt, C. K. Ross, A. E. Nahum, and A. F. Bielajew, "Wall-correction and absorbed-dose conversion factors for Fricke dosimetry: Monte Carlo calculations and measurements", *Medical Physics*, vol. 20, no. 2, pp. 283-292, Mar. 1993, <https://www.doi.org/10.1118/1.597128>.
- [35] "Report 16", *Journal of the International Commission on Radiation Units and Measurements*, vol. os9, no. 1, p. NP. 1970, <https://www.doi.org/10.1093/jicru/os9.1.report16>.
- [36] J. Meesungnoen, M. Benrahmoune, A. Filali-Mouhim, S. Mankhetkorn, and J.-P. Jay-Gerin, "Monte Carlo Calculation of the Primary Radical and Molecular Yields of Liquid Water Radiolysis in the Linear Energy Transfer Range 0.3-6.5 keV/ μm : Application to ^{137}Cs Gamma Rays 1", *Radiation Research*, vol. 155, no. 2, pp. 269-278, Feb. 2001, [https://www.doi.org/10.1667/0033-7587\(2001\)155\[0269:mccotp\]2.0.co;2](https://www.doi.org/10.1667/0033-7587(2001)155[0269:mccotp]2.0.co;2).
- [37] T. H. Kirby, W. F. Hanson, and D. A. Johnston, "Uncertainty analysis of absorbed dose calculations from thermoluminescence dosimeters", *Medical Physics*, vol. 19, no. 6, pp. 1427-1433, Nov. 1992, <https://www.doi.org/10.1118/1.596797>.
- [38] G. M. Mahmoud and R. S. Hegazy, "Comparison of GUM and Monte Carlo methods for the uncertainty estimation in hardness measurements", *International Journal of Metrology and Quality Engineering*, vol. 8, p. 14, May 2017, <https://www.doi.org/10.1051/ijmqe/2017014>.
- [39] I. Farrance and R. Frenkel, "Uncertainty in measurement: a review of monte carlo simulation using microsoft excel for the calculation of uncertainties through functional relationships, including uncertainties in empirically derived constants", *The Clinical Biochemist Reviews*, vol. 35, no. 1, pp. 37-61, Feb. 2014, [Online]. Available: <http://www.ncbi.nlm.nih.gov/pubmed/24659835>.
- [40] C.-M. Ma *et al.*, "Effect of statistical uncertainties on Monte Carlo treatment planning", *Physics in Medicine & Biology*, vol. 50, no. 5, pp. 891-907, Mar. 2005, <https://www.doi.org/10.1088/0031-9155/50/5/013>.
- [41] B. Thomadsen *et al.*, "93 TG-138 REPORT: UNCERTAINTIES IN PHOTON EMITTING BRACHYTHERAPY SOURCE DOSIMETRY", *Radiotherapy and Oncology*, vol. 103, p. S38, May 2012, [https://www.doi.org/10.1016/S0167-8140\(12\)72060-1](https://www.doi.org/10.1016/S0167-8140(12)72060-1).
- [42] J. Wulff, J. T. Heverhagen, K. Zink, and I. Kawrakow, "Investigation of systematic uncertainties in Monte Carlo-calculated beam quality correction factors", *Physics in Medicine & Biology*, vol. 55, no. 16, pp. 4481-4493, Jul. 2010, <https://www.doi.org/10.1088/0031-9155/55/16/s04>.
- [43] P. Castro *et al.*, "Study of the uncertainty in the determination of the absorbed dose to water during external beam radiotherapy calibration", *Journal of Applied Clinical Medical Physics*, vol. 9, no. 1, pp. 70-86, Dec. 2008, <https://www.doi.org/10.1120/jacmp.v9i1.2676>.
- [44] "Joint Committee for Guides in Metrology (JCGM) 2008 Report 100: Evaluation of Measurement Data-Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement" [Online]. Available: https://www.bipm.org/utis/common/documents/jcgm/JCGM_100_2008_E.pdf.
- [45] R. J. Shalek and C. E. Smith, "CHEMICAL DOSIMETRY FOR THE MEASUREMENT OF HIGH-ENERGY PHOTONS AND ELECTRONS", *Annals of the New York Academy of Sciences*, vol. 161, no. 1, pp. 44-62, 1969, <https://www.doi.org/10.1111/j.1749-6632.1969.tb34040.x>.
- [46] K. E. Stump, L. A. DeWerd, J. A. Micka, and D. R. Anderson, "Calibration of new high dose rate ^{192}Ir sources", *Medical Physics*, vol. 29, no. 7, pp. 1483-1488, 2002, <https://www.doi.org/10.1118/1.1487860>.
- [47] A. Mantuano *et al.*, "Technical Note: Fricke dosimetry for blood irradiators," *Medical Physics*, 2020, <https://doi.org/10.1002/mp.14487>
- [48] A. Mantuano, C. Salata, M. G. David, C. L. Mota, G. J. De Amorim, and L. A. G. Magalhães, "Fantoma para Irradiadores de Sangue", BR 10 2018 073239 0, 2018.
- [49] A. Mantuano, C. L. Mota, C. Salata, A. Pickler, L. A. G. Magalhães, and C. E. de Almeida, "A pilot study of a post-al dosimetry system using Fricke dosimeter for research irradiators purpose", *Submiss. Process.*

- [50] C. M. Ma *et al.*, "AAPM protocol for 40-300 kV x-ray beam dosimetry in radiotherapy and radiobiology", John Wiley and Sons Ltd, 2001. <https://www.doi.org/10.1118/1.1374247>.
- [51] C. Salata *et al.*, "Determination of Absorbed Dose to Water Using Fricke Dosimetry for (6) MV Photons Beams", *Medical Physics*, vol. 47, no. 6, pp. e255-e880, 2020, <https://doi.org/10.1002/mp.14316>.

Verificación funcional de detectores de radiación tipo Geiger-Müller en medicina nuclear y radiofarmacia del Instituto Nacional de Cancerología: una propuesta para el aseguramiento de la calidad de equipos de protección radiológica

Routine constancy tests of Geiger-Müller detectors in nuclear medicine and radiopharmacy—Instituto Nacional de Cancerología: A quality assurance proposal for radiation protection equipment

Nathaly Barbosa¹, Lorena Sandoval¹, Juan Sebastián Quimbayo², Xiomara Cely³,
Ángela Londoño³

Citación: N. Barbosa, L. Sandoval, J. S. Quimbayo, X. Cely y A. Londoño, “Verificación funcional de detectores de radiación tipo Geiger-Müller en medicina nuclear y radiofarmacia del Instituto Nacional de Cancerología: una propuesta para el aseguramiento de la calidad de equipos de protección radiológica”, *Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*, n.º 4, pp. 45-54, 2020.

<https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.4.2020.520>

Resumen

Basado en la implementación del plan de aseguramiento de la calidad, el objetivo principal de este estudio es realizar el seguimiento y análisis de las verificaciones funcionales realizadas a los equipos detectores de radiación ionizante del Servicio de Medicina Nuclear y del Servicio de Radiofarmacia del Instituto Nacional de Cancerología E. S. E. (INC). Los equipos de estudio fueron dieciséis detectores tipo Geiger-Müller, fijos y portátiles, con fuentes certificadas selladas tipo gotero y planas para la recolección de mediciones realizadas por un periodo de tres años. Como resultado, se encontraron comportamientos variables siempre en el rango del 20 % del error porcentual existentes entre el valor medido y el valor de referencia de cada equipo. El estudio permite concluir que los detectores muestran un comportamiento esperado dentro de la reproducibilidad propia del detector y las desviaciones propias de los diferentes operadores; sin embargo, y con el fin de minimizar las variaciones, es imprescin-

Revista Investigaciones y Aplicaciones
Nucleares, 4, 45-54, 2020
Recibido: 1 de junio de 2020
Aceptado: 21 de agosto de 2020
Publicado en línea: 5 de noviembre de 2020
Doi: <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.4.2020.520>



Esta obra está bajo licencia internacional
Creative Commons Reconocimiento 4.0.

¹ Servicio de Medicina Nuclear, Instituto Nacional de Cancerología E. S. E., Bogotá, Colombia

² Grupo Radiofarmacia y Ciclotrón, Instituto Nacional de Cancerología E. S. E., Bogotá, Colombia

³ Universidad Nacional de Colombia, Bogotá, Colombia

Email de correspondencia: nbarbosap@cancer.gov.co

dible contar con un programa de aseguramiento de la calidad de los equipos detectores de radiación que vele por la idoneidad de las medidas realizadas.

Palabras clave: Verificaciones funcionales, detector Geiger-Müller, protección radiológica, plan de aseguramiento de la calidad.

Abstract

Based on implementation of the relevant quality assurance plan, the main objective of this study was to monitor and analyze the routine constancy tests conducted on the ionizing radiation detection equipment of the nuclear medicine and radiopharmacy services of the Instituto Nacional de Cancerología E.S.E. (INC). The study equipment was 16 Geiger-Müller detectors, fixed and portable, with certified sealed dropper and flat sources for collecting measurements made over a period of three years. The results showed that variable behaviors were always found within the range of 20% of the percentage error between the measured value and the reference value for each piece of equipment. This study allows us to conclude that the detectors exhibited expected behavior given their reproducibility and operator deviations; however, to minimize variation, it is essential to have a quality assurance program for radiation detection equipment that ensures the suitability of the measures that are implemented.

Keywords: Routine constancy test, Geiger-Müller, radiation protection, quality assurance.

1. Introducción

La medicina nuclear es una especialidad de la medicina que usa radionúclidos ligados generalmente a moléculas específicas, llamados *radiofármacos*, con fines diagnósticos, terapéuticos y de seguimiento de tratamientos [1]. Al requerir el uso directo de fuentes radiactivas no selladas, se debe contar con un programa de aseguramiento de la calidad que vele por la seguridad radiológica de los pacientes, los trabajadores y el público en general. Dicho programa requiere múltiples barreras de seguridad, entre las que se encuentra el uso de equipos detectores de radiación ionizante, que permiten identificar y medir un posible riesgo durante la ejecución de los procesos propios de la práctica. La mayoría de los detectores de radiación utilizados en los servicios de medicina nuclear y radiofarmacia son de tipo Geiger-Müller (GM), que son calibrados y diseñados principalmente para medir dosis equivalente ambiental $Hp^*(10)$ [2]. Entre las ventajas de este tipo de detectores se encuentran su bajo costo, peso ligero, robustez y su alta sensibilidad para detectar partículas beta y radiación gamma; algunos incluso están equipados con ventanas muy delgadas que permiten la detección de radiación alfa. La presentación más usada del GM en medicina nuclear

tiene una ventana plana, siendo útiles para encontrar e identificar contaminación radiactiva [3], [4].

Para garantizar que los equipos del Servicio de Medicina Nuclear y del Servicio de Radiofarmacia funcionen correctamente, y aplicando lo establecido en la Circular 29 de 1997 y el Decreto 1769 de 1994, del Ministerio de Salud (artículo 12), se debe crear un plan de aseguramiento de la calidad de los equipos del servicio. En el capítulo “Mantenimiento de dotación” de dicho plan se deben incluir todos los equipos relacionados con el apoyo hospitalario, entre los cuales están los detectores GM que se analizaron en el presente estudio. Lo anterior, sin perder de vista la Resolución 181434 de 2002 del Ministerio de Minas y Energía, que especifica en el artículo 50: “Equipos y procedimientos de verificación [...] los titulares de autorizaciones garantizarán la existencia de equipos adecuados y establecerán los procedimientos para su verificación, el titular deberá cumplir con la frecuencia de calibración o verificación establecida” [5]. Esta es una tarea en la que participan todos los estamentos del INC: las personas que ostentan la autoridad en los órganos de dirección y gestión, los profesionales dedicados al ejercicio de la protección radiológica y los trabajadores expuestos a las radiaciones ionizantes. El Programa de Vigilancia y Seguridad Radiológica del INC del Servicio de

Medicina Nuclear y del Servicio de Radiofarmacia se encuentra encabezado por el director general, seguido por el subdirector de Atención Médica y Docencia, el Oficial de Protección Radiológica (OPR), los coordinadores de los servicios, y los funcionarios administrativos y funcionarios asistenciales. El OPR se encarga de hacer cumplir las disposiciones legales vigentes sobre protección radiológica y de establecer las condiciones seguras de trabajo con radiaciones ionizantes para los trabajadores, pacientes y público en general, supervisando y manejando de forma rigurosa todo el inventario de las fuentes y equipos detectores de radiación, siendo el coordinador de cada servicio quien aprueba las actividades de control en el Servicio de Medicina Nuclear y Radiofarmacia.

Las verificaciones funcionales de los detectores de radiación deben hacerse de forma rutinaria. Además, estos equipos deben estar incluidos en el plan y el cronograma de mantenimiento de equipos hospitalarios, y su uso debe respetar los criterios establecidos para las frecuencias establecidas. La frecuencia del mantenimiento preventivo descrito en el *Plan de mantenimiento* depende de la peligrosidad del equipo, el funcionamiento, uso y frecuencia propuesta por el fabricante, entre otros criterios [6], [7]. Estos procedimientos pueden ser diarios, semanales, trimestrales, semestrales o anuales [8], según la necesidad y el uso del equipo.

Por lo anterior, el Servicio de Medicina Nuclear y el Servicio de Radiofarmacia del INC creó en 2017, y desde entonces ha venido implementando, un plan de aseguramiento de la calidad (PAC) para los equipos de diagnóstico y apoyo del servicio mediante calibraciones periódicas realizadas principalmente por el Laboratorio Secundario de Calibración Dosimétrica del Servicio Geológico Colombiano y verificaciones funcionales trimestrales y mensuales realizadas por personal capacitado del INC, para comprobar que los detectores de radiación detectan emisiones radiactivas de un conjunto de fuentes certificadas; además, se hacen inspecciones físicas de rutina a los equipos que requieran seguimiento. Así, recolectando los datos de las verificaciones, se logra analizar la trazabilidad de estos en el tiempo.

2. Metodología

En el inventario de los equipos de protección radiológica del Servicio de Medicina Nuclear y del Servicio de Radiofarmacia hay inscritos más de 46 equipos detectores de radiación

de diferente tipo (Geiger-Müller, cámara de ionización, contador proporcional y centelladores). En la tabla 2 se muestran las principales características y especificaciones técnicas de los dieciséis detectores tipo Geiger-Müller analizados en el presente estudio, a los que se les realizaron las verificaciones funcionales durante un periodo de tres años. No fueron incluidos los equipos a los que se les hicieron ajustes tras la calibración y cuyos valores de referencia se modificaron durante el periodo evaluado. En la figura 1 se muestran detectores de radiación portátil y fijos de tipo GM utilizados durante los procesos de producción en la radiofarmacia hospitalaria y medicina nuclear (diagnóstico y terapia).

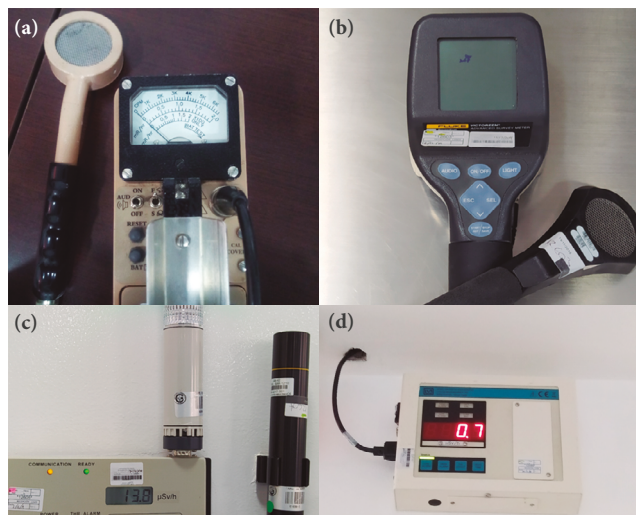


Figura 1. (a) Detector GM Ludlum C-14 [9]. (b) Detector GM Fluke Bio-medical ASM 990 [10]. (c) Monitor de área GM Medismarts GM-42 [11]. (d) Monitor de área GM Ludlum 375 [12]

El proceso de verificación está descrito en un instructivo para el control de calidad de equipos de protección radiológica. En él se especifica cómo realizar el procedimiento para comprobar la funcionalidad y el comportamiento de los equipos usados en la práctica de medicina nuclear y radiofarmacia. El operador comienza por comprobar la integridad física del equipo, incluyendo el estado de la pantalla de visualización, el nivel de baterías en los equipos portátiles o la estabilidad del suministro de energía, según sea el caso. Para realizar la verificación de constancia y funcionalidad del equipo se consideran previamente los parámetros de contaminación superficial del equipo y mediciones ambientales, seguidos de una medición con una fuente radiactiva certificada. La geometría de medición se definió en la realización de las pruebas de referencia; para ello se estudió la respues-

ta angular de cada detector, se definió el punto de respuesta máxima y se estableció en cada equipo un valor de referencia con una fuente de Cs-137 (fuente tipo gotero, figura 2a) durante las pruebas de aceptación o de referencia; de forma análoga se procedió con los equipos de contaminación superficial con las fuentes planas de C-14, Cl-36, Sr90/Y-90 y Am 241 (fuentes planas, figura 2b). La tabla 1 muestra las principales características de las fuentes (que deben ser certificadas y autorizadas) usadas en las pruebas de constancia. En mediciones de radiación gamma es preferible usar un radioisótopo emisor de radiación gamma monoenergética de larga semivida, pues permite llevar una trazabilidad de las medidas más confiable y estable en el tiempo.

Tabla 1. Principales características de las fuentes de calibración usadas en la verificación de los detectores de radiación GM [13]

Radioisótopo	Semivida (años)	Radiación emitida	Energía (KeV)	Geometría
Cs-137	30,08	γ	661,65	Gotero. Nucleido sembrado en resina sólida
		β^-	514,03	
C-14	5700	β^-	156,47	Plana
Cl-36	3×10^5	β^-	709,55	($10 \times 10 \text{ cm}^2$)
Sr-90/Y-90	28,79	β^-	546	sembrada en
Am-241	432,6	α	5.485,56	placa metálica

Las fuentes son conservadas de acuerdo con las recomendaciones del fabricante y dentro de los contenedores originales, para velar por su integridad; también se les hace un frotis anual para determinar si hubo pérdida de hermeticidad.

Dado que las fuentes de referencia tienen una larga vida media, si llegan a existir variaciones sustanciales entre las medidas y los valores de referencia, las diferencias se pueden asociar a posibles daños en el equipo, desajustes, problemas en la sonda y contaminación superficial, entre otros factores. Se recomienda que el porcentaje de decaimiento de las fuentes empleadas en la verificación no supere el 5% de diferencia porcentual del valor de referencia de la fuente dado por el fabricante, con el objetivo de minimizar la incertidumbre asociada al promedio de emisión de radiación a lo largo de los años; en el caso de las fuentes planas se considera un periodo de cinco años, ya que no se puede garantizar en el tiempo la uniformidad de la emisión en la superficie de la fuente. En la tabla 3 se muestra el porcentaje de decaimiento, a lo largo de los años, de las fuentes empleadas en este estudio.

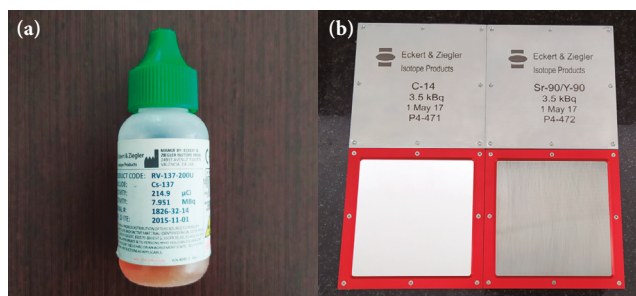


Figura 2. (a) Fuente de Cs-137 tipo gotero. (b) Caras anteriores (C-14, Sr-90/Y-90) y posteriores (Cl-36, Am-241) de las fuentes planas de verificación

Tabla 2. Características y especificaciones técnicas de los detectores de radiación GM de los servicios de radiofarmacia y medicina nuclear del INC [14], [12], [11], [15], [16], [9], [10]

Marca y modelo	Técnicas RF, GM Rady	Ludlum 375	Rotem Medismart	Ludlum 44-25	Cardinal Health, Victoreen 190F	Ludlum C14	Fluke ASM 990
Cantidad	2	2	6	1	1	1	3
Ubicación	Monitores ambientales de terapias metabólicas	Monitores ambientales de medicina nuclear	Monitores ambientales radiofarmacia	Terapias metabólicas	Radiofarmacia	Medicina nuclear	Uno en medicina nuclear y dos en radiofarmacia
Modo de operación	Tasa de dosis	Tasa de dosis	Tasa de dosis	Contaminación superficial	Tasa de dosis; contaminación superficial	Tasa de dosis/ cuentas	Tasa de dosis; contaminación superficial
Tipo de radiación	Gamma	X, gamma	Gamma, beta	Beta y gamma	Alfa, beta y gamma	Alfa, beta y gamma	Alfa, beta, gamma, X
Rango de operación	0,1 $\mu\text{Sv/h}$ - 2 mSv/h	1 $\mu\text{Sv/h}$ - 10 mSv/h	0,1 $\mu\text{Sv/h}$ - 10mSv/h	25-50 CPM 0.8- 0.15 $\mu\text{Sv/h}$	0,1 $\mu\text{Sv/h}$ - 1 mSv/h	0-20 mSv/h 0-2000 KCPM	3.500 CPM/mR/h
Rango de energía	50 keV - 10 MeV	50 keV - 1,3 MeV	50 keV - 1,3 MeV	50 keV - 1,3 MeV	60 keV - 3 MeV	60 keV - 3 MeV	Alfa > 3,5 MeV, beta > 35 keV y gamma > 6 keV
Rango de temperatura	22 \pm 5 °C	-15-50 °C	-10-50 °C	-10-50 °C	-10-60 °C	-20-50 °C	-56-85 °C
Humedad relativa	45 \pm 15%	< 95%	40% a 95%	< 95%	0 a 95%	< 95%	< 95%
Tipo de calibración	Intensímetro	Intensímetro	Intensímetro	Contaminación superficial	Intensímetro y contaminación superficial	Intensímetro y contaminación superficial	Intensímetro y contaminación superficial
Condición	Fijo	Fijo	Fijo	Fijo	Portátil	Portátil	Portátil

Tabla 3. Decaimiento porcentual de las fuentes Cs-137, C-14, Cl-36 y Sr-90/Y-90

Radioisótopo	Cs-137	C-14	Cl-36	Sr-90/Y-90
Geometría	Gotero	Plana (10 × 10 cm ²)		
Tiempo (años)	Porcentaje de decaimiento (%)			
1	3	0,1	0,3	2,4
2	5	0,1	0,5	4,8
5	11	0,1	1,2	11,4
8	17	0,1	1,9	17,6
10	21	0,2	2,3	21,4



Figura 3. (a) Fuente de Cs-137 ubicada a 10 cm de la ventana del detector Ludlum C14 y Fluke ASM 990. (b) Fuente de Cs-137 ubicada en el punto de máxima respuesta de los monitores de área Medismarts y Ludlum 375. Con los equipos fijos a gran altura del piso se usan soportes diseñados para garantizar la distancia de medición

Las mediciones de constancia de los equipos se deben realizar en condiciones que permitan garantizar la reproducibilidad de la geometría de la medición, y practicarse cuando no hay producción de radiofármacos y el flujo de pacientes en el Servicio de Medicina Nuclear sea mínimo. Se debe contar con condiciones adecuadas de presión atmosférica, temperatura y humedad relativa, acordes con las recomendaciones del fabricante de cada uno de los equipos. Luego de asegurar que se cuenta con dichas condiciones iniciales, se realiza la medición del fondo radiactivo en tasa de dosis ($\mu\text{Sv/h}$). Para la verificación de la magnitud $H^*(10)$ se ubica la fuente de Cs-137 a una distancia de 10 cm de la ventana de los detectores portátiles (figura 3a). En el caso de los detectores fijos, la fuente debe ser puesta en la geometría establecida para el equipo (ejemplo, figura 3b) y se determina la diferencia porcentual (DP) entre el valor de referencia (V_r) y el promedio de las medidas realizadas (V_m), mediante esta expresión:

$$DP (\%) = 100 * \frac{V_r - V_m}{V_r} \quad (1)$$

donde el valor V_r es el promedio de las mediciones realizadas a 10 cm de la ventana del detector con la fuente de calibración durante la prueba de aceptación o de referencia, corregido por fondo radiactivo. El criterio de aceptación de la diferencia porcentual debe estar en el rango del 20% del valor de referencia [4].

En las verificaciones funcionales asociadas a contaminación superficial se debe caracterizar el fondo en cuentas por segundo $F(cps)$, y con las fuentes planas (figura 2b) se realizan las medidas de tasa de recuento neto en $M(cps)$, como se muestra en la figura 4. Luego, para calcular la actividad experimental (A_{Exp}) de cada una de las fuentes planas, se hace uso de la siguiente ecuación:

$$A_{Exp} = \frac{FC (M (cps) - F(cps))}{\epsilon_d * \epsilon_s} * 100 \quad (2)$$

donde el valor del factor de calibración (FC) se obtiene del certificado de calibración del equipo, dado por un laboratorio secundario de calibración, con la metodología Reporte de Seguridad OIEA, serie n.º 16, sección 7 [17]. En cada una de las fuentes planas, el valor de referencia ϵ_p es la probabilidad de emisión de partículas beta (depende, por lo tanto, del isótopo) y ϵ_s es la eficiencia del detector de radiación beta en términos de su energía; en partículas beta con energía máxima superiores o iguales a 400 keV se establece la eficiencia del detector en 0,5, y en emisiones beta con energía máxima inferior a 400 keV, en 0,25. Finalmente se calcula la diferencia porcentual (DP) entre la actividad de referencia de cada fuente (A_r) y el valor de la actividad experimental (A_{Exp}), usando la siguiente ecuación:

$$DP (\%) = 100 * \frac{A_r - A_{Exp}}{A_r} \quad (3)$$

Por lo tanto, el porcentaje de desviación entre la actividad de referencia y el valor de la actividad experimental no debe exceder un rango del 20%.

Los resultados son registrados por la persona encargada de realizar la prueba, que es supervisada por el oficial de protección radiológica y aprobada por los coordinadores de los servicios. Dichos registros deben archivarlos en orden cronológico en un lugar seguro y accesible, de acuerdo con el control documental de la instalación. En la tabla 3 se muestra un formato de registro (véase el anexo 1).



Figura 4. Verificación funcional de contaminación superficial en el equipo Fluke ASM 990, con fuente plana de Sr-90/Y-90

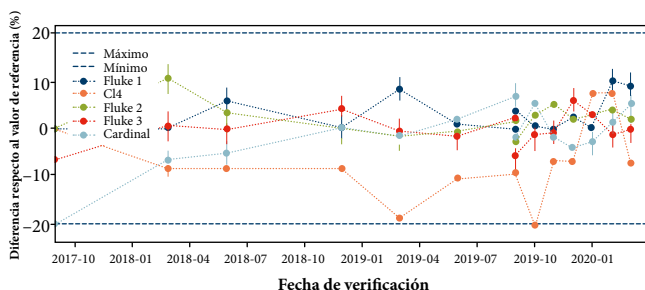


Figura 5. Variación temporal de las diferencias porcentuales entre el valor medido y el valor de referencia en las medidas de tasa de dosis de los detectores portátiles

3. Resultados

En las pruebas realizadas entre julio de 2017 y marzo de 2020 se evaluó la variación de las diferencias porcentuales (DP) entre el valor medido y el valor de referencia, en la geometría descrita, de las mediciones de tasa de dosis y de contaminación superficial. La figura 5 muestra la variación temporal de las DP en las mediciones de tasa de dosis de los equipos portátiles evaluados, donde puede observarse que no hay tendencia. Se evaluó la tendencia temporal de los resultados en cada detector, ajustando cada conjunto de datos a una línea recta. Al calcular el promedio ponderado de las pendientes se encontró en los monitores de tasa de dosis un valor de $0,003 \pm 0,014$, y en contaminación superficial, $0,003 \pm 0,003$, ambos valores incluyendo el cero, por lo que se concluyó que no había tendencia temporal en los datos.

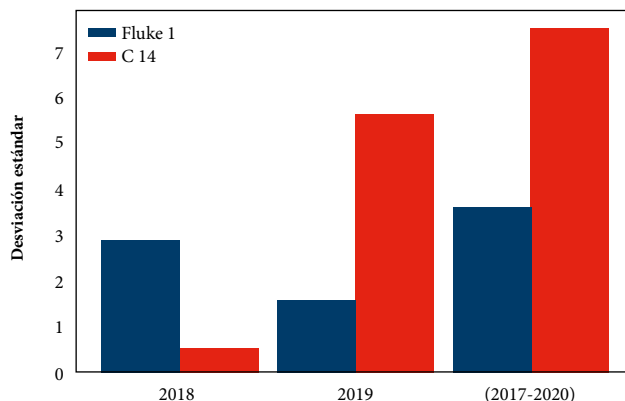


Figura 6. Desviación estándar (DE) de las DP entre el valor medido y el valor de referencia de las medidas de tasa de dosis de los detectores portátiles de medicina nuclear, correspondiente a los años 2018 y 2019, considerando la totalidad de los datos

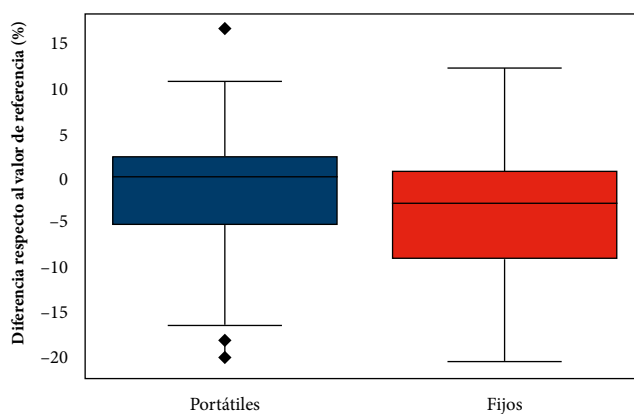


Figura 7. Distribución de los resultados de las medidas de tasa de dosis tomadas entre julio de 2017 y marzo de 2020 en los detectores portátiles y fijos

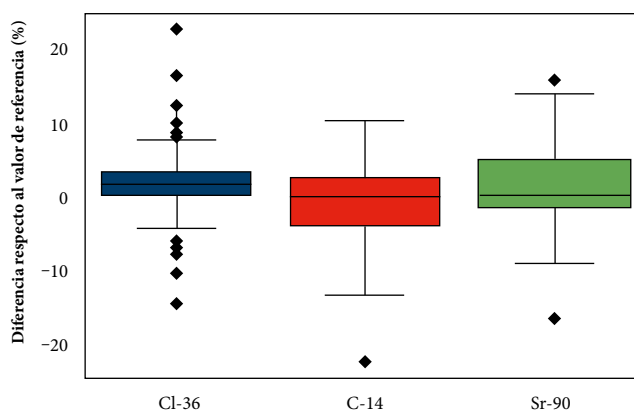


Figura 8. Distribución de los resultados de diferencias de contaminación superficial tomados entre julio de 2017 y marzo de 2020

En los equipos portátiles de medicina nuclear se evaluó la desviación estándar (DE) de las DP de los datos, en el caso de los equipos Fluke1 y C14, en los años 2018 y 2019. La totalidad de los valores obtenidos durante el presente estudio

(figura 6) mostraron que la DE en la totalidad de los datos es mayor que la DE de cada año, sin perder de vista que las verificaciones fueron realizadas por diferentes operadores cada año y esto pudo generar errores sistemáticos que pueden haber afectado la adquisición de los datos.

En la figura 7 se muestra la distribución de datos de los resultados encontrados desde julio de 2017 a marzo de 2020, correspondientes a las mediciones en la variación de la tasa de dosis de los equipos evaluados. El ancho de la caja muestra que el 50% de las medidas oscilan alrededor del valor medio, señalado con una línea dentro del cajón, y con una variación del 10%; los puntos fuera de las barras son valores atípicos que no aportan al análisis estadístico de las medidas. En dicha gráfica puede observarse que ningún valor supera en un rango del 20% el intervalo de tolerancia establecido. En la misma gráfica puede verse que la distribución es más angosta, y su mediana más cercana a cero, en los equipos portátiles que en los equipos fijos.

Finalmente, la figura 8 muestra la distribución de datos de los resultados encontrados desde julio de 2017 a marzo de 2020 en las mediciones de la variación de contaminación superficial de los equipos evaluados, donde el ancho de la caja muestra que el 50% de las medidas oscilan alrededor del valor medio señalado con una línea dentro del cajón, con una variación del 5%, y los puntos fuera de las barras representan valores atípicos que no aportan nada al análisis estadístico de las medidas. En dicha gráfica puede observarse que en ningún caso se supera en un rango del 20% el intervalo de tolerancia establecido.

4. Análisis

El PAC en el Servicio de Medicina Nuclear y el Servicio de Radiofarmacia vela por la seguridad del paciente y el trabajador ocupacionalmente expuesto, para lo cual toma como base el óptimo funcionamiento de todos los equipos que se utilizan en procesos relacionados con ambas partes. La importancia del Plan radica en la posibilidad de medir de forma cuantitativa y cualitativa el funcionamiento de dichos equipos, para garantizar la seguridad de todas las partes involucradas. Desafortunadamente, en los servicios en general se pierden de vista los equipos de apoyo, que garantizan el funcionamiento de los instrumentos que entran en contacto directo con el paciente; por esta razón, este estudio se enfocó

en detectores de radiación portátil y fijos de tipo GM y en cómo se puede realizar el seguimiento de las verificaciones funcionales de los mismos.

Buscando materializar ese seguimiento, se realizó un análisis histórico de las verificaciones funcionales de los detectores portátiles y fijos, tomando la tasa de dosis desde julio de 2017 a marzo de 2020 (figura 7). Estudiando el comportamiento de los datos, se concluyó que la distribución más angosta y su mediana son más cercanas a cero en los equipos portátiles que en los equipos fijos, ya que la reproducibilidad de los equipos portátiles es menor y su respuesta angular depende menos de la posición, así que es más fácil garantizar una geometría de medición más reproducible que en los equipos fijos. En el caso de los detectores de contaminación superficial (figura 8), se encontró una distribución más angosta que en las mediciones de tasa de dosis, gracias a la reproducibilidad en la geometría de medición, así como la relación espacial entre las emisiones de la fuente y la ventana del detector.

Aunque el seguimiento realizado a los equipos evidencia que no superan el intervalo de tolerancia, al analizar los resultados de la figura 6 queda en evidencia la dependencia del operador en la ejecución de las verificaciones, ya que cuando se analiza el total de los datos de hace evidente el error sistemático entre los operadores y cuando se hace el análisis anual, este error se elimina, quedando solo el error aleatorio intrínseco de las medidas; de modo que resulta notoria la necesidad de una estandarización más rigurosa del protocolo de las verificaciones para disminuir el valor promedio de las desviaciones en las lecturas de los detectores, minimizando así la dependencia de quien realiza las verificaciones, de modo que se pueda observar dicha reducción de la tolerancia en el seguimiento de los equipos.

5. discusión y conclusiones

Para una correcta implementación del PAC es imprescindible contar con un programa de seguridad y vigilancia radiológica de los equipos detectores de radiación que vele por la idoneidad de las medidas realizadas. Este programa debe incluir procedimientos de calibración, mantenimiento y realización de pruebas rutinarias de funcionamiento de los equipos. Para realizar estas pruebas, debe contarse con fuentes radiactivas selladas apropiadas y considerarse el

decaimiento propio de la fuente, así como la vida útil reportada por el fabricante a la hora de seleccionar las fuentes usadas.

La evaluación de las verificaciones funcionales realizadas entre el 2017 y marzo de 2020 muestran el comportamiento esperado en la reproducibilidad propia del equipo y las variaciones entre diferentes operadores. Para disminuir este último parámetro debe contarse con instrumentos que permitan garantizar la reproducibilidad en la geometría de medición, así como impartir capacitación periódica a los operadores para minimizar variaciones propias de la toma de datos experimentales; para ello, al protocolo ya construido por el Servicio de Medicina Nuclear y el Servicio de Radiofarmacia del INC se podrían agregar ayudas fotográficas y de video que especifiquen cómo se realiza el protocolo de verificación y la toma de los datos.

El comportamiento estable de los equipos también puede deberse a que estos no trabajan en ambientes adversos que podrían comprometer su funcionamiento; en el momento de realizar las medidas y en las actividades de trabajo, los equipos deben encontrarse en ambientes óptimos y controlados de operación.

Referencias

- [1] D. L. Bailey, J. L. Humm, A. Todd-Pokropek y A. van Aswegen (eds.), *Nuclear medicine physics: A handbook for teachers and students*. Viena: International Atomic Energy Agency, Viena, 2014. <https://doi.org/10.1055/s-0038-1625324>
- [2] M. C. Sebastijan Rep, M. C. Attard, L. Camoni y A. Santos, *Quality control of nuclear medicine instrumentation and protocol standardisation. EANM Technologist's Guide*, p. 165, 2017 [Online]. Disponible en https://www.eanm.org/content-eanm/uploads/2017/11/EANM_2017_TechGuide_QualityControl.pdf
- [3] J. T. Bushberg, J. A. Seibert y E. M. Leidholdt, *The essential physics of medical imaging*, Philadelphia: Lippincott Williams & Wilkins, 2010.
- [4] EANM, *Best practice in nuclear medicine: A technologist's Guide. Part 2*, pp. 1-48, 2007 [Online]. Disponible en https://www.eanm.org/content-eanm/uploads/2016/11/tech_best_practice2.pdf
- [5] Ministerio de Minas y Energía, Resolución 18-1434 de 2002. *Diario Oficial*, n.º 45027, p. 96, 2002.
- [6] Ministerio de la Protección Social, Decreto n.º 4725 de 2005, pp. 1-31, 2005.
- [7] J. S. Estrada Puerta y P. N. Cifuentes Rodríguez, *Gestión de mantenimiento de equipos médicos en la Fundación Clínica Infantil Club Noel: módulo de ingeniería biomédica*. Cali: Universidad Autónoma de Occidente, Facultad de Ingeniería, 2011.
- [8] OMS, "Introducción al programa de mantenimiento de equipos médicos", serie de documentos técnicos de la OMS sobre dispositivos médicos, pp. 1-90, 2012 [Online]. Disponible en http://apps.who.int/iris/bitstream/10665/44830/1/9789243501536_spa.pdf
- [9] Ludlum Measurements Inc., "Model 14C: General purpose survey meter". [Online]. Disponible en <https://ludlums.com/products/all-products/product/model-14c>
- [10] Fluke Biomedical, "ASM-990 Series advanced survey meter", 2006. [Online]. Disponible en <https://www.flukebiomedical.com/sites/default/files/3129643c-en-asm-990-ds-w.pdf>
- [11] Rotem Industries Ltd., "The GM-42 Monitoring Channel – Rotem Radiation", 2020. [Online]. Disponible en <https://www.rotem-radiation.co.il/productmed/the-gm-42-monitoring-channel/>
- [12] Ludlum Measurements Inc., "Geiger counters for radiation detection | Thermo Fisher Scientific - Co", 2018. [Online]. Disponible en https://www.thermofisher.com/co/en/home/industrial/radiation-detection-measurement/portable-radiation-detection/next-generation-geiger-counters.html?gclid=EAIaIQobChMI6-jdt6Xz6gIVjYnICh0JUQ6tEAYASAAEgJ2vPD_BwE&cid=cad_pai_SafetySecurity_adwords&ef_id=EAIaIQobChMI6-jdt6Xz6gIVjYnICh0JUQ6tEAYASAAEgJ2vPD_BwE:-G:s&s_kwcid=AL3652!3!251726418238!p!!g!!ludlum (consultado el 29 de julio de 2020).
- [13] IAEA, "Livechart - Table of nuclides - Nuclear structure and decay data", 2020. [Online]. Disponible en <https://nds.iaea.org/relnsd/vcharthtml/VChartHTML.html> (consultado el 29 de julio de 2020).
- [14] Técnicas Radiofísicas, "GM Rady - TRF", 2020. [Online]. Disponible en <http://trf.es/product-items/gm-rady/> (consultado el 29 de julio de 2020).

- [15] “Ludlum Model 44-25, Ludlum Measurements Inc., “Model 44-25 Alpha-Beta-Gamma Hand Monitor Detector”. 2016. [Online]. Disponible en <https://ludlums.com/products/all-products/product/model-44-25> (consultado el 29 de julio de 2020).
- [16] Cardinal Health, *Victoreen 190: Survey and count rate meter. Instruction manual*, 2004. [Online]. Disponible en <https://isurplus.com.au/manuals/Victoreen%20190%20Geiger%20Detector%20User%20Manual.pdf>
- [17] K. N. G. Rajan y K. N. G. Rajan, “Calibration of radiation monitoring instruments”, *Radiation Safety in Radiation Oncology*, pp. 199-218, 2018. <https://doi.org/10.1201/9781315119656-6>

Anexo 1

Formato para verificación funcional de los equipos

VERIFICACIÓN PARA LA FUNCIONALIDAD DE EQUIPOS DETECTORES DE RADIACIÓN IONIZANTE PARA LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA			
FECHA: dd-mm-aa			
FABRICANTE:		MODELO:	SERIE:
MODELO DETECTOR EXTERNO:		SERIE DETECTOR EXTERNO:	
LUGAR DE REALIZACIÓN DE LA VERIFICACIÓN:	USO: Dosímetro _____ Intensímetro _____ Contaminación _____		
PARÁMETROS POR VERIFICAR	RESULTADO	OBSERVACIONES	
REVISIÓN DE SEGUIMIENTO			
1. Fecha de último certificado de calibración			
2. Fecha de último mantenimiento realizado			
MEDICIONES AMBIENTALES			
1. Temperatura	Fecha:	Hora:	
2. Humedad	Fecha:	Hora:	
3. Presión	Fecha:	Hora:	
INSPECCIÓN FÍSICA			
1. Integridad física del detector			
2. Conexiones óptimas del detector			
3. Integridad de la pantalla del detector			
4. Nivel de batería			
5. Frotis (cps) < 2 veces el fondo radiactivo			
PRUEBA DE ESTABILIDAD EN TASA DE DOSIS	Fuente: _____		Serial: _____
1. Medida de la tasa de dosis @ 10 cm de la fuente de referencia (µSv/h)	Valor de referencia (µSv/h)		
	Medida (µSv/h)		
	Desviación (< 20% del valor de referencia)		
2. Alarmas sonoras y auditivas se activan al superar los niveles configurados			
PRUEBA DE ESTABILIDAD EN CONTAMINACIÓN SUPERFICIAL	Fuente: _____		Serial: _____
1. Medida de actividad de la fuente de referencia	Actividad calculada		
	Actividad medida		
	Porcentaje de diferencia (< 20%)		
2. Las alarmas sonoras y auditivas se activan al superar los niveles configurados			
RESULTADO: _____			
REALIZADO POR:	Nombre _____	Firma _____	
REVISADO POR:	Nombre _____	Firma _____	
APROBADO POR:	Nombre _____	Firma _____	

Análisis probabilístico de seguridad para laboratorio secundario de calibración dosimétrica

Probabilistic safety assessment for a secondary standard dosimetry laboratory

Juan Guillermo Ramírez¹, Andrea Sánchez Galindo¹, José Esaú Garavito¹, María Esperanza Castellanos²

Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares, 4, 55-64, 2020

Recibido: 3 de febrero de 2020

Aceptado: 27 de junio de 2020

Publicado en línea: 1 de septiembre de 2020

Doi: <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.4.2020.549>



Esta obra está bajo licencia internacional Creative Commons Reconocimiento 4.0.

Citación: J. G. Ramírez, A. Sánchez, J. E. Garavito y M. E. Castellanos, “Análisis probabilístico de seguridad para laboratorio secundario de calibración dosimétrica”, *Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*, n.º 4, pp. 55-64, 2020. <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.4.2020.549>

Resumen

Se aplicó la metodología *análisis probabilístico de seguridad* para la cuantificación del riesgo radiológico asociado a la operación del irradiador del fabricante HopeWell modelo G-100 en el Laboratorio Secundario de Calibración Dosimétrica del Servicio Geológico Colombiano. El irradiador cuenta con una fuente radiactiva de ⁶⁰Co con actividad nominal de 185 TBq, considerada una fuente extremadamente peligrosa para las personas, según el Organismo Internacional de Energía Atómica. El análisis contempló la identificación de los sucesos iniciadores mediante la metodología de diagramas lógicos maestros, la determinación de las secuencias accidentales y su frecuencia mediante árboles de fallo y la estimación de la magnitud de la consecuencia de cada secuencia accidental en función de la probabilidad de causar la muerte de un individuo asociada al escenario de exposición planteado. El riesgo cuantificado fue de $1,6 \times 10^{-5}$ por año para una exposición mortal, que es inferior a la restricción establecida de $1,44 \times 10^{-4}$ por año. Finalmente, se encontró que las disposiciones de protección y seguridad más críticas son las relacionadas con la capacitación sobre el significado de las señales de advertencia del inicio de las secuencias de último hombre afuera (LMO, por su sigla en inglés) y de inicio de irradiación, seguidas por estas señales de advertencia. **Palabras clave:** Evaluación de seguridad, riesgo radiológico, laboratorio secundario de calibración dosimétrica, árbol de fallas, diagrama lógico maestro, secuencia accidental.

¹ Servicio Geológico Colombiano

² Pontificia Universidad Javeriana

Email de correspondencia: jgramirez@sgc.gov.co

Abstract

A probabilistic safety analysis methodology was applied to quantify radiological risk associated with operation of the HopeWell model G-100 irradiator in the Secondary Standard Dosimetry Laboratory of the Servicio Geológico Colombiano. The irradiator had a ^{60}Co radioactive source with nominal activity of 185 TBq; the International Atomic Energy Agency regards this source as extremely dangerous to humans. The analysis considered initiating event identification using master logical diagrams; accidental sequences and their frequencies were determined via fault trees, and the magnitude of the consequence of each accidental sequence was estimated based on the probability of causing the death of an individual associated with the proposed exposure scenario. The quantified risk was 1.6×10^{-5} per year for mortal exposure, which is below the established restriction of 1.44×10^{-4} per year for mortal exposure. Finally, it was found that the most critical security and safety dispositions are those related to training about the meaning of the warning signals at the beginning of the last man outside (LMO) sequences and the beginning of irradiation, followed by those related to warning signs.

Keywords: SDL, PSA, radiological risk, safety assessment, radiation protection

1. Introducción

Actualmente en Colombia no se presta el servicio de calibración para cámaras de ionización utilizadas en actividades de control de calidad de equipos de radioterapia externa, por lo que, el Laboratorio Secundario de Calibración Dosimétrica del Servicio Geológico Colombiano, en el 2020 cubrirá esta necesidad mediante la puesta en operación en un irradiator modelo G-100 del fabricante HopeWell. Este irradiator alberga una fuente radiactiva de ^{60}Co , con actividad de 185 TBq, categorizada como una fuente *extremadamente peligrosa para las personas*: “si no es manejada en condiciones de seguridad tecnológica o no se protege con seguridad, desde el punto de vista físico, probablemente causaría lesiones permanentes a la persona que la manipulase o que estuviese en contacto con ella durante más de unos pocos minutos” [1].

El Gobierno nacional, por medio del Ministerio de Minas y Energía, ha emitido una normativa en la que adoptan reglamentos técnicos y procedimientos con el fin de establecer requisitos a las personas jurídicas o naturales que usen materiales radiactivos, para que estos sean empleados de forma segura. Entre estos se destacan la Resolución 181434 de 2002, “por la cual se adopta el Reglamento de Protección y Seguridad Radiológica” y la Resolución 90874 de 2014, “Por

medio de la cual se establecen los requisitos y procedimientos para la expedición de autorizaciones para el empleo de fuentes radiactivas y de las inspecciones de las instalaciones radiactivas”.

La Resolución 90874 de 2014 establece por primera vez como requisito, para la obtención de la autorización de empleo de materiales radiactivos, la realización de una evaluación de seguridad, que consiste en el análisis de la eficacia de las disposiciones en materia de protección y seguridad radiológica para lograr el cumplimiento de los objetivos de protección radiológica, lo que ha representado un desafío para las personas naturales o jurídicas interesadas en el uso de materiales radiactivos.

En la actualidad, la mayoría de los solicitantes de autorización han empleado métodos cualitativos o semicuantitativos para realizar las evaluaciones de seguridad de sus instalaciones. En este trabajo se realiza una aproximación cuantitativa mediante la metodología de análisis probabilístico de seguridad, inicialmente utilizada para la evaluación del riesgo en reactores nucleares, y posteriormente aplicado por diferentes sectores, como el aeronáutico y el petroquímico.

El análisis de la seguridad “consiste en un conjunto de distintos análisis cuantitativos a fin de evaluar y valorar los desafíos para la seguridad en diversos estados operacionales, incidentes operacionales previstos y condiciones

de accidente, mediante métodos deterministas y también probabilistas” [1]. En consecuencia, en el presente trabajo se analizan las exposiciones potenciales, postulando posibles escenarios no planificados de exposición, teniendo en cuenta las características del equipo, de las instalaciones en donde será operado y las condiciones de operación, tras lo cual se analizan las secuencias de eventos que deben ocurrir para que tengan lugar, y se finaliza con una evaluación de las disposiciones en materia de protección y seguridad radiológica que permite establecer si son suficientes para contar con un balance apropiado entre la frecuencia de ocurrencia de los escenarios de exposición y las consecuencias que pueden ocasionar.

El presente trabajo se limita al riesgo de irradiación externa. Esto quiere decir que los escenarios postulados suponen que el material radiactivo se mantiene en el interior de la cápsula que lo contiene. Adicionalmente, el análisis se realiza con base en consideraciones conservativas para estimar la frecuencia de ocurrencia de los eventos, por lo que no se incluye un análisis de las incertidumbres del valor de riesgo.

2. Materiales y métodos

Para el desarrollo del trabajo fue necesario recopilar información referente al diseño de la instalación, diseño del equipo, blindajes, situaciones operativas, disposiciones de protección y seguridad (enclavamientos, alarmas, procedimientos

y demás medidas del programa de protección radiológica y seguridad física de la instalación), tiempos de operación, entre otras particularidades de la práctica. Esta información fue obtenida mediante consulta de los documentos vigentes de la instalación, la *Memoria descriptiva de la instalación*, el *Manual de protección radiológica* y el *Manual del usuario* suministrado por el fabricante del equipo irradiador, visitas guiadas a la instalación y entrevistas con el responsable de la instalación y el personal operativo.

Una vez recopilada la información, se abordó el problema en tres fases:

1. Identificación de sucesos iniciadores
2. Determinación de secuencias accidentales
3. Valoración del riesgo y análisis

2.1. Identificación de sucesos iniciadores

Se postularon los posibles escenarios de exposición potencial según el lugar en donde se encuentra la persona que podría estar expuesta. Posteriormente se identificaron los sucesos iniciadores de forma deductiva, es decir, hacia el pasado, partiendo de los escenarios de exposición potencial postulados y de los eventos intermedios que deben ocurrir para que estos se presenten. En el contexto de análisis de seguridad, un evento es cualquier error humano (desviación de los procedimientos), falla de equipos o suceso externo que pueda contribuir a la ocurrencia de un escenario de exposición potencial [1]. Un suceso iniciador es un evento que

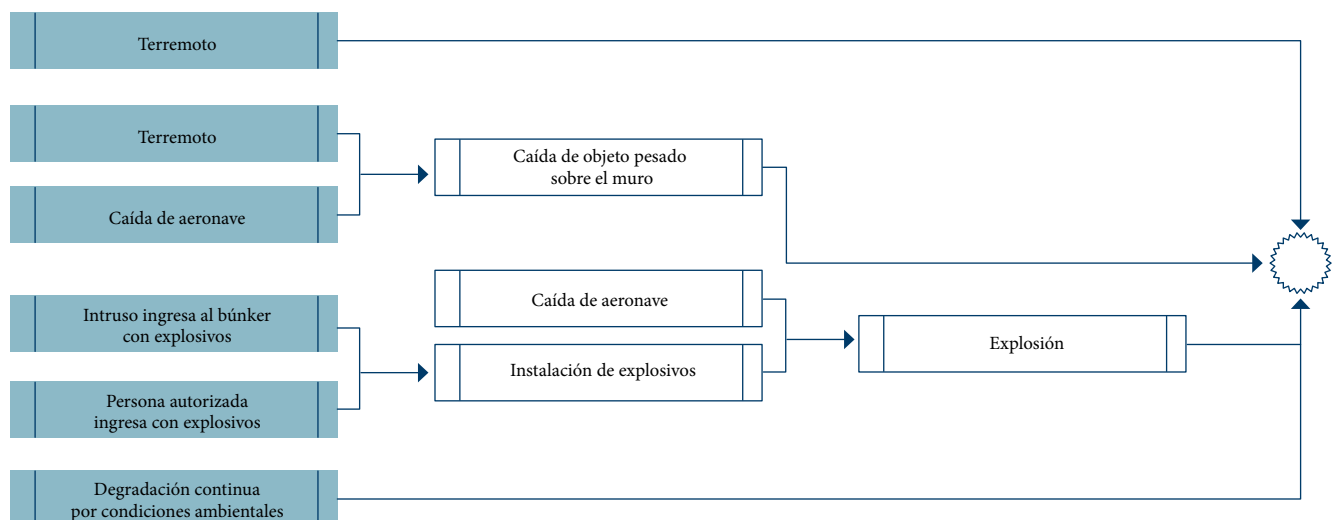


Figura 1. MLD para el escenario de falla de los blindajes estructurales







puede conducir a una exposición potencial o no planificada, si fallan las medidas previstas para prevenirla. Para esto se utilizó la metodología de diagrama lógico maestro (MLD), que, además de identificar los sucesos iniciadores, permite establecer un punto de partida para la construcción de los árboles de fallas necesarios para fase 2.

El MLD es un diagrama lógico similar a un árbol de fallas, pero sin cálculos asociados. Este diagrama puede representar los efectos de una falla en un sistema y ha sido utilizado en la identificación de sucesos iniciadores en plantas de generación de energía nuclear [2]. En la figura 1, a modo de ejemplo se muestra el MLD para un escenario de falla de blindajes estructurales.

2.2. Determinación de secuencias accidentales

El análisis partió de los sucesos iniciadores determinados en la fase anterior y prosiguió con la elaboración del árbol de fallas para cada uno de los escenarios de exposición. El árbol de fallas es una metodología de diagramas con compuertas lógicas que permite esquematizar el progreso de la secuencia accidental. La notación empleada en la construcción de los diagramas se muestra en la figura 2.

Figura 2. Notación de los árboles de fallas

	Suceso básico. Es un suceso que no requiere posterior desarrollo
	Suceso no desarrollado. Suceso que no se desarrolla debido a que sus consecuencias son despreciables o no hay información suficiente
	Suceso intermedio. Es un suceso de fallo que ocurre porque una o más causas anteriores ocurren a través de unas puertas lógicas.
	Puerta Y. El suceso de fallo a la salida solo ocurre si todas las entradas ocurren
	Puerta O. El suceso de fallo a la salida ocurre si alguna de las entradas ocurre
	Transferencia. Indica que el árbol continúa en la compuerta denotada

Las secuencias accidentales se definen como el conjunto mínimo de sucesos básicos con los que se produce el fallo del sistema. En el contexto de árboles de fallas, estos también son denominados *conjuntos mínimos de corte*. Con el fin de representar la forma de determinar los conjuntos mínimos de corte, en la figura 3 se expone un árbol de fallas en el que se resalta uno de los posibles conjuntos mínimos de corte.

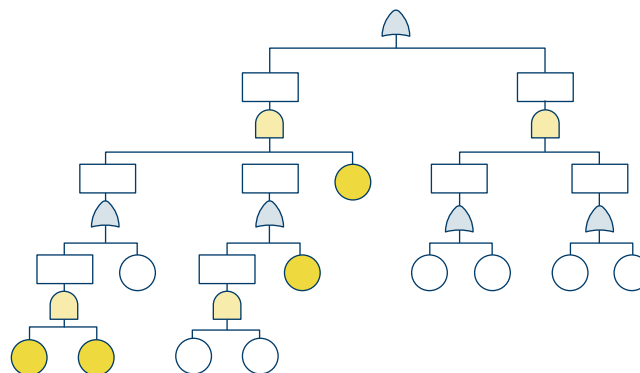


Figura 3. Árbol de fallas con identificación de camino mínimo

La frecuencia de ocurrencia de cada secuencia accidental es determinada mediante la ecuación 1:

$$f_i = \prod q_j \tag{1}$$

Donde q_j es la probabilidad de fallo por año o frecuencia de ocurrencia de los sucesos básicos.

En la estimación de la frecuencia de cada evento, ya sea frecuencia de falla o de ocurrencia del suceso externo, se tuvieron en cuenta las siguientes consideraciones:

- » La frecuencia de falla de los elementos electromecánicos es tomada como 0,04 fallos por año, debido a que el fabricante manifiesta que cada componente del irradiador o del sistema de seguridad tiene una vida útil igual o mayor que la vida útil recomendada para el irradiador, que es de veinticinco años. La probabilidad es determinada usando el primer término de la distribución de Poisson:

$$P = 1 - e^{-\rho t} \tag{2}$$

Donde:

ρ es la tasa de fallos por año.

t es el periodo de tiempo estudiado, que para este caso es de un año.

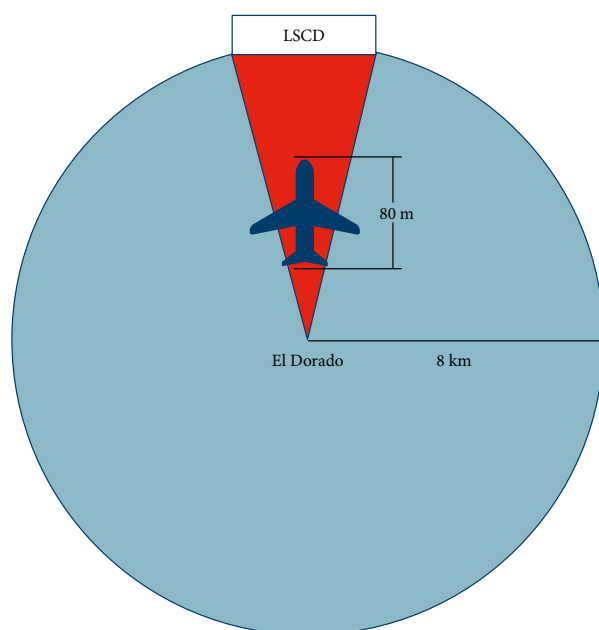
- » La frecuencia de la falla de procedimientos, debida a errores humanos, está dada por el producto entre el número de veces que es ejecutado el procedimiento y la probabilidad de error humano. Se toma como un valor de 6×10^{-3} , considerando un error de comisión con características de la tarea compleja y bajo estrés [3].
- » La frecuencia de ocurrencia de un terremoto, según el Modelo Nacional de Amenaza Sísmica para Colombia,

corresponde a 1×10^{-3} eventos al año con magnitud superior a 6,5 en la escala de Richter, magnitud a partir de la cual, se supone, pueden tener las consecuencias postuladas.

- » La probabilidad de que personal con autorización de acceso cometa un acto terrorista se estima considerando que dicho evento no ha ocurrido en los últimos cien años. Por tanto, se estima en 1×10^{-2} por año.
- » Para determinar la probabilidad de que un avión caiga sobre el LSCD-SGC se tuvo en cuenta que en Bogotá ocurren 7,16 accidentes al año, según la información reportada por la Aeronáutica Civil. Asumiendo que todos los accidentes reportados ocurren en el interior de un círculo con radio igual a la distancia entre la instalación y el aeropuerto, distancia de 8 km, aproximadamente, la probabilidad de que suceda un accidente en la línea que une el centro del aeropuerto con la instalación se aproxima a la relación entre el área del segmento circular que limita los extremos del Laboratorio y el centro del círculo con el área de todo el círculo. Por tanto, la probabilidad, considerando la caída del avión más grande que transita sobre Bogotá, puede estimarse así:

$$f = 7,16 \frac{\text{accidentes}}{\text{año}} \cdot \frac{S}{\pi r^2} \cdot \frac{80 \text{ m}}{8000 \text{ m}} = 5,67 \times 10^{-6} \frac{\text{accidentes}}{\text{año}}$$

Figura 4. Consideraciones geométricas para calcular la frecuencia de accidentes aéreos



- » La probabilidad de que la fuente esté expuesta se determina considerando que la fuente esté en posición de irradiación el 50 % del tiempo de la jornada laboral. Por tanto, se estima en $1,67 \times 10^{-1}$ por año.

2.3. Valoración del riesgo y análisis

El riesgo se determina mediante la ecuación 3:

$$R = \sum_i f_i \cdot C_i \quad (3)$$

Donde i representa cada secuencia accidental que produce un escenario de exposición.

La magnitud de las consecuencias se determinó en función de la dosis absorbida que experimentaría la persona expuesta (D), calculada mediante la ecuación 4:

$$D = \frac{r \cdot t \cdot F}{d^2} \quad (4)$$

Donde:

D es la dosis equivalente en el punto en donde se encuentra ubicada la persona de interés (mSv)

r es la tasa de dosis a un metro de la fuente sin la acción de los blindajes (mSv/h · m²)

d es la distancia entre la fuente y la persona de interés (m)

t es el tiempo en que la persona se encuentra sometida al escenario durante el año (h)

F es el factor de transmisión del blindaje interpuesto

La exposición a radiación ionizante puede ocasionar efectos estocásticos o determinísticos, cuya aparición depende de varios factores, entre ellos la dosis, la tasa de dosis, el tipo de radiación, el órgano irradiado, el sexo, la raza y la edad. Entre los efectos determinísticos que ocurren por la muerte de un gran número de células se encuentra una gran variedad de síntomas y efectos que van desde náusea, fatiga y cambios en la sangre hasta la destrucción del sistema gastrointestinal y la muerte de la persona expuesta; de forma similar, los efectos estocásticos, que son debidos a la inducción de cambios genéticos en las células, tienen una gran variedad de manifestaciones.

La gravedad de las consecuencias de los efectos determinísticos depende en gran medida de la dosis y del órgano expuesto; en cambio, en los efectos estocásticos, las consecuencias no dependen de la dosis. Por ello, para tratar los tipos de

efectos de forma indiscriminada en el contexto de este trabajo, la probabilidad de que una dosis dada cause la muerte (C) será utilizada para valorar las consecuencias, considerando dosis uniformemente distribuidas en el cuerpo.

La Agencia Internacional de Energía Atómica [4] analiza los efectos determinísticos sobre el sistema nervioso central y establece valores de dosis letales, que son presentados en la tabla 1.

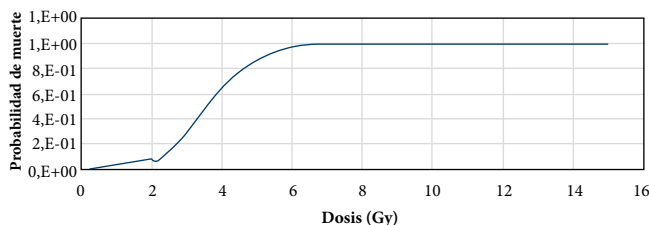
Tabla 1. Valores de dosis letales

Identificación	Descripción	Valor (Gy)
$LD_{\frac{5}{60}}$	Dosis letal para el 5% de las personas expuestas en los 60 días posteriores	2
$LD_{\frac{50}{60}}$	Dosis letal para el 50% de las personas expuestas en los 60 días posteriores	3,5
$LD_{\frac{100}{60}}$	Dosis letal para el 100% de las personas expuestas en los 60 días posteriores	15

Para determinar la consecuencia en función de la dosis se propuso una función que cumpliera con las condiciones de los valores de dosis letal citados en la tabla 1, y el modelo lineal sin umbral para el riesgo de cáncer mortal, cuya pendiente es de 4×10^{-2} por cada Sv. La función fue desarrollada a partir de un modelo lineal cuadrático usado en los modelos de supervivencia celular en radiobiología. La función desarrollada es la ecuación 5, y su comportamiento se presenta en el figura 5.

$$D = \begin{cases} Si D < 2 Gy; & 0,04 \cdot D \\ Si D \geq 2 Gy; & (1 - e^{0,1595D - 0,1422D^2})^2 \end{cases} \quad (5)$$

Figura 5. Probabilidad de muerte debida a la dosis



Aceptabilidad del riesgo

Calculados los valores de consecuencia de los diferentes escenarios de exposición y de la probabilidad de ocurrencia de las secuencias accidentales que los causan, es posible obtener el valor de riesgo de la instalación mediante la ecuación 6. La principal utilidad del APS es verificar que la instalación tiene un riesgo inferior al valor de restricción de riesgo estable-

cido. La Comisión Internacional de Protección Radiológica [3] recomienda una restricción de riesgo de las exposiciones potenciales, que debe ser similar al riesgo de las exposiciones normales. Por lo tanto, para el alcance de este trabajo se considera aceptable un riesgo (R_A) de cáncer mortal por una dosis de 3,6 mSv, que corresponde a la máxima dosis que recibiría un operador del laboratorio por exposiciones normales, y que se determina usando la ecuación 3, como sigue:

$$R_A = 4 \times 10^{-2} \cdot \frac{1}{Sv} \cdot 3,6 \times 10^{-3} \frac{Sv}{año} = 1,44 \times 10^{-4} \frac{1}{año}$$

Medida de importancia según Fussell-Veseley (FV)

La medida FV “es útil para seleccionar los elementos (modos de fallo) que potencialmente tienen mayor contribución en el riesgo total” [5]. Es la medida de importancia de una falla x definida como la relación entre la suma de las probabilidades de las secuencias de los conjuntos mínimos de fallos CM_i , en la que participa dicha falla y la suma de las probabilidades de todas las secuencias Q (probabilidad total de ocurrencia de una exposición potencial).

$$FV_x = \frac{\sum_{x \in CM_i} P(CM_i)}{Q} \quad (6)$$

Puede tomar valores entre 0 y 1, representa la probabilidad de que haya intervenido el elemento analizado en un accidente dado. Se valoró dicha medida con el fin de conocer cuáles son las disposiciones más importantes. Sobre estas se debería intervenir si fuese necesario reducir la probabilidad de ocurrencia de una exposición potencial.

Medida de incremento del riesgo

Esta medida (RAW, por su sigla en inglés) es la diferencia entre el riesgo, si la probabilidad de fallo de una determinada barrera es 1, es decir, si la barrera está averiada o no funciona, y el riesgo real del sistema. Esta medida da información de la sensibilidad del riesgo a la falla del componente [6].

Medida de reducción de riesgo

Esta medida (RRW, por su sigla en inglés) es la relación entre el riesgo total si el componente nunca falla, es decir, la probabilidad de fallo es 0, y el riesgo real del sistema. Esta medida brinda información referente a la contribución del componente a la confiabilidad del sistema [6].

3. Resultados y discusión

Los escenarios de exposición postulados se describen en la figura 6.

Los sucesos iniciadores identificados se muestran en la tabla 2.

A partir de los diagramas lógicos maestros se construyó el árbol general de fallas, que se muestra en la figura 7.

Figura 6. Escenarios de exposición potencial

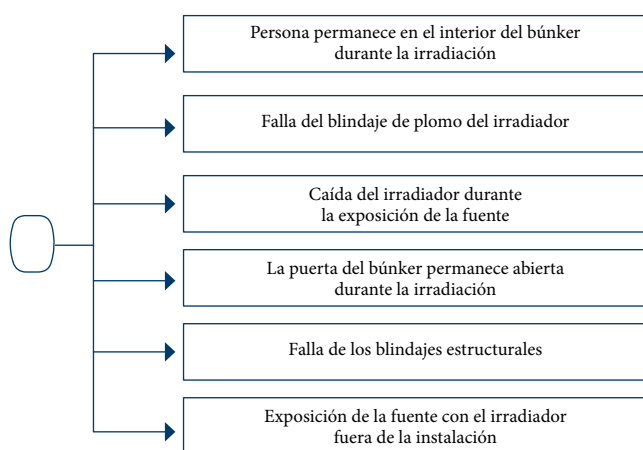
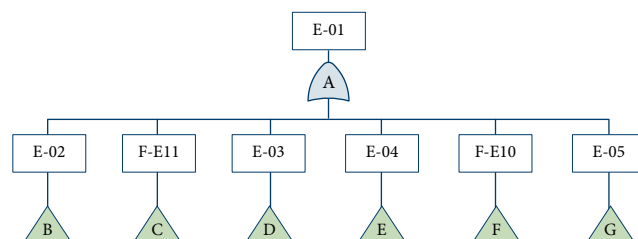


Tabla 2. Listado de sucesos iniciadores

Descripción
Terremoto
Caída de una aeronave
Intención o coacción para cometer un acto terrorista por personal con autorización de acceso
Degradación continua de la estructura por condiciones ambientales
Inicio de irradiación con persona en el interior del búnker
La puerta del búnker no se cierra antes de iniciar la irradiación
Hurto del irradiador

Figura 7. Árbol general de fallas



En la figura se muestra como evento tope una “exposición potencial”, representada como E-01, que puede deberse a uno o más de los escenarios de exposición potencial identificados. Una vez identificadas las disposiciones de protección y seguridad, se desarrolla el árbol de fallos, que

corresponde a cada uno de los escenarios de exposición, o cabeceros (B, C, D, E, F y G) en el diagrama. Su definición se muestra en la tabla 3.

La notación utilizada en la elaboración de los árboles de fallos se muestra en la tabla 4.

Para la construcción de los árboles de falla, además de eventos asociados a la falla de las diferentes disposiciones de protección y seguridad, se consideró la ocurrencia de sucesos externos. En la construcción de los árboles de falla, estos sucesos son tipificados como *eventos base*. Los sucesos externos fueron identificados a partir de los MLD construidos en la sección anterior, y se listan en la tabla 5.

La condición de fuente expuesta se tuvo en cuenta en el análisis como un evento externo, pues corresponde a una condición necesaria para que se presenten exposiciones potenciales en determinadas secuencias accidentales.

En la figura 8 se muestra, a modo de ejemplo, el árbol de fallas para el escenario “La persona permanece en el interior del búnker durante la irradiación”.

Tabla 3. Identificación de los escenarios de exposición

ID	Cabecero	Escenario de exposición
E-02	B	La persona permanece en el interior del búnker durante la irradiación
F-E11	C	Falla el blindaje de plomo del irradiador
E-03	D	Caída del irradiador durante la exposición de la fuente
E-04	E	La puerta del búnker permanece abierta durante la irradiación
F-E10	F	Fallan los blindajes estructurales del búnker
E-05	G	Exposición de la fuente con el irradiador fuera de la instalación

Tabla 4. Notación de barreras y eventos

Tipo de elemento	Convención
Evento o suceso	E-XX
Enclavamiento	EXX
Alarma	AXX
Procedimiento	PXX
Falla de enclavamiento	F-E-XX
Falla de la alarma	F-A-XX
Falla de procedimiento	F-P-XX

Tabla 5. Eventos externos

ID evento	Descripción
E-15	Terremoto
E-16	Caída de una aeronave
E-20	Intención o coacción para cometer un acto terrorista por personal con autorización de acceso
E-21	Fuente expuesta
E-27	Degradación continua de la estructura por condiciones ambientales

Construidos los árboles de falla, se identificaron veintiocho conjuntos mínimos de fallos, o secuencias accidentales, y se determinó su frecuencia de ocurrencia a partir de la ecuación 1. La frecuencia de cada suceso es la sumatoria de las frecuencias de los conjuntos mínimos de fallos o secuencias accidentales. Los resultados se muestran en la tabla 7.

Para estimar la magnitud de las consecuencias se tuvieron en cuenta las siguientes consideraciones:

- » El factor de transmisión usado para el escenario de caída del irradiador es tomado del factor de transmisión del muro más delgado reportado en la *Memoria descriptiva de la instalación*.
- » El tiempo de exposición considerado corresponde al tiempo estimado de detección del escenario, por lo que no son tenidas en cuenta las contribuciones de dosis debidas a la atención de la emergencia.
- » Las tasas de dosis se determinan despreciando el efecto del decaimiento de la fuente, es decir, la correspondiente a la actividad nominal de 185 TBq.

En la tabla 7 se muestra el resultado de la estimación de dosis y su correspondiente valor de consecuencia, determinado a partir de la ecuación 5.

En la tabla 8 se resumen los valores utilizados para la estimación del riesgo R.

Figura 8. Árbol de fallas correspondiente al escenario E-02

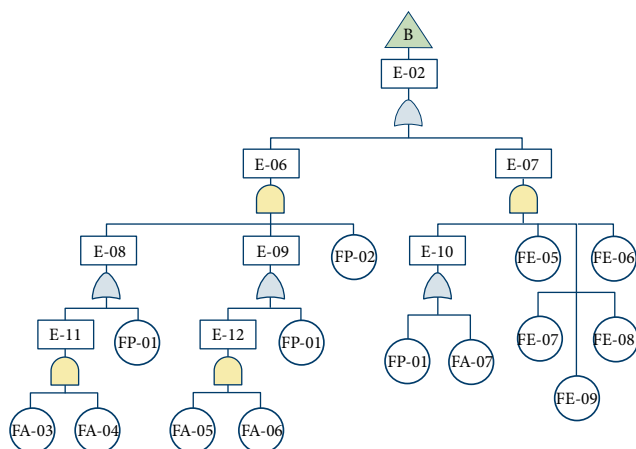


Tabla 6. Frecuencia de los escenarios de exposición

Cabezote	Escenario	Probabilidad de ocurrencia por año
B	E-02	8,64E-06
C	F-E11	1,04E-04
D	E-03	3,02E-04
E	E-04	5,37E-06
F	E-36	1,40E-06
G	E-05	8,32E-11

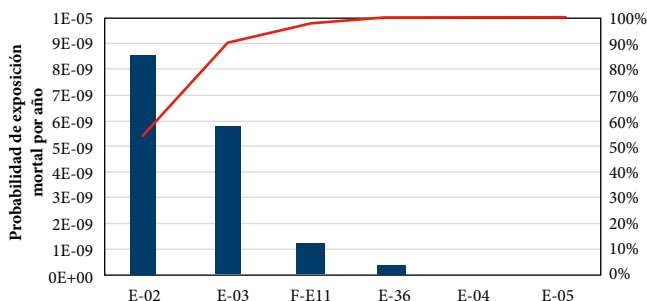
Tabla 7. Valores de consecuencia por escenario de exposición

ID	Escenario de exposición	Dosis (Gy)	Consecuencia
E-02	La persona permanece en el interior del búnker durante la irradiación	7,2	$9,96 \times 10^{-1}$
F-E11	Falla el blindaje de plomo del irradiador	0,29	$1,15 \times 10^{-2}$
E-03	Caída del irradiador durante la exposición de la fuente	0,48	$1,94 \times 10^{-2}$
E-04	La puerta del búnker permanece abierta durante la irradiación	8×10^{-4}	$3,2 \times 10^{-5}$
E-36	Fallan los blindajes estructurales del búnker	2,84	$2,65 \times 10^{-1}$
E-05	Exposición de la fuente con el irradiador fuera de la instalación	288,4	1,00

Tabla 8. Estimación del riesgo

Cabezote	Escenario	Consecuencia (probabilidad de muerte por evento)	Frecuencia (probabilidad de ocurrencia por año)	Riesgo (probabilidad de muerte por año)
B	E-02	$9,96 \times 10^{-1}$	$8,64 \times 10^{-6}$	$8,61 \times 10^{-6}$
C	F-E11	$1,15 \times 10^{-2}$	$1,04 \times 10^{-4}$	$1,20 \times 10^{-6}$
D	E-03	$1,94 \times 10^{-2}$	$3,02 \times 10^{-4}$	$5,86 \times 10^{-6}$
E	E-04	$3,20 \times 10^{-5}$	$5,37 \times 10^{-6}$	$1,72 \times 10^{-10}$
F	E-36	$2,65 \times 10^{-1}$	$1,40 \times 10^{-6}$	$3,71 \times 10^{-7}$
G	E-05	1,00	$8,32 \times 10^{-11}$	$8,32 \times 10^{-11}$
Riesgo total				$1,6 \times 10^{-5}$

Figura 9. Distribución del riesgo



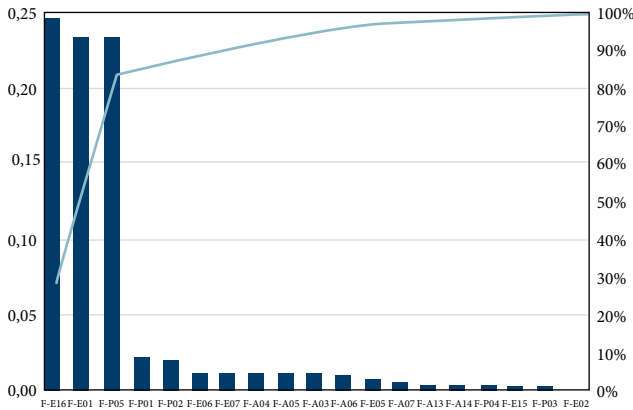
Análisis de la importancia según Fussell-Vesely

Se realizó el análisis de importancia según Fussell-Vesely, en el cual se puede apreciar que siete de las veintitrés disposiciones de protección y seguridad son las más relevantes, de acuerdo con el diagrama de Pareto. El resultado se muestra en la figura 10.

Tabla 9. Fallas más importantes para determinar la probabilidad de ocurrencia de una exposición potencial

ID de la falla	Descripción	Importancia
F-E16	Falla el diseño robusto del irradiador	$9,96 \times 10^{-1}$
F-E01	Falla el control de acceso de la entrada principal de la sede	$1,15 \times 10^{-2}$
F-P05	Falla el procedimiento de verificación de paquetes en la portería	$1,94 \times 10^{-2}$

Figura 10. Importancia de las barreras



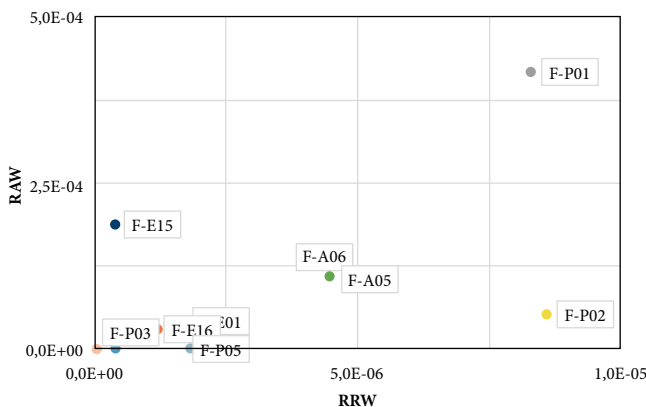
Medidas de reducción e incremento de riesgo

Se obtuvieron los valores de RRW y RAW y fueron graficados con el fin de identificar los sucesos básicos más críticos. En la figura 11 se pueden apreciar los valores críticos, que corresponden a aquellos ubicados en el cuadrante superior derecho y debiesen ser los primeros en ser considerados en procesos de rediseño que busquen disminuir la probabilidad de fallo del sistema.

Tabla 10. Descripción de las barreras más importantes.

ID del evento	Descripción
F-P01	Falla la divulgación de señales de advertencia
F-P02	Falla el procedimiento LMO (<i>last man out</i>)
F-A05	Falla la señal visual del inicio de la secuencia de irradiación
F-A04	Falla la señal audible del inicio de la secuencia LMO
F-A03	Falla la señal visual del inicio de la secuencia LMO
F-A06	Falla la señal audible del inicio de la secuencia de irradiación
F-A02	Falla el sistema de alarma contra accesos no autorizados en periodos de no operación
F-A01	Falla el sistema cerrado de televisión vigilado por personal de la empresa de seguridad

Figura 11. Medida de incremento vs. medida de reducción de riesgo



Nota. En algunos puntos coinciden varias barreras. En el punto denotado F-A06 coinciden también F-A05, F-A04 y F-A03.

4. Conclusiones

Se determinó el riesgo radiológico con un valor de $1,6 \times 10^{-5}$ de exposición mortal por año, inferior a la restricción de riesgo establecida, de $1,44 \times 10^{-4}$.

Las fallas críticas resultaron relacionadas con las señales que advierten el inicio de las secuencias LMO y de irradiación, así como con la capacitación y el entrenamiento necesarios para su interpretación. Por lo anterior, es necesario que se promuevan actividades de divulgación de la importancia de comprender el significado de las señales y la pronta notificación de fallo.

El escenario de exposición con mayor contribución al riesgo total es la permanencia de una persona en el interior del búnker, por lo que es conveniente realizar actividades tendientes a la sensibilización del personal ocupacionalmente expuesto a este escenario.

El valor de RAW para la falla del procedimiento de divulgación de señales de advertencia F-P01 y para la falla de control de acceso en la entrada principal de la sede F-E15 refleja que en su ausencia se supera el valor de aceptabilidad del riesgo, por lo que se debe mantener cuidadosamente su fiabilidad. Sin embargo, antes de considerar una mejora en el sistema es necesario revisar la construcción de los árboles de fallo en donde interviene, así como refinar el cálculo del valor de la probabilidad de fallo con el uso de modelos de fiabilidad humana y análisis de fallas de causa común.

Dada la importancia observada en las fallas de los controles de acceso, es importante considerar, en la actualización de este análisis, otras posibles rutas de accesos no autorizados.

La metodología puede ser tan precisa como se quiera, y la fiabilidad de los resultados depende de la rigurosidad de su implementación, por lo que es muy importante, antes de utilizar los resultados del análisis para la toma de decisiones, realizar un desarrollo más detallado de los principales contribuyentes, una revisión cuidadosa y preferiblemente una validación independiente.

La metodología ha mostrado ser útil en una primera identificación de vulnerabilidades del sistema de protección y seguridad radiológica, permite focalizarse fácilmente en las disposiciones más críticas, escenarios que hacen un mayor aporte al riesgo global de la instalación, y permite analizar el impacto que sobre el riesgo tienen las modificaciones en el sistema de protección radiológica o la realización de la práctica.

Debido a que el riesgo global corresponde a la suma del riesgo de cada secuencia accidental, es posible incluir de forma sencilla escenarios de exposición adicionales, así como nuevas disposiciones de protección radiológica, lo que permitirá conocer su impacto en el riesgo.

Referencias

- [1] Organismo Internacional de Energía Atómica, *Clasificación de las fuentes radiactivas: Guía de seguridad RS-G-1.9*, Viena: OIEA, 2009.
- [2] J. Purba, "Master Logic Diagram: An approach to identify initiating events of HTGRs", *Journal of Physics*, vol. 962, conference series n.º 012036, pp. 1-7, 2019. <https://doi.org/10.1088/1742-6596/962/1/012036>
- [3] Organismo Internacional de Energía Atómica, *Aplicación del método de la matriz de riesgo a la radioterapia IAEA-TECDOC-1685/S*, Viena: OIEA, 2012.
- [4] Organismo Internacional de Energía Atómica, *Practical radiation technical manual, health effects and medical surveillance*, Viena: OIEA, 2004.
- [5] Organismo Internacional de Energía Atómica, *Análisis probabilístico de seguridad de tratamientos de radioterapia con acelerador lineal, IAEA-TECDOC-1670/S*, Viena: OIEA, 2012.
- [6] Organismo Internacional de Energía Atómica, *Development and application of level 1 probabilistic safety assessment for nuclear power plants - Specific safety guide SSG-3*, Viena: OIEA, 2010.
- [7] Comisión Internacional de Protección Radiológica, *ICRP publicación 103L: Las recomendaciones 2007 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica*, Madrid: Senda Editorial, 2007.

Percepciones del impacto de la pandemia de COVID-19 en las instalaciones radiactivas de Colombia

Perceptions of the impact of the COVID-19 pandemic on radioactive facilities in Colombia

Andrea Sánchez Galindo¹, Juan Guillermo Ramírez¹, Guillermo Abel Parrado¹

Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares, 4, 65-74, 2020
Recibido: 25 de agosto de 2020
Aceptado 9 de noviembre de 2020
Publicado en línea: 22 de diciembre de 2020
Doi: <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.4.2020.542>



Esta obra está bajo licencia internacional Creative Commons Reconocimiento 4.0.

Citación: A. Sánchez Galindo, J. G. Ramírez y G. A. Parrado, “Percepciones del impacto de la pandemia de COVID-19 en las instalaciones radiactivas de Colombia”, *Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*, n.º 4, pp. 65-74, 2020. <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.4.2020.542>

Resumen

La pandemia de COVID-19 ha generado impactos a nivel mundial en la salud pública, la economía, el transporte, las comunicaciones, el trabajo, la tecnología y la vida cotidiana. De igual forma, las instalaciones radiactivas se vieron afectadas en su operación, lo que ocasionó la toma de decisiones relacionadas con la seguridad tecnológica y seguridad física.

Se realizó un estudio exploratorio tipo encuesta para conocer las percepciones del impacto de la pandemia de COVID-19 en las instalaciones radiactivas de Colombia, excluyendo las operadas por el Servicio Geológico Colombiano. Se encontró que la pandemia ocasionó el cese de operación del 43,2 % de las instalaciones encuestadas, el 26,4 % reportó sobrecostos, el 4,8 % desvinculó trabajadores ocupacionalmente expuestos y el 0,8 % ha contemplado la posibilidad de clausurar la instalación. La investigación evidenció el potencial de los desarrollos tecnológicos para la supervisión remota de las instalaciones, así como, la importancia de intercambiar experiencias y lecciones aprendidas durante la pandemia para facilitar la toma de decisiones.

Palabras clave: seguridad tecnológica, seguridad física, fuentes radiactivas, pandemia, coronavirus, encuesta.

Abstract

The COVID-19 pandemic has generated worldwide impacts on public health, the economy, transportation, communications, work, technology, and daily life. Similarly, the operations of radioactive facilities have been affected, resulting in decisions related to safety and security.

¹ Servicio Geológico Colombiano, línea de investigación Seguridad Radiológica del Grupo Asuntos Nucleares, Bogotá, Colombia
Email de correspondencia: asanchezg@sgc.gov.co

A survey-type exploratory study was conducted to determine perceptions of the impact of the COVID-19 pandemic on the radioactive facilities of Colombia, excluding those operated by the Colombian Geological Service. It was found that the pandemic caused the cessation of operation of 43.2% of the facilities surveyed; cost overruns were reported, occupationally exposed workers were dismissed, and the possibility of closing the facility was contemplated for 26.4%, 4.8%, and 0.8% of the facilities, respectively. This research highlighted the potential of technological developments for remote monitoring of facilities as well as the importance of sharing experiences and lessons learned during the pandemic to facilitate decision-making.

Keywords: protection and safety, radioactive source, pandemic, coronavirus, survey.

1. Introducción

En Colombia, las instalaciones radiactivas se han visto afectadas por la situación de pandemia de COVID-19, principalmente debido al aislamiento obligatorio decretado como medida para prevenir y mitigar el contagio. Entre las consecuencias, se encuentra el cese temporal de las instalaciones radiactivas; de igual forma, podría tener efectos negativos sobre las disposiciones de seguridad radiológica. Por otra parte, las consecuencias económicas y financieras de la pandemia podrían influir en la toma de decisiones o afectar el nivel de cultura de seguridad en las instalaciones radiactivas.

El Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) anunció el 20 de marzo de 2020 que “el nivel de seguridad de las instalaciones nucleares y radiactivas en España es el mismo que antes de la pandemia de COVID-19”. Días después informó que los incumplimientos justificables por la situación generada por la pandemia, y el hecho de que no tuvieran repercusión en la seguridad radiológica, no serían objeto de acciones coercitivas [1]. Por su parte, el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) realizó una encuesta con los reguladores encargados de la seguridad radiológica, con el objetivo de tener una primera idea general del impacto de la pandemia de COVID-19 en las instalaciones. De esta encuesta se coligió que “los aprietos económicos pueden obligar a los usuarios a proseguir las actividades sin que por ello puedan garantizar la seguridad de las fuentes, incluidas las fuentes selladas en desuso. Por ejemplo, es posible que algunas instalaciones no puedan cubrir debidamente las necesidades de personal, lo cual podría suponer un riesgo para la seguridad de las fuentes de radiación, los trabajadores de la instalación, los pacientes o la propia instalación” [2]. Con posterioridad a la encuesta se han realizado seminarios web relacionados

con el impacto de la pandemia de COVID-19, en los cuales se reúnen expertos para compartir experiencias y apoyar esfuerzos para afrontar los desafíos de la situación actual, referentes a las actividades reguladoras de las fuentes radiactivas, seguridad física, las prácticas de medicina nuclear y radioterapia, entre otros temas.

La información que se tiene de las instalaciones radiactivas de Colombia con relación al impacto de la pandemia de COVID-19 es insuficiente. El objetivo de este trabajo exploratorio tipo encuesta es identificar posibles afectaciones en la seguridad radiológica por causa de la pandemia de COVID-19 que permitan desarrollar hipótesis o seleccionar prioridades para estudios posteriores.

2. Metodología

La investigación exploratoria es considerada una etapa previa de la investigación propia, y su realización busca plantear hipótesis e identificar aspectos clave para futuras investigaciones. Su desarrollo puede contemplar como estrategias la consulta a expertos, análisis de datos disponibles y de situaciones similares (para identificar cómo se actuó) y la recopilación de información adicional mediante técnicas exploratorias, como son las encuestas, las entrevistas, los grupos de discusión, etc.

Se realizó un estudio de nivel exploratorio tipo encuesta. Se tomó como población de estudio las instalaciones radiactivas en Colombia, excepto las operadas por el Servicio Geológico Colombiano (SGC): Planta de Irradiación Gamma, Laboratorio Secundario de Calibración Dosimétrica y Facilidad Centralizada de Gestión de Desechos Radiactivos. Aunque las instalaciones radiactivas operadas por el SGC, además del reactor nuclear de investigación, son las instalaciones que emplean las fuentes de mayor peligrosidad en Co-

lombia, no se contemplaron en el estudio por las siguientes razones: se consideró que por ser el SGC una entidad pública no tendrá las mismas afectaciones económicas por causa de la pandemia del coronavirus; en el momento de la encuesta, estas instalaciones se encontraban en cese temporal de operación, con controles estrictos, para evitar problemas de seguridad; y por principio de independencia, teniendo en cuenta la filiación de los investigadores.

La encuesta se diseñó en siete secciones para recopilar información con el propósito de caracterizar la muestra en términos de la práctica, la categoría de las fuentes radiactivas empleadas y el estado de la autorización de la instalación radiactiva; conocer el impacto en el estado de operación de las instalaciones; identificar situaciones sobre la seguridad tecnológica y seguridad física que puedan representar un riesgo, y, por último, concluir sobre posibles objetos de estudio emergentes por los cambios y retos impuestos por la pandemia. Se plantearon diez preguntas de selección múltiple, de ellas, siete con opción de única respuesta y tres con opción de múltiple respuesta, además de tres preguntas en escala de Likert.

La encuesta se diseñó con la herramienta Google Forms y se realizó un muestreo aleatorio simple con el envío de la encuesta a la totalidad de los individuos que conforman la población de estudio. El Grupo de Participación Ciudadana del SGC realizó la distribución de la encuesta a través de las direcciones de correo electrónico de las instalaciones radiactivas reportadas al SGC, entidad que ejerce funciones de autoridad reguladora delegada por el Ministerio de Minas y Energía, según las resoluciones 90698 de 2014 [3] y 40569 de 2019 [4]. Como estrategias de prevención para evitar la no respuesta o disminuir los rechazos [5], se enviaron dos recordatorios o solicitudes de diligenciamiento de la encuesta, se insistió en el anonimato y la confidencialidad de las respuestas, se aclaró que la información recolectada se manejaría solo con fines investigativos y que no se analizarían datos individuales con fines coercitivos ni comerciales; además, se informó que los resultados podrían ser insumo para la toma de decisiones de control regulatorio. Se incluyó un aviso de privacidad y tratamiento de datos personales de conformidad con la normativa vigente.

El formulario se mantuvo habilitado entre el 27 de abril y el 4 de mayo de 2020. La información recolectada con la herramienta utilizada se exportó a un libro de Excel 2010

Microsoft 365®, y los resultados se analizaron de manera porcentual.

Los resultados parciales se divulgaron el 5 de junio de 2020 al Grupo de Energías No Convencionales y Asuntos Nucleares del Ministerio de Minas y Energía, autoridad reguladora nacional. Finalmente, de manera textual y anónima, se incluyeron las opiniones de algunos individuos sobre las prácticas más representativas de la muestra en relación con el objeto de la investigación.

3. Resultados

De acuerdo con la consulta realizada el 11 de mayo de 2020 [6], la población de estudio fue de 484 individuos correspondiente a las instalaciones radiactivas de Colombia, sin contemplar las instalaciones operadas por el SGC. Se recibieron 126 formularios, se descartó uno de ellos por no estar completamente diligenciado e indicar que desde diciembre de 2019 no posee material radiactivo. Por lo tanto, se obtuvo una muestra aleatoria de 125 individuos, correspondiente 26,03 % de la población de estudio. La herramienta utilizada no permite identificar el número de formularios iniciados; por lo tanto, no se determinó la tasa de acceso.

3.1. Caracterización de la muestra

La muestra obtenida fue representativa de la población de estudio, ya que cubrió los elementos de la población con mayor participación en términos de la práctica o uso que se les da a las fuentes radiactivas (véase tabla 1). Las prácticas de mayor representación en el muestreo fueron medicina nuclear (33,6 %, $n=42$) y medidores nucleares (20,8 %, $n=26$). La muestra no fue representativa de las prácticas de radioinmunoanálisis, verificación funcional de equipos e irradiador de sangre o tejidos; estas prácticas corresponden al 1,8 % de la población ($n=9$).

De acuerdo con las recomendaciones del OIEA, las fuentes radiactivas se clasifican en una escala de 1 a 5, siendo 1 extremadamente peligrosa para las personas, y 5, sumamente improbable que sea peligrosa para las personas. Esta categorización de las fuentes se realiza en función del riesgo para las personas, considerando la consecuencia de estar cerca de la fuente sin blindaje [5]. Las respuestas obtenidas reflejan que la muestra es representativa de la población de estudio en términos de la categoría de las fuentes empleadas

en las instalaciones radiactivas, dado que se obtuvieron respuestas en todas las categorías, y en proporción similar a la población de estudio (véase tabla 2).

En Colombia se autoriza la operación de las instalaciones radiactivas según los requisitos y procedimientos establecidos en la Resolución 90874 del Ministerio de Minas y Energía (MME) [8]. Las instalaciones radiactivas son autorizadas de conformidad con el enfoque graduado, de forma que la aplicación de los requisitos reglamentarios sea proporcional a los riesgos de radiación asociados a la situación de exposición [9]. Por lo tanto, las instalaciones que utilizan fuentes de las categorías 1 y 2 son autorizadas mediante licencia de operación, con vigencias de cuatro y seis años, respectivamente; aquellas que utilizan fuentes de las categorías 3 y 4 mediante registro con vigencia de diez años; por último,

para el uso de fuentes de categoría 5 únicamente se requiere notificación previa.

La operación de las instalaciones radiactivas y nucleares cuyo titular es el SGC se encuentra sujeta a autorización de la autoridad reguladora nacional, Grupo de Energías No Convencionales y Asuntos Nucleares del Ministerio de Minas y Energía. Las demás instalaciones, correspondientes a la población de estudio, son autorizadas por el SGC por intermedio de la Dirección Técnica de Asuntos Nucleares, según delegación de funciones del MME [3]. Al 11 de mayo de 2020, la mayoría de la población de estudio (91,7%, p = 444) contaba con autorización vigente; de la misma manera la muestra: el 96,8 % de los participantes en la encuesta manifestó que la operación de su instalación se encontraba autorizada (véase tabla 3).

Tabla 1. Caracterización de la población de estudio y de la muestra según la práctica

Práctica		Población p = 484	Muestra n = 125
Medidores nucleares	Fijos	23,3 %, p = 113	12,0 %, n = 15
	Móviles	13,4 %, p = 65	8,8 %, n = 11
Medicina nuclear		20,9 %, p = 101	33,6 %, n = 42
Radioterapia		8,7 %, p = 42	11,2 %, n = 14
Radiografía industrial		7,4 %, p = 36	11,2 %, n = 14
Investigación o docencia		7,4 %, p = 36	6,4 %, n = 8
Perfilaje y registro		7,0 %, p = 34	3,2 %, n = 4
Importación y distribución		3,5 %, p = 17	7,2 %, n = 9
Producción de radionúclidos o radiofarmacia		2,5 %, p = 12	2,4 %, n = 3
Transporte		1,9 %, p = 9	2,4 %, n = 3
Instalación y mantenimiento		1,4 %, p = 7	0,8 %, n = 1
Radioinmunoanálisis		1,0 %, p = 5	—
Trazadores radiactivos		0,6 %, p = 3	0,8 %, n = 1
Verificación funcional de equipos		0,6 %, p = 3	—
Irradiador de sangre o tejidos		0,2 %, p = 1	—

La población de estudio (p = 484) y su caracterización en términos de la práctica se obtuvo mediante consulta del inventario de instalaciones radiactivas, del 11 de mayo de 2020 [6].

Tabla 2. Caracterización de la población de estudio y de la muestra según la categoría de las fuentes

Categoría	Consecuencia ¹	Población p = 484	Muestra n = 125
1. Extremadamente peligrosa para las personas	Fatal, por exposición de minutos a una hora	2,9 %, p = 14	3,2 %, n = 4
2. Muy peligrosa para las personas	Fatal, por exposición de horas a días	12,6 %, p = 61	16,8 %, n = 21
3. Peligrosa para las personas	Fatal, por exposición de días a semanas	13,2 %, p = 64	21,6 %, n = 27
4. Es improbable que sea peligrosa para las personas	Lesión temporal, por exposición de muchas semanas	47,5 %, p = 230	47,2 %, n = 59
5. Sumamente improbable que sea peligrosa para las personas	Ninguna, contemplando solo efectos inmediatos en la salud	23,8 %, p = 115	11,2 %, n = 14

La población de estudio (p = 484) y su caracterización en términos de la categoría de las fuentes se obtuvo mediante consulta del inventario de instalaciones radiactivas, del 11 de mayo de 2020 [6].

¹ Las categorías de clasificación de fuentes y los criterios de consecuencia fueron tomados de la referencia [7].

Tabla 3. Instalaciones de la población de estudio y de la muestra con autorización vigente

Categoría	Población p = 484	Muestra n = 125
1. Extremadamente peligrosa para las personas	2,3 %, p* = 11	3,2 %, n* = 4
2. Muy peligrosa para las personas	10,3 %, p* = 50	16,0 %, n* = 20
3. Peligrosa para las personas	12,8 %, p* = 62	21,6 %, n* = 27
4. Improbablemente peligrosa para las personas	42,6 %, p* = 206	45,6 %, n* = 57
5. Sumamente improbable que sea peligrosa para las personas	23,8 %, p* = 115	10,4 %, n* = 13
Total	91,7 %, p* = 444	96,8 %, n* = 121

La población de estudio (p = 484) y su caracterización en términos de la categoría de las fuentes se obtuvo mediante consulta del inventario de instalaciones radiactivas, del 11 de mayo de 2020 [6].

3.2. Impacto en el estado de operación de las instalaciones radiactivas

Con el Decreto 457 de 2020, el Gobierno nacional dictó una medida de aislamiento preventivo obligatorio. Inicialmente se dispuso que esta medida tendría vigencia entre el 25 de marzo y el 13 de abril de 2020 [10]; luego se prorrogó hasta el 26 de abril [11]; posteriormente se decidió mantener la medida de aislamiento preventivo, pero con algunas excepciones que, en articulación con las autoridades locales, han permitido la apertura progresiva de algunas actividades económicas, previa implementación de los protocolos de bioseguridad. Así, el momento de realizar la encuesta coincidió temporalmente con el inicio de la apertura de algunos sectores o actividades económicas atendiendo el conjunto de medidas denominado *aislamiento preventivo inteligente*.

El 56,8 % (n=71) de la muestra indicó que su instalación se encontraba en estado operativo; de este grupo, el 59,2 % (n=42) corresponde al sector médico. Por otra parte, el 43,2 % de la muestra (n=54) manifestó que se encontraba en cese temporal de operación, constituida en menor proporción (17,6 % de la muestra, n=22) por instalaciones con fines médicos (véase figura 1).

Se verificó si el estado de cese de operación en los individuos de la muestra fue ocasionado por la situación de pandemia, y se verificó que fue la principal causa (véase

tabla 4). Aunque el sector médico fue exceptuado de las medidas de aislamiento temporal, el cese en la operación pudo ocasionarse por la necesidad de acondicionar las instalaciones y los procedimientos para cumplir los protocolos de bioseguridad.

Por otra parte, se observó el estado de operación de la muestra según la categoría de las fuentes utilizadas (véase tabla 5). Cabe mencionar que en la reglamentación nacional [8] se encuentra establecido que el cese temporal de las instalaciones radiactivas debe ser notificado a la autoridad reguladora nacional, y además, para las instalaciones que utilizan fuentes de las categoría 1 y 2, esta condición está sujeta a autorización mediante licencia. A la fecha del estudio, la autoridad reguladora nacional no había emitido orientación o disposición diferente en el marco de la pandemia de COVID-19.

A la pregunta sobre el impacto de las medidas gubernamentales adoptadas para la prevención de la COVID-19 en aspectos relacionados con la operación de sus instalaciones, las respuestas más recurrentes (43,2 %, n=54) fueron el cese temporal en la operación y la limitación o restricción en las operaciones (véase figura 2). Por otra parte, solo un individuo de la muestra (0,8 %, n=1) manifestó la posibilidad de clausurar la instalación radiactiva por causa de los impactos generados por la pandemia del coronavirus.

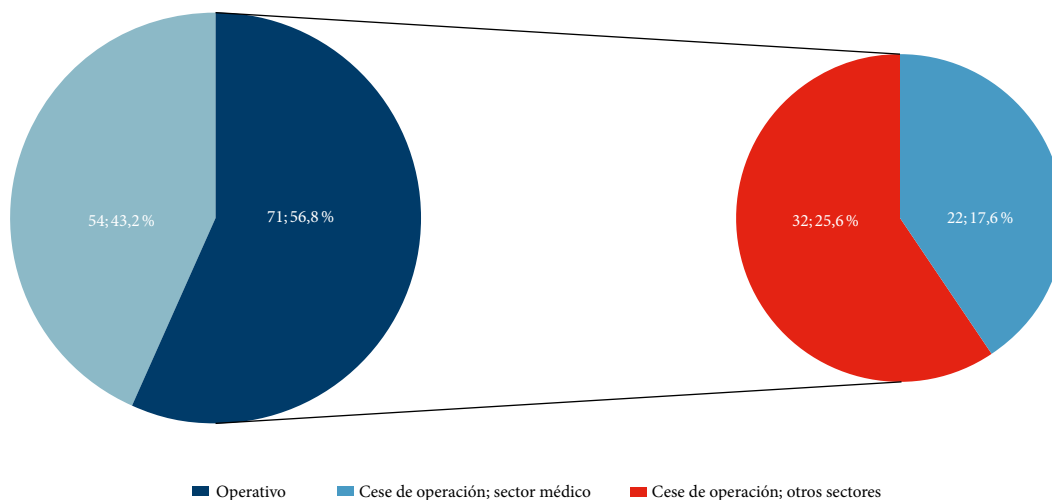


Figura 1. Impacto en el estado de operación de las instalaciones radiactivas

Tabla 4. Instalaciones de la muestra en condición de cese de operación

Sector	Muestra n=125	En cese de operación ¹	En cese de operación por pandemia ²
Médico	51,2 %, n=64	17,6 %, n=22	15,2 %, n=19
Otros sectores	48,8 %, n=61	25,6 %, n=32	19,2 %, n=24
Total	100 %, n=125	43,2 %, n=54	34,4 %, n=43

Nota: La información de la muestra (n=125) se realizó a partir de la información recolectada en el formulario.

¹ Porcentaje de la muestra que se encuentran en cese de operación.

² Porcentaje de la muestra que se encuentran en cese de operación por causa de la pandemia

Tabla 5. Estado de operación de la muestra según la categoría de las fuentes radiactivas

Categoría	Estado operativo	Cese de operación
1. Extremadamente peligrosa para las personas	1,6 %, n=2	1,6 %, n=2
2. Muy peligrosa para las personas	8,0 %, n=10	8,8 %, n=11
3. Peligrosa para las personas	16,0 %, n=20	5,6 %, n=7
4. Es improbable que sea peligrosa para las personas	24,0 %, n=30	23,2 %, n=29
5. Sumamente improbable que sea peligrosa para las personas	7,2 %, n=9	4,0 %, n=5
Total	56,8 %, n=71	43,2 %, n=54

La caracterización de la muestra (n=125) se realizó a partir de la información recolectada en el formulario.

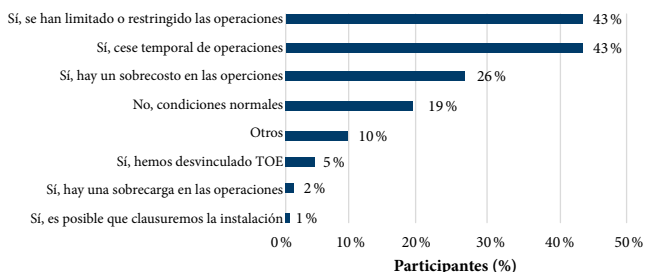


Figura 2. Impactos relacionados con la operación de las instalaciones radiactivas

3.3. Impacto en la seguridad tecnológica y seguridad física

El 22,4% (n=28) de la muestra informó que por las medidas gubernamentales adoptadas para afrontar la pandemia de COVID-19 tomó decisiones que podrían afectar la seguridad tecnológica y la seguridad física, contemplando cualquier tipo de afectación. La participación del oficial de protección radiológica (OPR) en estas decisiones fue significativa; la mayoría (60,7%, n=28) manifestó que el nivel de participación del OPR fue muy alto, y el 28,6% (n=8), que fue alto (véase figura 3).

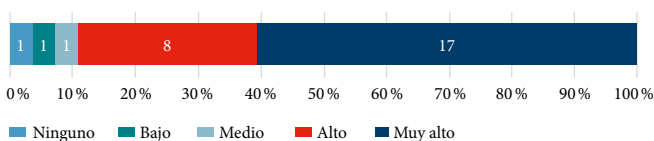


Figura 3. Participación del OPR en las decisiones

Una minoría (4,8%, n=6) de la muestra reportó que debido a las medidas de aislamiento obligatorio mantiene almacenado el material radiactivo en un lugar diferente a su instalación radiactiva. De estos, la mayoría informó que el nivel de cumplimiento de los requisitos de seguridad física es de 4, siendo 1 ninguno, y 5, totalmente (véase figura 4).

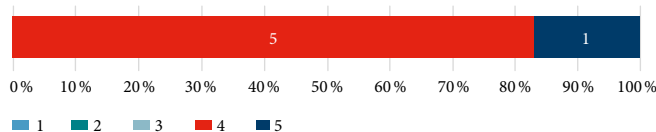


Figura 4. Nivel de cumplimiento de los requisitos de seguridad física en los emplazamientos temporales por la medida de aislamiento obligatorio

No obstante los resultados reportados en la figura 4, que denotan el cumplimiento de los requisitos de seguridad física, uno de los participantes (0,8%, n=1) respondió negativamente a la pregunta de si en la situación de pandemia garantizaban la seguridad física de las fuentes. De acuerdo con lo informado en el formulario, esta instalación posee fuentes de categoría 2, consideradas muy peligrosas para las personas. Teniendo en cuenta que esta respuesta puede representar, por una parte, un error en el diligenciamiento de la encuesta, y por otra, un aumento en el riesgo para las personas, se decidió entrevistar a este participante, quien informó que mantiene las fuentes radiactivas en un emplazamiento de almacenamiento temporal previamente avalado por la autoridad reguladora nacional (SGC, en ejercicio de las funciones delegadas), y suministró a los investigadores material fotográfico.

3.4. Evaluación de seguridad

Entre los requisitos para autorizar la operación de las instalaciones radiactivas se contempla la evaluación de seguridad [8], en la cual se contempla un análisis de la seguridad tecnológica y la seguridad física, adoptadas en todas las fases de la instalación (diseño, operación, cese temporal y clausura). La situación de pandemia no estaba contemplada en los análisis de seguridad, ni tampoco es prevista en las regulaciones. La mayoría de la muestra (90,4%, n=113) indicó que no es posible que la situación actual de estado de emergencia afecte las consideraciones de sus evaluaciones de seguridad, y por tanto no se requiere realizar nuevos análisis. Algunos (8,8%, n=11) consideraron que podría afectarse en aspectos relacionados con la probabilidad de ocurrencia de un suceso iniciador, o con la robustez de las barreras (véase figura 5).

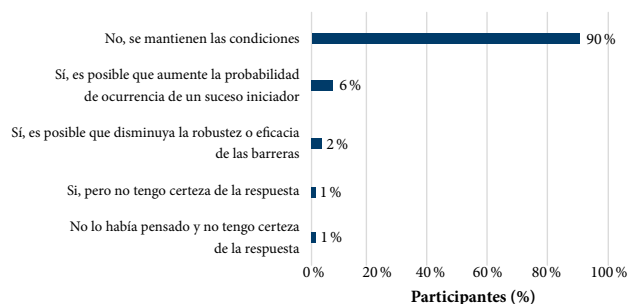


Figura 5. Percepción de la necesidad de realizar una nueva evaluación de seguridad que contemple los efectos de la pandemia

3.5. Desarrollos tecnológicos

La minoría de la muestra (24,0 %, n = 30) indicó que cuenta con desarrollos tecnológicos relacionados con la seguridad tecnológica y la seguridad física de las instalaciones, que les permiten realizar verificaciones y análisis de manera remota. La mayoría de estos desarrollos (66,7 %, n = 20) corresponden a los sistemas de seguridad física; los restantes son utilizados para controlar el funcionamiento de los equipos medidores fijos y los sistemas de vertimientos de desechos radiactivos en la práctica de medicina nuclear.

Tabla 6. Desarrollos tecnológicos para supervisión remota según la categoría de las fuentes radiactivas

Categoría	Muestra n = 125	Con supervisión remota
1. Extremadamente peligrosa para las personas	3,2 %, n = 4	0,8 %, n = 1
2. Muy peligrosa para las personas	16,8 %, n = 21	6,4 %, n = 8
3. Peligrosa para las personas	21,6 %, n = 27	5,6 %, n = 7
4. Improbablemente que sea peligrosa para las personas	47,2 %, n = 59	9,6 %, n = 12
5. Sumamente improbable que sea peligrosa para las personas	11,2 %, n = 14	1,6 %, n = 2
Total	100 %, n = 125	24,0 %, n = 30

La caracterización de la muestra (n = 125) se realizó a partir de la información recolectada en el formulario

Al preguntar si los desarrollos tecnológicos podrían contribuir a garantizar u optimizar la seguridad tecnológica y la seguridad física en las instalaciones, siendo 1 en desacuerdo, y 5, totalmente de acuerdo, se obtuvieron respuestas variadas (véase figura 6).

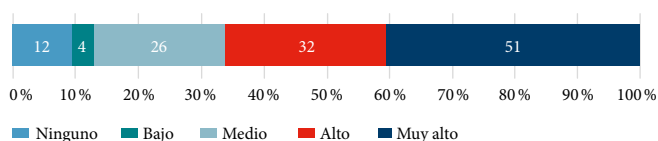


Figura 6. Percepción de la contribución de los desarrollos tecnológicos

3.6. Citas de la población de estudio

Se presentan algunas percepciones de los usuarios de material radiactivo, de las prácticas más representativas de la muestra, que dan cuenta cómo ha sido hasta hoy el impacto de la pandemia de COVID-19 en sus instalaciones:

Los tiempos que vivimos han sido difíciles para todos, y nuestro servicio de medicina nuclear no es la excepción: libramos día a día diferentes batallas para impedir el cierre del lugar donde atendemos pacientes y el lugar donde varios colaboradores obtienen su sustento. Iniciamos con el desabastecimiento de generadores, lo que condujo a una no operatividad de dos semanas, por la dificultad del transporte aéreo, problema que persistió por alrededor de un mes, en que algunas veces entraba material al país y otras, no, teniendo que reprogramar pacientes de un día a otro. Y esto no terminó aquí, porque, fruto del cierre de aeropuertos y vuelos comerciales, los problemas de logística de transporte repercutieron en alzas significativas de los insumos y de unidosis, hecho que no se refleja en nuestras tarifas pactadas con las EPS, que además tienen su presupuesto enfocado en la atención de virus, lo que conlleva el no pago y crecimiento de carteras. No siendo suficiente, tuvimos que lidiar con desabastecimiento de EPP, lo que nos obligó a ampliar el presupuesto destinado para estos, y pagarlos con sobrecostos, para que nuestros colaboradores se protegieran.

También es cierto que existe una gran disminución de pacientes (hay días en que no se atiende ni un paciente), no solo por el temor de las personas de salir de su casa, sino por la no realización de consultas. Todo esto nos forzó a reajustar la planta de personal, dejando al estrictamente al personal necesario, y reajustar los salarios.

Aún la pandemia no termina, y nuestra lucha, tampoco. Seguimos al frente, luchando por el no cierre de nuestro servicio, y siempre prestando la mejor atención a nuestros pacientes, que en su mayoría son pacientes hospitalizados o con patologías complejas. [Instalación radiactiva del sector médico. Práctica: medicina nuclear]

Nuestra experiencia durante la pandemia COVID-19 se resume en la suspensión total de despachos radiactivos por el mes de abril, desde la suspensión de entrada de los vuelos internacionales de pasajeros. La solución fue utilizar los vuelos de carga, lo cual trajo un incremento

notorio de fletes, por las rutas muy largas, que atentan contra los productos radiactivos, cuya actividad a la fecha de adquisición debió incrementarse, para contrarrestar el decaimiento durante el transporte. En este momento hemos normalizado entregas soportando un incremento del 19% en el euro, y del 7% en el dólar, entre el 20 de febrero y el 15 de agosto. [Instalación radiactiva del sector médico. Práctica: importación y distribución]

En el servicio de radioterapia lidiamos día a día con la posibilidad de atención de pacientes positivos para COVID-19, considerando que los tratamientos realizados corresponden a terapias oncológicas que no dan espera, lo que conlleva arriesgar a nuestro equipo de trabajo todos los días y, de paso, a sus familias. Cumplimos con todas las normas de seguridad y nos vimos en la necesidad de adquirir diferentes EPP que brinden protección a nuestro personal y pacientes. Respecto al número de pacientes, hemos aumentado significativamente la atención, considerando que los tratamientos contratados por las EPS en la ciudad de Bogotá no se realizan por dificultades de transporte, lo que ha obligado a las mismas a remitir autorizaciones a nuestra entidad. [Instalación radiactiva del sector médico. Práctica: radioterapia]

La seguridad física durante tiempos de pandemia es un factor que se comporta de manera proporcional a la robustez económica y organizacional de las empresas. Empresas del sector petrolero, petroquímico o minero no han visto afectados en ningún grado los sistemas de seguridad física de sus instalaciones, toda vez que ellas conservan, además de las fuentes radiactivas, activos de elevado valor que deben ser preservados, o incluso son instalaciones consideradas de valor estratégico para la economía del país. Este tipo de empresas tienen mecanismos activos y pasivos para la prevención de intrusiones y pérdida de activos, tales como servicios de vigilancia privada, circuitos cerrados de televisión, barreras perimetrales, controles automatizados de acceso de personal y apoyo de policía nacional, entre otros. A pesar de que la mayoría de los trabajadores de los servicios administrativos en este tipo de empresas realizan teletrabajo, siguiendo las directrices del Gobierno nacional y los gobiernos locales, el personal relacionado con la operación mantiene la presencialidad, por lo que las instalaciones nunca se encuentran desatendidas. Por otra parte, en casos en que algunas actividades

han sido tercerizadas, si estas son de tipo operativo, se continúan ejecutando, al tiempo que se aplican medidas de bioseguridad tales como campañas de prevención, reporte diario de condiciones, distanciamiento social y tamizajes aleatorios. Por lo anterior, las actividades inherentes a la correcta operación de las instalaciones, incluyendo las relacionadas con la protección radiológica, se mantienen sin afectación. [Instalación radiactiva del sector industrial. Práctica: medidores fijos]

Grandes, medianas y pequeñas, todas sufrimos un golpe súbito, como quien se encuentra ante una catástrofe de tipo natural. Así sencillamente describimos el impacto de la COVID-19 en nuestra práctica con material radioactivo. Todo ocurrió simplemente como la caída de unas fichas de dominó, una tras otra. Todo comenzó con las empresas que contratan nuestros servicios, cancelando los proyectos, desmovilizando las cuadrillas; luego, el personal preocupado por tener que ser enviados a sus casas; posteriormente se congelaron todas las operaciones, así que las empresas no pudieron seguir pagando los servicios que ya se tenían prestados. Muchas organizaciones tuvimos que recurrir a préstamos de familiares, por supuesto, pues las ayudas del Gobierno nunca llegaron.

Poco a poco, como decaen las fuentes día tras día, pasando mes tras mes tuvimos que ver partir a nuestros colaboradores, pues no había trabajo ni dinero para hacer los pagos. Algunos enfermamos, y nos apoyamos unos a otros, como familia. Después de tres meses a partir de la primera cuarentena, fuimos levantando poco a poco lo que quedó de nuestras compañías, y hemos vuelto, a paso de carreta, a reiniciar actividades, claro, con la ilusión de volver a ver a nuestros compañeros de trabajo y recargar nuestras fuentes, aquellas que son el sustento de muchas familias en nuestro nicho económico. [Instalación radiactiva del sector industrial. Práctica: radiografía industrial]

4. Limitaciones

- » La operación de las instalaciones radiactivas está sujeta a autorización. Esto incide en la no respuesta o en los errores por respuestas sesgadas, o que no reflejen la realidad, por temor a acciones coercitivas.
- » El nivel de participación pudo verse afectado por restricciones institucionales en los participantes para respon-

der formularios en la herramienta utilizada, por deficiencias en la divulgación de la encuesta o por el periodo en el que se mantuvo habilitado el formulario.

5. Conclusiones

- » El impacto inmediato de la pandemia de COVID-19 en las instalaciones radiactivas, como resultado de la medida de aislamiento obligatorio proferida por el Gobierno nacional, fue principalmente el cese temporal o la restricción en las operaciones.
- » Los resultados denotan la confianza depositada en el oficial de protección radiológica para la toma de decisiones en medio de la pandemia, que pudiesen afectar la seguridad radiológica y el nivel de cumplimiento de los requisitos de seguridad física en los sitios de almacenamiento temporal.
- » En cuanto al impacto económico por la situación de pandemia, el 26,4 % (n = 113) de la muestra reportó sobrecostos en su operación; el 4,8 % (n = 6), la desvinculación de trabajadores ocupacionalmente expuestos, y el 0,8 % (n = 1), la posibilidad de clausurar la instalación. Aunque a la fecha se han decretado medidas para la reactivación de los sectores económicos, la extensión o prescripción de nuevas medidas de aislamiento o confinamiento por rebrotes o nuevos picos epidemiológicos podría ocasionar impactos económicos aún más significativos, que podrían afectar las disposiciones de protección y seguridad en las instalaciones o conducir a su clausura.
- » Solo el 20,8 % (n = 26) de la muestra dispone de desarrollos tecnológicos que le permiten realizar una supervisión remota de sus instalaciones, en su mayoría, dirigidos a la seguridad física.

6. Recomendaciones

- » Realizar estudios complementarios de percepción o diagnóstico de los impactos que la evolución de la pandemia de COVID-19 puede ocasionar en las instalaciones radiactivas. El diseño de dichos estudios debería superar las limitaciones que afectaron este trabajo, ahondar en la capacidad de las instalaciones para responder

a situaciones de emergencia y determinar su estabilidad económica.

- » Realizar actividades de divulgación, foros o seminarios virtuales con el propósito de intercambiar experiencias para facilitar la toma de decisiones sobre los largos periodos de aislamiento o los impactos económicos sufridos a causa de la pandemia de COVID-19.
- » Fomentar la investigación y el desarrollo de soluciones tecnológicas que permitan la supervisión remota de las instalaciones.

7. Agradecimientos

Los autores reconocen las contribuciones, en la revisión del formulario, de Claudia Reyes y María Esperanza Castellanos, integrantes de la línea de investigación de Seguridad Radiológica. Agradecen la viabilidad dada por la Dirección Técnica de Asuntos Nucleares del SGC para la realización de esta investigación, la colaboración de Raúl Mauricio Gómez, del Grupo de Participación Ciudadana del SGC, y las observaciones del Grupo de Energías No Convencionales y Asuntos Nucleares, del MME. Un agradecimiento especial a los participantes en la encuesta, a los anónimos evaluadores pares y al equipo editorial de la Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares.

Referencias

- [1] Consejo de Seguridad Nuclear, “Información del CSN sobre el cumplimiento de requisitos establecidos de seguridad nuclear y protección radiológica durante la pandemia de la COVID-19”. 31 marzo 2020. [En línea]. Disponible en <https://www.csn.es/-/informacion-del-csn-sobre-el-cumplimiento-de-requisitos-establecidos-de-seguridad-nuclear-y-proteccion-radiologica-durante-la-pandemia-de-la-covid-19>
- [2] J. de G. Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), “Funcionamiento, seguridad tecnológica y seguridad física de las instalaciones y actividades nucleares o radiológicas durante la pandemia de COVID-19”, n.º GOV/INF/2020/8, 2020.
- [3] Ministerio de Minas y Energía, Resolución 90698 de 2014, “Por medio de la cual se delegan unas funciones al Servicio Geológico Colombiano”. *Diario Oficial*, n.º 49202 del 4 de julio de 2014.

- [4] Ministerio de Minas y Energía, Resolución 40569 de 2019, “Por medio de la cual se prorroga la delegación de funciones al Servicio Geológico Colombiano contenida en la Resolución 90698 de 2014”. *Diario Oficial*, n.º 51003 del 3 de julio de 2019.
- [5] V. Díaz de Rada, “Problemas de representatividad en las encuestas con muestreos probabilísticos”, *Papers*, pp. 45-66, 2004. doi: <http://dx.doi.org/10.5565/rev/papers/v74n0.1081>
- [6] Servicio Geológico Colombiano, “Sistema de información Xue”, consultado el 11 de mayo de 2020.
- [7] Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), “Clasificación de las fuentes radiactivas”. Colección de Normas de Seguridad del OIEA, n.º RS-G-1.9, Viena, 2009.
- [8] Ministerio de Minas y Energía, Resolución 90874 de 2014, “Por medio de la cual se establecen los requisitos y procedimientos para la expedición de autorizaciones para el empleo de fuentes radiactivas y de las inspecciones de las instalaciones radiactivas”. *Diario Oficial*, n.º 49241 del 12 de agosto de 2014.
- [9] Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), “Protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación: normas básicas internacionales de seguridad”. Colección de Normas de Seguridad del OIEA, n.º GSR, Part 3, Viena, 2016.
- [10] Decreto 457 de 2020. *Diario Oficial*, n.º 51264 del 22 de marzo de 2020, pp. 1-8, 2020.
- [11] Decreto 531 de 2020. *Diario Oficial*, n.º 51282 del 11 de abril de 2020, pp. 1-9, 2020.

Braquiterapia oftálmica de baja tasa de dosis en el Instituto Nacional de Cancerología, E.S.E.

Low-dose-rate ophthalmic brachytherapy at the Instituto Nacional de Cancerología, E.S.E.

Axel Simbaqueba A.¹, Diego Montúfar H.¹

Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares, 4, 75-92, 2020
Recibido: 30 de septiembre de 2020
Aceptado: 23 de diciembre de 2020
Publicado en línea: 22 de diciembre de 2020
Doi: <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.4.2020.532>



Esta obra está bajo licencia internacional Creative Commons Reconocimiento 4.0.

Citación: A. Simbaqueba A. y D. Montúfar H., “Braquiterapia oftálmica de baja tasa de dosis en el Instituto Nacional de Cancerología, E.S.E.”, *Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*, n.º 4, pp. 75-92, 2020. <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.4.2020.532>

Resumen

La braquiterapia de baja tasa de dosis (LDR, por sus siglas en inglés), como opción de tratamiento contra el cáncer en el Instituto Nacional de Cancerología (INC), es una modalidad que usa radiaciones ionizantes para destruir células malignas y reducir el tamaño tumoral. Esta técnica de tratamiento consiste en la aplicación de semillas de yodo 125 (¹²⁵I), elemento radiactivo que se dispone en una placa metálica de oro que se posiciona quirúrgicamente en la superficie del globo ocular en contacto con el tumor, con el fin de obtener un óptimo control local de los melanomas del cuerpo uveal y los retinoblastomas en pacientes pediátricos, cuando este tipo de neoplasias se encuentran en estadios tempranos, como una terapia alternativa a la enucleación (extirpación completa del globo ocular). En el presente artículo se describe la técnica usada en el INC, que se ha implementado desde el año 2006 empleando el software Plaques Simulator de BEBIG, se hace un barrido de la anatomía del globo ocular, las características físicas del radionúclido de ¹²⁵I, el procedimiento clínico, la técnica, la planeación dosimétrica y la protección radiológica, dejando finalmente unos tópicos de discusión en las conclusiones.

Palabras clave: braquiterapia episcleral, yodo 125, tumores intraoculares, melanoma uveal, retinoblastoma.

Abstract

Low-dose-rate brachytherapy (LDR), a cancer treatment option at the Instituto Nacional de Cancerología (INC), is a modality that uses ionizing radiation to destroy malignant cells and reduce tumor size. This treatment technique consists of the application of seeds of iodine-125 (¹²⁵I), a radioactive element. In pediatric patients with early-stage uveal body me-

¹ Unidad Funcional Oncología Radioterápica, Física Médica, Instituto Nacional de Cancerología, E.S.E, Bogotá, Colombia
Email de correspondencia: adsimbaqueba@cancer.gov.co

lanomas and retinoblastomas, as an alternative therapy to enucleation (complete removal of the eyeball), these seeds are placed on a gold metallic plate that is surgically positioned on the surface of the eyeball in contact with the tumor to achieve optimal local control. This article describes the technique used in the INC, which has been implemented since 2006 using BEBIG Plaque Simulator software. A scan of the eyeball anatomy is created, and physical characteristics of the ^{125}I radionuclide, the clinical procedure, the technique, dosimetric planning and radiological protection are considered. Finally, certain topics are discussed in the conclusions.

Keywords: Episcleral brachytherapy, iodine-125, intraocular tumors, uveal melanoma, retinoblastoma.

1. Introducción

La braquiterapia se ha utilizado para tratar tumores intraoculares desde 1930. Informes posteriores describieron el uso de fuentes de placas de ^{60}Co , ^{106}Ru , ^{125}I , ^{103}Pd , ^{90}Sr y ^{131}Cs para este tipo de tratamiento. Las placas modernas actualmente incluyen conjuntos de placas de oro en las cuales se insertan las semillas de ^{125}I , que emiten fotones de baja energía alrededor de los keV (^{125}I , ^{103}Pd y ^{131}Cs), o placas sólidas de emisión beta (^{106}Ru y ^{90}Sr) [1].

A pesar del uso internacional de la braquiterapia oftálmica, tanto para el melanoma uveal como para el retinoblastoma (Rb), existen muy pocos ensayos clínicos prospectivos aleatorizados o coincidentes de casos que comparen la efectividad clínica o los efectos secundarios relacionados con estos radionúclidos. Algunos de estos efectos se han descrito en publicaciones internacionales [2], [3], [4], [5], [6], en las cuales se han realizado seguimientos clínicos estandarizados para el melanoma coroideo, mediante el estudio colaborativo de melanoma ocular (COMS) que se limitó al uso de placas de ^{125}I [1], [7].

En la figura 1 se pueden ver algunas placas de oro utilizadas en el INC para tratamientos de braquiterapia oftálmica, con sus respectivos *dummys*. Es notorio su aspecto transparente o hueco.

La braquiterapia oftálmica es una técnica que se utiliza para tratar algunos tumores oculares. Esta técnica busca eliminar el objetivo oncológico sin afectar el ojo ni la vista contralateral. El tratamiento tiene como objetivo eliminar las células cancerosas por medio de la radiación ionizante. En el INC se utiliza principalmente este tipo de técnica para eliminar un tumor ocular sin pérdida del globo ocular. Se



Figura 1. Placas para semillas de ^{125}I

puede aplicar para tratar melanomas del cuerpo uveal y retinoblastomas.

Este tipo de técnica se establece según una configuración de máximo diecisiete fuentes radiactivas, y se trata de un tipo de braquiterapia superficial, en la que las fuentes radiactivas de ^{125}I se posicionan en contacto sobre la superficie de la lesión tumoral.

La *International Commission on Radiation Units and Measurements* (ICRU) clasifica tanto la tasa de dosis entregada por el material radiactivo como la rapidez con la que este material entrega las dosis de radiación ionizante al medio circundante, expresada en Gy/h, criterio introducido en su reporte 38 de 1985 [8].

La braquiterapia LDR es realizada con radionúclidos que entregan tasas de dosis comprendidas entre 0,4 y 2 Gy/h. Dada la relativa lentitud con que se suministran las dosis de radiación, se requiere la hospitalización del paciente hasta

que se complete la dosis prescrita por el médico oncólogo radioterápico.

La dosis óptima para destruir los melanomas de úvea no se conoce con exactitud. No obstante, dosis menores de 50 Gy se asocian con fallos significativos en el control local de la enfermedad. En los resultados del Collaborative Ocular Melanoma Study (COMS), en el que se han utilizado placas oculares de ^{125}I , se especificó una dosis mínima obligatoria de 85 Gy para aplicar a todo el volumen objetivo [9].

Se recomienda tratar el tumor con una tasa de dosis comprendida entre 0,60 y 1,05 Gy/h, es decir, con una aplicación del implante durante un periodo que varía entre tres y siete días. Algunos estudios con tasas por debajo de 0,45 Gy/h han demostrado que se presenta un menor control local [10].

Otro de los objetivos de la braquiterapia oftálmica es reducir el riesgo de metástasis, por lo cual, con la oportuna aplicación del tratamiento basado en esta técnica se busca minimizar las posibilidades de que las células cancerígenas migren a otras partes del cuerpo. Entre las metas figuran conservar el globo ocular, mantener la función visual en el ojo afectado y reducir el riesgo de metástasis, teniendo en cuenta que la mayoría de los pacientes sufren un deterioro grave de la visión en el ojo enfermo a causa de la retinopatía por radiación. Partiendo de una definición minimalista de la retinopatía por radiación, se puede decir que la presenta el 100% de los ojos tratados [11].

Se utiliza una placa de oro cargada de semillas radiactivas que se sutura de forma directa al globo ocular. Esta pequeña placa circular de oro, de aproximadamente 10, 12, 14, 16, 18, 20 y 22 mm [6], se introduce en la zona de contacto. Allí, en un fondo de silicona, se insertan minúsculas semillas de ^{125}I en forma de barras de un milímetro de ancho y cuatro de longitud. El metal impide la salida de la radiación hacia el exterior y, por lo tanto, se focaliza en la zona afectada. La placa, al tratarse de un elemento noble y biocompatible, evita irritaciones.

De acuerdo con la Sociedad Americana de Braquiterapia, Grupo de Trabajo de Oncología Oftálmica (ABS-OO-TF) [1], la braquiterapia con semillas de ^{125}I es un método eficaz de conservación de la vista y los ojos para tratar pacientes con tumores intraoculares, como también lo afirma la Asociación Americana de Físicos en Medicina (AAPM), que formó el Grupo de Trabajo 221 (TG-221) para discutir

un proceso de puesta en marcha generalizado, consideraciones de gestión de calidad y estándares de práctica de física clínica para la braquiterapia de placa ocular [12].

En concordancia con lo anterior, en este artículo se efectúa un análisis de la técnica de braquiterapia oftálmica de baja tasa de dosis (LDR) que se realiza en el INC, basada en el empleo de semillas radiactivas de ^{125}I .



Figura 2. Semillas de ^{125}I insertadas en las placas de oro tipo USC

2. Anatomía del globo ocular

El globo ocular, que contiene el aparato óptico del sistema visual, ocupa la mayor parte de la órbita anterior y se halla suspendido dentro de esta por medio de seis músculos extrínsecos. Tiene simetría aproximadamente esférica, con unos 22 mm de diámetro medio y un segmento de esfera de menor radio de curvatura, de aproximadamente 7,5 mm, localizado en su parte anterior, conocido como *córnea*. Los componentes básicos del globo ocular son la pared y el contenido. La pared está formada por tres túnicas o capas superpuestas: la externa o fibrosa, de la cual hacen parte la *córnea* y la esclerótica; la media o vascular, formada por el tracto uveal (iris, cuerpo ciliar y coroides), y la interna, que es la retina, cuyas fibras extendidas y prolongadas forman el nervio óptico, que comunica el globo ocular con el encéfalo. Por su parte, el contenido está formado esencialmente por los medios de refracción luminosa, es decir, el humor acuoso, que ocupa las cámaras anterior y posterior, el lente o cristalino y el humor vítreo [13].

La capa más externa es la esclera, una membrana opaca cuyo espesor varía entre 0,3 y 1 mm, con un diámetro de 24 mm, es una capa extremadamente resistente a la radiación. La capa media es la úvea, que está compuesta por la

coroides (0,1-0,3 mm), el cuerpo ciliar (2 mm) y el iris (0,5-3 mm). En esta capa tienen origen los melanomas oculares. La capa interna es la retina, que incluye el epitelio pigmentario de la retina (0,1 mm). El aporte vascular a la retina proviene de la arteria central de la retina, que entra en el globo ocular a través del nervio óptico [14].

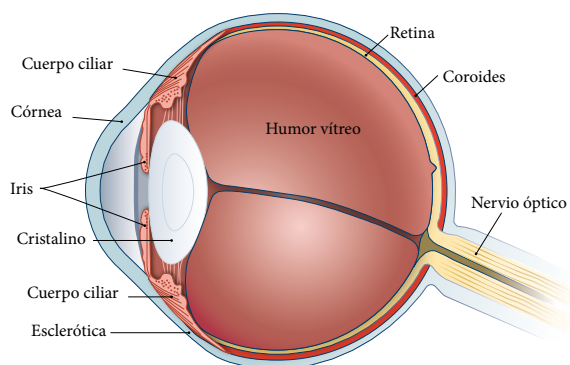


Figura 3. Anatomía del globo ocular
Tomada de <https://www.cancer.gov/espanol/tipos/ojo/paciente/tratamiento-melanoma-ocular-pdq>

El cuerpo vítreo forma la parte más interna del ojo y no contiene células viables. El nervio óptico entra al globo a través del disco óptico (papila del nervio óptico). Las tres túnicas del ojo se paran en el nervio óptico. La mácula representa el punto de máxima visión; es, por lo tanto, la parte más importante de la función del ojo. Su localización es temporal, a 3 mm del nervio óptico.

El tracto uveal y la retina son las estructuras intraoculares en las que más frecuentemente se producen crecimientos celulares que, en su transición hacia la malignidad, pueden conducir al diagnóstico clínico conocido como *cáncer*.

El melanoma uveal y retinoblastoma son los dos tipos de cáncer ocular más frecuentes en la población, y pese a que presentan tasas de incidencia relativamente bajas con respecto a otros tipos de tumores característicos de regiones anatómicas, como mama, pulmón, cuello uterino y próstata, al igual que estos, pueden llegar a comprometer seriamente la salud de los pacientes, en virtud de la capacidad que tienen de invadir los tejidos adyacentes de la órbita y producir metástasis, principalmente por vía hemática.

El tratamiento de este tipo de neoplasias depende de la clasificación histopatológica, su localización y la presencia de estructuras u órganos sanos adyacentes, y la condición y capacidades generales del paciente. De acuerdo con la ABS-

OOF y la AAPM, uno de los mejores tratamientos para el melanoma de cuerpo uveal y la retinoblastoma es la braquiterapia de baja tasa de dosis [1], [12].

2.1. Melanoma de cuerpo uveal

El melanoma ocular es un tumor constituido por melanocitos atípicos. La localización más frecuente en el ojo es la úvea, y dentro de esta, el 81% se localiza en las coroides, el 18% en el cuerpo ciliar, y un 1% en el iris. Es un tumor unilateral, aunque se han descrito casos de aparición bilateral [14].

Las indicaciones para el uso de la terapia con placa se han expandido desde la guía de ABS de 2003 hasta la guía publicada en el 2014 [1]. Los informes ahora incluyen braquiterapia para la mayoría de los melanomas uveales; esto incluye iris, cuerpo ciliar y melanoma coroidal. La bibliografía informada también incluye el tratamiento de tumores pequeños y grandes, así como aquellos con extensión extraescleral limitada [1], [15], [16].

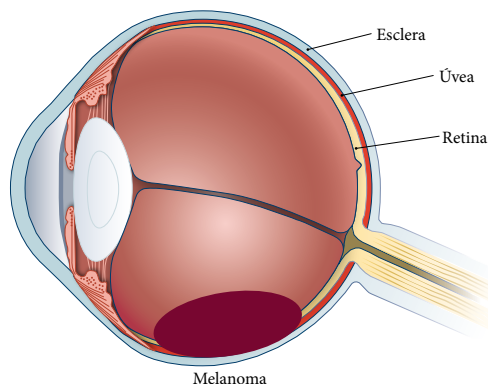


Figura 4. Localización del melanoma de cuerpo uveal
Tomada de <http://www.uveal-melanoma.com/que-es-el-melanoma-uveal/>

2.2. Retinoblastoma

El retinoblastoma es la malignidad intraocular más común en pacientes pediátricos, con potencial afectación de uno o ambos ojos, y aunque es raro y no parece tener predilección por un sexo o grupo racial en particular, constituye una patología de gran importancia en el estudio del cáncer, por su marcada naturaleza genética [17], [18]. Su frecuencia ha sido documentada como de 1 en 14000 a 1 en 34000 nacidos vivos [13].

La braquiterapia se usa con menos frecuencia como tratamiento primario para retinoblastoma. Con mayor frecuencia, las semillas radiactivas se utilizan de forma secundaria, después del fracaso del tratamiento local (después de

la crioterapia, quimioterapia, perfusión de la arteria sistémica u oftálmica, terapia focal [por ejemplo, láser o crioterapia], la radioterapia de haz externo [EBRT, por sus siglas en inglés] o una combinación de estos). Por ejemplo, se puede encontrar una indicación específica para el tratamiento de la placa cuando hay retinoblastoma macular residual en el que ha fallado el control con quimiorreducción con terapia focal posterior; también en los casos en que la terapia focal seguramente afectaría el potencial de visión del paciente [1].

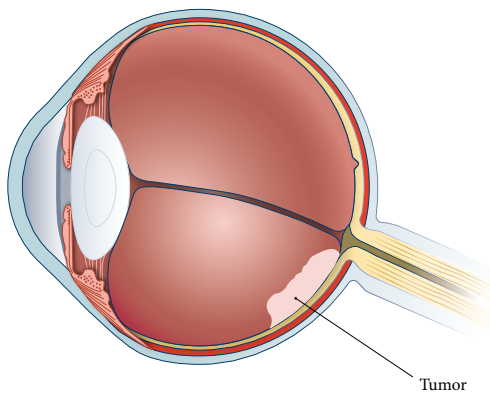


Figura 5. Localización del retinoblastoma
Tomada de <https://www.news-medical.net/health/Retinoblastoma-Malignant-Tumor-of-the-Retina>

3. Características físicas de los radionúclidos

3.1. Cantidades físicas de los radionúclidos

Las cantidades físicas y dosimétricas usadas para caracterizar los radionúclidos, con el fin de obtener los cálculos necesarios para la administración de los tratamientos de braquiterapia, se presentan en la revista de la Comisión Internacional de Unidades y Mediciones de Radiación (ICRU) en su reporte número 60, de diciembre de 1998 [19]. A continuación se brinda una breve explicación de algunas magnitudes utilizadas en este tipo de técnica.

3.1.1. Kerma (K)

Kinetic Energy Released in a Material, es la relación entre la variación de E_{tr} y dm , donde E_{tr} es la suma de las energías cinéticas iniciales de todas las partículas cargadas liberadas por partículas sin carga (fotones y neutrones) en una masa dm de material; es decir, es una medida de energía cinética transferida de la radiación a la materia, y se expresa de la siguiente manera:

$$K = \frac{dE_{tr}}{dm} \quad (1)$$

Unidades: J/Kg La unidad especial para kerma es el gray (Gy).

3.1.2. Constante de desintegración

La constante de desintegración, λ , de un radionúclido en un estado particular de energía es la variación de P con respecto al tiempo t , donde P es la probabilidad de que un núcleo dado sufra una transformación nuclear espontánea desde un estado de energía en el intervalo de tiempo dt . Esta transformación espontánea consiste en que estos núcleos tienden a aproximarse a la configuración estable, emitiendo ciertas partículas, así:

$$\lambda = \frac{dP}{dt} \quad (2)$$

Unidades: s^{-1}

El término *radiactividad* hace referencia a todas aquellas transformaciones espontáneas que tienen como consecuencia cambios en el núcleo de los átomos. La energía liberada en dichas transformaciones es emitida en forma de fotones u otros tipos de radiación. La radiactividad es un proceso estocástico.

3.1.3. Periodo de semidesintegración

La magnitud $T_{1/2}$, denominada habitualmente *periodo de semidesintegración de un radionúclido*, es el tiempo promedio necesario para que los radionúclidos en un estado particular de energía reduzcan su número inicial a la mitad.

$$T_{1/2} = \frac{\ln(2)}{\lambda} \quad (3)$$

Unidades: s

3.1.4. Actividad

La actividad, A , de una cantidad de un radionúclido en un estado particular de energía en un instante dado es la variación de N respecto al tiempo t , donde N es el número de transformaciones nucleares espontáneas desde dicho estado de energía en el intervalo de tiempo dt , así:

$$A = \frac{dN}{dt} \tag{4}$$

Unidades: *desintegración* × s⁻¹. El nombre especial de la unidad de actividad es *becquerel* (Bq).

3.2. Semillas radiactivas de ¹²⁵I

El ¹²⁵I es un radioisótopo que se produce en reactores nucleares mediante procesos de captura neutrónica. El decaimiento del radioisótopo se realiza mediante captura electrónica radiactiva, siendo el elemento final el telurio (¹²⁵Te). La energía promedio es 35 keV, emisor de radiación gamma; el tiempo de semidesintegración propio es de 59,4 días [10].

Los rayos gamma son radiaciones electromagnéticas emitidas por la desintegración radiactiva de los núcleos o por procesos subatómicos como la aniquilación entre positrones y electrones [20]. Estas radiaciones son de alta frecuencia (alrededor de los 10¹⁹ Hz), y debido a su alta energía constituyen un tipo de radiación ionizante capaz de penetrar en la materia más profundamente.

En la tabla 1 se presentan las características físicas del ¹²⁵I, información tomada del “Protocolo para la planificación y administración de tratamientos de braquiterapia oftálmica” del Instituto Nacional de Cancerología [21].

Tabla 1. Características físicas del ¹²⁵I

Presentación (estado físico)	Sólido (semillas)
Modo de decaimiento	Captura electrónica
Radiación	Gamma (35,5 keV) Rayos X (27 keV)
Modos de obtención	¹²⁴ Xe (n,γ) → ^{125m} Xe (57s) → ¹²⁵ I (59,4d) ¹²⁴ Xe (n,γ) → ^{125g} Xe (19,9h) → ¹²⁵ I (59,4d)
Constante gamma (a 1 m)	$0,27 \frac{mR}{h \cdot m \cdot mCi} = 7,432 \frac{mSv}{h \cdot MBq}$
Vida media	Físico: 59,4 días Biológico: 120-138 días Efectivo: 42 días
Actividad específica	$1,73 \times 10^4 \frac{Ci}{g} = 642 \frac{TBq}{g}$ (máx)
Actividad específica intrínseca	$22 \frac{Ci}{mmol}$
Radiotoxicidad por ingestión (tiroides)	$3,44 \times 10^{-7} \frac{Sv}{Bq} = 1273 \frac{mRem}{\mu Ci}$
Radiotoxicidad por inhalación (tiroides)	$2,16 \times 10^{-7} \frac{Sv}{Bq} = 799 \frac{mRem}{\mu Ci}$
Órgano crítico	Tiroides
Rutas de contaminación	Ingestión, inhalación, punción, herida, contaminación de la piel (absorción)
Riesgo radiológico	Exposición externa, contaminación interna

El modelo de semilla de ¹²⁵I utilizado por el INC en el marco de los tratamientos de braquiterapia oftálmica es el OncoSeed 6711 TG43U1, caracterizado por tener forma de

cápsula cilíndrica de titanio rematada en sus extremos por semiesferas.

La interacción de estos fotones con las estructuras y tejidos del ojo se realiza principalmente a partir del efecto Compton. Aunque en el caso de materiales con número atómico efectivo bajo, como el agua y el tejido muscular, también se pueden dar un número significativamente alto de interacciones por efecto fotoeléctrico [10].

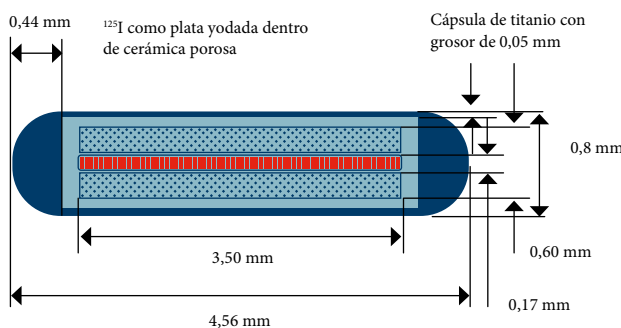


Figura 6. Semillas de ¹²⁵I modelo OncoSeed 6711 TG43U1, protocolo del Grupo de Trabajo 43 de la AAPM Tomada de https://www.aapm.org/meetings/05SS/program/050714_Wallace_AAPM_SS_talk.pdf

4. Interacción de los fotones con la materia

Los procesos de interacción de los fotones con la materia dependen primordialmente de la energía del haz de radiación incidente y el tipo de material absorbente. De este modo, pueden presentarse interacciones en las que los fotones ceden completamente su energía al medio, y otras en las que simplemente se dispersan sin ceder energía.

Los efectos derivados de la interacción de los fotones con un medio, cuando se utilizan semillas de ¹²⁵I, dada su energía, de la cual se hablará más adelante, son esencialmente dos, que hacen parte de los fenómenos esperados y observables en el marco de los tratamientos de braquiterapia oftálmica: el efecto fotoeléctrico y la dispersión Compton.

El efecto fotoeléctrico predomina en tejidos blandos y grasos (sustancias próximas al número atómico del agua) y con la intervención de energías inferiores al rango comprendido entre 25 y 30 keV, razón por la que tal fenómeno es significativamente importante para radiación gamma de baja energía que incide sobre materiales pesados [13].

La dispersión Compton, o dispersión inelástica, tiene lugar de manera predominante cuando la energía del fotón

incidente es muy superior a la energía de enlace del electrón afectado. Cuando se produce, el fotón no es absorbido, sino dispersado con un cambio de dirección y una pequeña pérdida de energía. Esta dispersión es el mecanismo de interacción más importante para la radiación gamma en el rango de energías comprendido entre 0,5 y 10 MeV, y aunque a bajas energías su probabilidad de aparición es pequeña, hacia los 35 keV empieza a ser notable [13].

En las energías típicas para braquiterapia epiescleral, la ionización de los átomos de las moléculas de un medio es el resultado directo de la absorción por efecto fotoeléctrico y Compton de los fotones de alta energía provenientes de una fuente de rayos gamma.

La radiación ionizante dentro de la célula no distingue entre ADN, membrana u otro orgánulo interno, pero son precisamente los daños en el ADN los que pueden resultar críticos para la misma, pues es la molécula encargada de controlar todas las actividades celulares [10]. Por un lado, induce un daño directo sobre el ADN desplazando los electrones de las capas atómicas; esto ocasiona roturas en los enlaces moleculares de las bases nitrogenadas, y finalmente, su disociación [22].

5. Procedimiento de la técnica

Para llevar a cabo este tipo de tratamiento, distintos especialistas clínicos hacen parte de este grupo, como físicos médicos, oncólogos radioterápicos, radiólogos, oftalmólogos y personal de enfermería, quienes intervienen en diferentes etapas. A continuación se presenta de forma resumida la manera como se realiza este tipo de técnica en el INC.

5.1. Equipo clínico

5.1.1. Oftalmología oncológica

Profesionales encargados del diagnóstico clínico de la enfermedad y la evaluación y selección de los pacientes candidatos a ser sometidos a tratamientos de braquiterapia oftálmica. Adicionalmente, intervienen en el procedimiento quirúrgico de implante y resección de la placa epiescleral cargada con el radioisótopo seleccionado.

5.1.2. Física médica

Son los profesionales encargados de la planificación de los tratamientos de braquiterapia oftálmica, la gestión y el ma-

nejo del material radiactivo que debe cargarse en las placas que le serán implantadas quirúrgicamente al paciente.

5.1.3. Oncología radioterápica

Son los médicos especialistas encargados de prescribir las dosis de radiación que se aplicará en la lesión tumoral, conforme a los hallazgos clínicos obtenidos en los estudios diagnósticos por imagen y la gradación según los sistemas de estadificación conocidos como TNM (sigla de *tumor, node, metastasis*), que son proporcionados por diferentes instituciones, como la American Joint Committee on Cancer (AJCC) y la International Union Against Cancer (UICC), u otros de utilización no tan común, como el del Collaborative Ocular Melanoma Study (COMS) para el melanoma de úvea (coroides, cuerpo ciliar e iris), o el Abramson-Grabowski, para el retinoblastoma [23].

5.2. Población objeto y criterios de inclusión

Los pacientes candidatos a braquiterapia oftálmica tienen diagnóstico clínico de melanoma corioideo, retinoblastoma o metástasis corioideas, y su lesión tumoral debe cumplir con las siguientes condiciones, previamente determinadas a partir de estudios diagnósticos de fotografía de fondo de ojo (fundoscopia) y tomografía computarizada:

- » Tumor único de entre 6 y 16 mm de diámetro basal y entre 5 y 8 mm de espesor.
- » Tumores múltiples de entre 3 y 4,5 mm, localizados en áreas contiguas.
- » Tumores de los tamaños ya establecidos, con siembras vítreas en su superficie a una distancia no mayor de 2 mm.
- » Tratamiento primario de tumor único de tamaño ya indicado.
- » Tratamiento secundario en uno o varios tumores de tamaño ya indicado, que no han respondido a otras terapias locales disponibles, tales como fotocoagulación, termoterapia transpupilar o crioterapia.

5.3. Diagnóstico clínico

Por lo general, el melanoma de cuerpo uveal se ubica anatómicamente en la parte anterior del globo ocular. Los primeros síntomas se pueden notar cuando aparece un cambio en la forma o el tamaño de la pupila, y también una mancha blanca en el iris. Este tipo de patología también se puede localizar

en la parte posterior del globo ocular, en cuyo caso la visión borrosa es uno de los síntomas principales por consulta, o visión de manchas móviles o la aparición de una sombra en el campo visual. Muchos casos son totalmente asintomáticos. Si está localizado en la parte anterior del ojo se denomina *melanoma de iris y/o cuerpo ciliar*, y si crece en la parte posterior, *melanoma de coroides*. Su tamaño puede ser pequeño, mediano o grande. El patrón de crecimiento de un melanoma uveal puede ser plano o difuso, nodular, en forma de champiñón, e incluso puede invadir estructuras extraoculares.

Entre los diagnósticos diferenciales más frecuentes está el nevus coroideo, la hiperplasia del epitelio pigmentario, la hipertrofia congénita del epitelio pigmentario, el hamartoma, la degeneración macular relacionada con la edad, y la hemorragia subretinal [24], [25], [26].

El melanoma uveal es el tumor intraocular maligno primario más frecuente en adultos, y tiene una incidencia de 4,3 casos por millón de personas al año, según estadísticas de Europa y Estados Unidos [27]. Se presenta habitualmente como una masa subretinal sobreelevada y pigmentada (95% melanoma melanótico), pero también puede ser amelanótico (5% de los casos). Se localiza más frecuentemente en la coroides (90%), luego en el iris (7%) o en el cuerpo ciliar (2%). Puede ser asintomático o generar síntomas variados, como disminución de la agudeza visual, metamorfopsias o miodesopsias, entre los más frecuentes, o también debutar con diferentes signos, como ser una hemorragia en vítreo, un desprendimiento de retina exudativo, un hipema, una vitreítis o un glaucoma secundario [26].

Esta patología es un tipo de cáncer bastante agresivo, que incluso puede producir metástasis, en cuyo caso se disemina principalmente en el hígado, por lo que un buen diagnóstico y detección a tiempo pueden garantizar un buen tratamiento.

En los niños, la patología más frecuente es el retinoblastoma, un tumor que puede generarse en los primeros meses de vida. Es uno de los tumores hereditarios con un factor de riesgo genético del 50%; por lo general afecta a los dos ojos y, al igual que el melanoma de cuerpo uveal, es un tumor muy agresivo. Se estima que uno de cada 15000 neonatos lo padece, y se trata principalmente con una combinación de quimioterapia y radioterapia [28].

El síntoma más evidente es que se aprecia a simple vista una sombra blanca en la pupila del niño. Aunque esa man-

cha puede ser producida por otra dolencia, conviene acudir inmediatamente al oftalmólogo. “Por regla general, una pupila que no es completamente negra tiene algún tipo de problema”, así lo expresa el Dr. García Arumí, presidente de la Sociedad Española de Retina y Vítreo (SERV), fundador, especialista en retina y coordinador del Departamento de Oncología Oftálmica del Instituto de Microcirugía Ocular (IMO) [28].

5.4. Diagnóstico clínico por técnicas de imagen

El diagnóstico de melanoma de cuerpo uveal y retinoblastoma es un poco complejo; sin embargo, los métodos tecnológicos modernos han mejorado en gran medida la precisión del diagnóstico clínico. La historia clínica del paciente y el examen físico, que incluye diagnóstico con lámpara de hendidura y oftalmoscopio, son indispensables. Los servicios de oncología oftálmica también utilizan imágenes de ultrasonido, ecografía, angiografía intraocular, imágenes de autofluorescencia de fondo, tomografía de coherencia óptica, tomografía computarizada, resonancia magnética, tomografía por emisión de positrones y biopsias.

Luego de los primeros chequeos por consulta en oftalmología y oncología, se debe identificar el problema, la localización y su gravedad. En este primer paso se utilizan técnicas de diagnóstico por imagen. A continuación se visualiza el tumor realizando una exploración del fondo de ojo. También, mediante una ecografía, se determina la profundidad. Entre las técnicas más utilizadas para diagnóstico por imagen del melanoma de cuerpo uveal en el INC se encuentran la oftalmoscopia directa, la ecografía y la tomografía computarizada.

El diagnóstico clínico de un retinoblastoma sin confirmación patológica suele realizarse esencialmente mediante las mismas técnicas de imágenes empleadas en el caso del melanoma de cuerpo uveal; sin embargo, se suelen realizar algunos estudios complementarios de carácter enzimático y citológico [13]. Entre las técnicas rutinarias de chequeo se suele utilizar también la oftalmoscopia directa.

Los resultados de la oftalmoscopia suelen reportarse en un diagrama de retina, de gran utilidad en el seguimiento clínico y la toma de decisiones respecto a procedimientos de carácter quirúrgico, puesto que permite localizar con precisión el tumor, el disco óptico, la mácula, el polo posterior, algunos de los vasos sanguíneos retinianos más representati-

vos y otras anomalías oculares que pueden o no estar asociadas a la neoplasia maligna.

Las imágenes se unifican en un ordenador y se representa la lesión en un ojo virtual para diseñar cómo será el tratamiento. Este paso es clave, ya que la técnica debe ser milimétricamente precisa; de esta forma se pueden evaluar las variables mediante un programa de planeación.

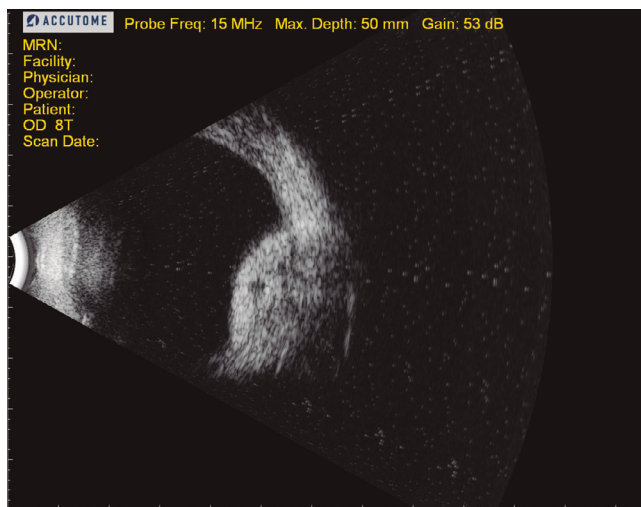


Figura 7. Ecografía de un melanoma de coroides



Figura 8. Tomografía computarizada de un retinoblastoma

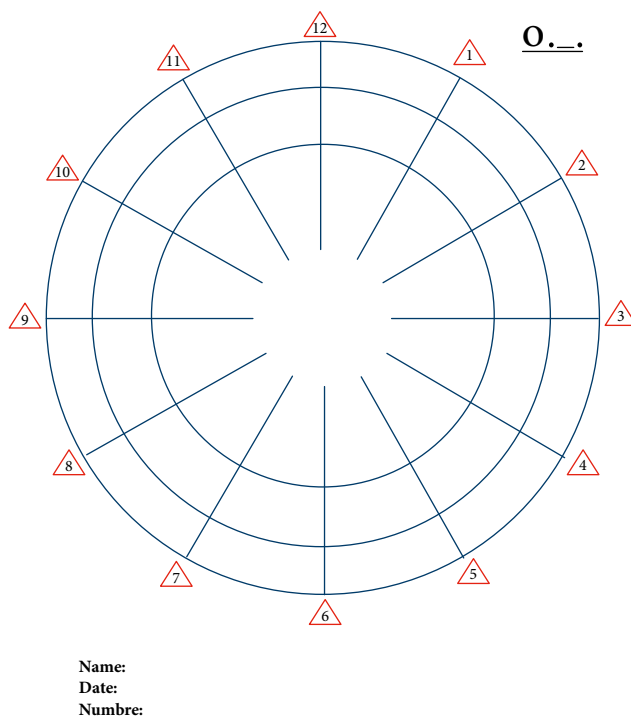


Figura 9. Diagrama de retina realizado en oftalmoscopio Welch Allyn

5.5. Planeación

La comunicación entre el oncólogo radioterápico, el oncólogo oftálmico y el físico médico es fundamental para cualquier programa exitoso de braquiterapia.

El cuadro de tratamiento del paciente contiene información de identificación demográfica sobre el paciente, la lateralidad del ojo involucrado, la dimensión basal más grande del tumor, para cuándo está programado el tratamiento e información de contacto para el tratamiento por especialistas en cáncer de ojo. Cada tumor debe clasificarse según un sistema equivalente para el control internacional del cáncer (UICC TNM 2009), como ya se ha mencionado en el presente capítulo [29].

El físico médico transfiere esta información a un sistema computarizado de planificación del tratamiento. Aunque descrito por los informes conjuntos AAPM/ABS TG-129 y TG-221, este proceso también requiere una determinación y verificación dosimétrica de cada una de las semillas radiactivas, con el fin de registrar la dosis de prescripción y la tasa de dosis. Estos informes recomiendan que todos los centros realicen la planificación del tratamiento previo a la implantación, con documentación de dosis para estructuras críticas. También se recomienda que

cada plan de dosimetría se someta a una verificación independiente por un físico médico calificado. Los métodos de planificación previa, cálculo de dosis, diseño de placa, manipulación de placa y garantía de calidad se describen recientemente en los informes mencionados en el presente párrafo [12], [30].

La planeación del tratamiento se realiza haciendo uso del software BEBIG - Plaque Simulator 5.3.6, disponible únicamente para sistema operativo Macintosh y desarrollado por Melvin A. Astrahan y sus colaboradores. Con esta aplicación es posible la planeación de tratamientos de braquiterapia oftálmica haciendo uso de cualquiera de las placas epiesclerales [10].

A continuación se presentan los pasos básicos necesarios para la realización de un plan de tratamiento haciendo uso del software BEBIG - Plaque Simulator X 5.3.6. En esencia, se trata de doce pasos, que solo se mencionarán, sin profundizar en cada uno de ellos:

- » Identificación del paciente
- » Asociación y vínculo de las imágenes diagnósticas del paciente
- » Localización del tumor
- » Selección del aplicador o placa epiescleral
- » Carga de fuentes en la placa epiescleral
- » Configuración del paciente
- » Prescripción de dosis
- » Selección de contornos de isodosis
- » Cálculo y gráfica de dosis
- » Guardado del plan de tratamiento
- » Revisión de documentación
- » Impresión del plan de tratamiento

En las figuras 13 a 16 se presentan algunas imágenes del software en su configuración inicial para identificación del paciente; en ellas se puede evidenciar la configuración del paciente, la prescripción de dosis, la selección de la placa y el posicionamiento de las semillas de ^{125}I respectivamente:

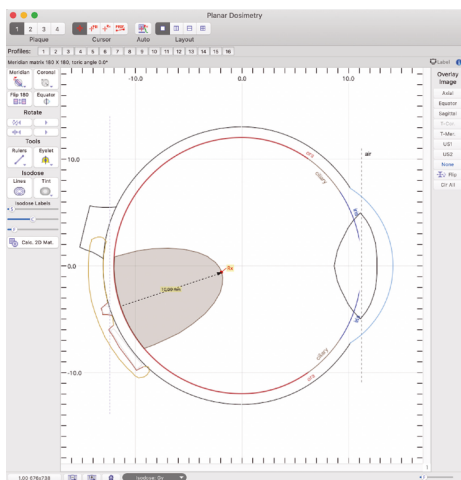


Figura 10. BEBIG - Plaque Simulator X 5.3.6. "Configuración de paciente"

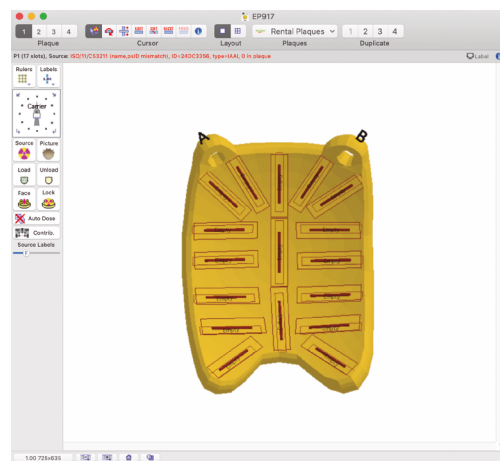


Figura 12. BEBIG - Plaque Simulator X 5.3.6. "Placa tipo USC"

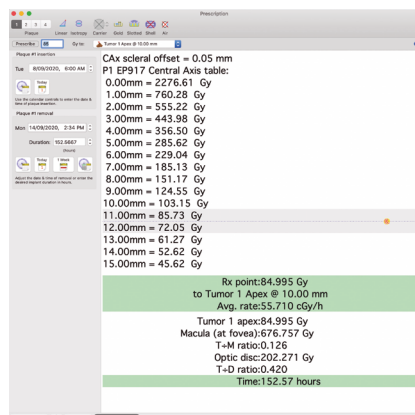


Figura 11. BEBIG - Plaque Simulator X 5.3.6. "Prescripción"

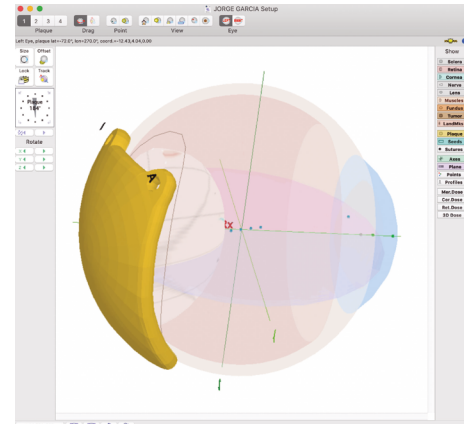


Figura 13. BEBIG - Plaque Simulator X 5.3.6. "Dosimetría"

Luego de ingresar los datos del paciente se procede a asociar y vincular las imágenes diagnósticas para iniciar el proceso de carga de la imagen de tomografía computarizada (CT, por sus siglas en inglés), y se escoge la imagen de un corte axial representativo donde se visualicen claramente el tumor, la córnea, el cristalino y el nervio óptico, como se muestra a continuación:

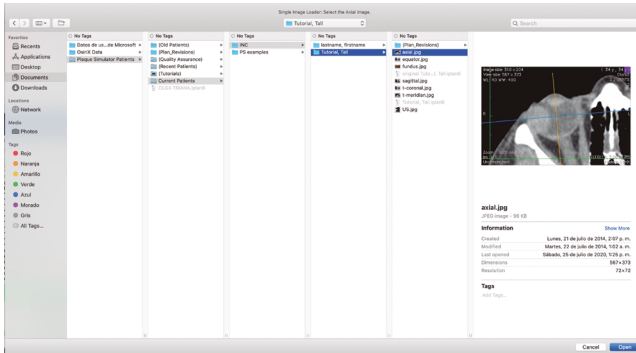


Figura 14. BEBIG - Plaque Simulator X 5.3.6. Vincular imagen de CT

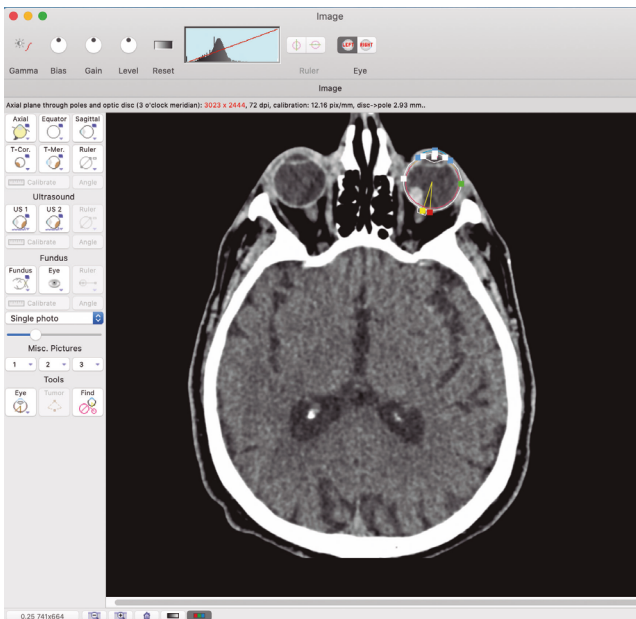


Figura 15. BEBIG - Plaque Simulator X 5.3.6. Imagen de CT

Para proceder a la calibración de la fundoscopia (fotografía de fondo de ojo) se despliega la siguiente ventana, en la que se debe seleccionar la ruta de almacenamiento del archivo seleccionado con la imagen de un collage de imágenes de las fotografías de fondo de ojo proporcionadas por el paciente u oftalmólogo (en formato PICT, TIFF, GIFF, etc.), para que sea posible la selección de cualquiera de los archivos disponibles.

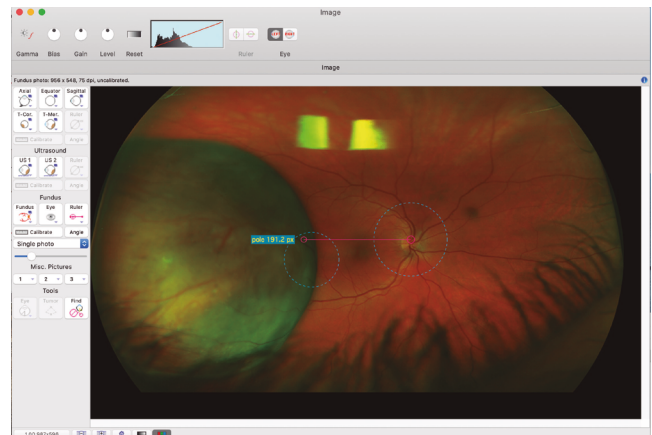


Figura 16. BEBIG - Plaque Simulator X 5.3.6. Fundoscopia

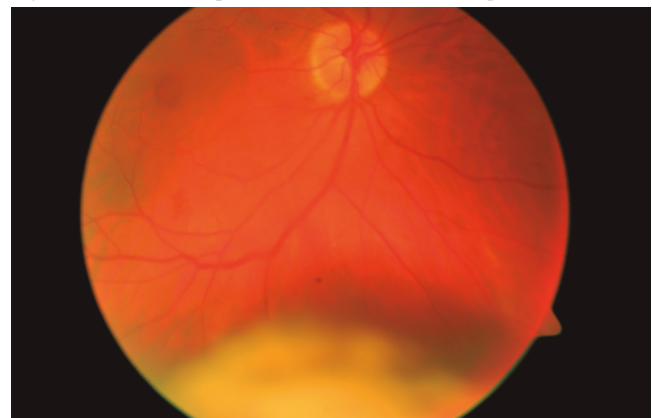


Figura 17. Imagen de una fundoscopia

5.6. Distribución de dosis

Luego de cargar las imágenes de CT y de fundoscopia se localiza el tumor, para iniciar el proceso de delimitación tumoral sobre el diagrama de retina. Acto seguido, se ubica la placa escogida sobre el tumor y se activan las semillas radiactivas de ^{125}I , como se ilustra en las siguientes dos imágenes:

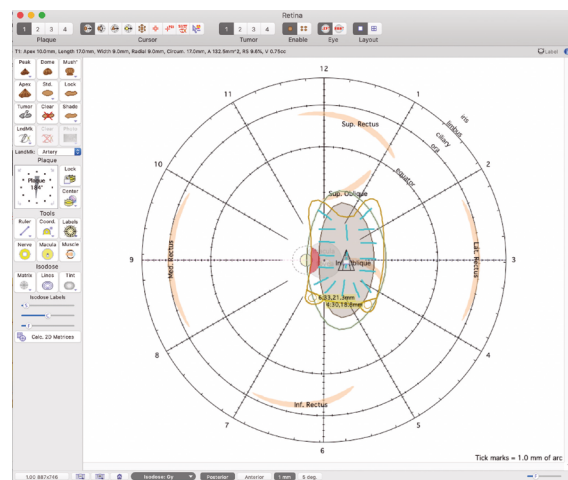


Figura 18. BEBIG - Plaque Simulator X 5.3.6. Localización del tumor en diagrama de retina

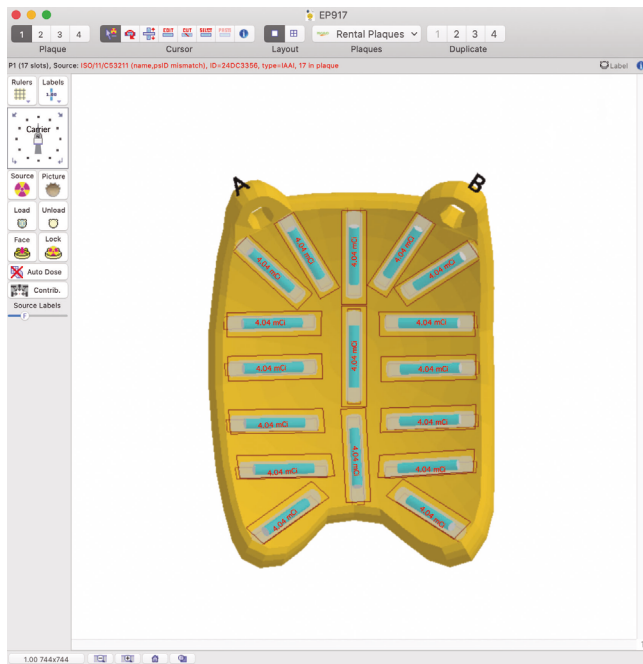


Figura 19. BEBIG - Plaque Simulator X 5.3.6. Activación de las semillas en la placa episcleral

Luego de activar las semillas se procede a prescribir la dosis para seleccionar los contornos de isodosis y para calcular la fecha y hora de remoción quirúrgica de la placa episcleral.

Enseguida se efectúan los cálculos para visualizar la distribución de isodosis, evaluando cubrimiento y dosis en estructuras críticas, tal como cristalino y nervio óptico.

Si la evaluación del plan de tratamiento (distribución de isodosis, cubrimiento del tumor, tasa de dosis y tiempo total del implante) es satisfactoria, se procede a guardar el archivo en la localización deseada.

El volumen tumoral macroscópico (GTV, sigla de *gross tumor volume*) corresponde a las dimensiones de la masa tumoral, que se definen por los hallazgos de la ecografía, la oftalmoscopia y la sombra de transluminación de la patología. Para definir el volumen objetivo clínico (CTV, sigla de *clinical target volume*), el grosor de la esclerótica se agrega en dirección apical, con un margen de 1 a 2 mm en todas las direcciones del diámetro de la base del tumor.

Hay varias incertidumbres que deben considerarse, como las incertidumbres dosimétricas, la imprecisión de la determinación de la altura del tumor y las imprecisiones de posicionamiento debido a movimientos involuntarios del globo ocular. Se puede afirmar con certeza que la mayor fuente de incertidumbre se debe a que los músculos extrín-

secos se encargan de mediar los movimientos de aducción, abducción, elevación, descenso, rotación medial y rotación lateral del globo ocular [13], y, aunque son mínimos, no se pueden despreciar. Por esta razón, se debe agregar un margen de tratamiento de radioterapia adicional (o margen de seguridad) al CTV definido [9].

Cabe resaltar que en este tipo de técnica no se incluye el término de volumen objetivo de planeación (PTV, sigla de *planning target volume*), debido a que en este término se tienen en cuenta factores de incertidumbre relacionados con el margen de la enfermedad subclínica, como los movimientos involuntarios (respiración) y errores en el posicionamiento. Dado que el globo ocular se encuentra en una región anatómica de poco movimiento, no se incluye el término de PTV en el uso de esta técnica.

La evaluación del plan de tratamiento se puede visualizar y analizar en el histograma de dosis-área.

Para la braquiterapia ocular, actualmente solo se recomienda un margen basal general de 2 a 3 mm. Siguiendo esta recomendación, se eligen placas oculares con un diámetro mayor que la dimensión máxima de la base del tumor. No hay requisitos para el tamaño del margen del ápice. Agregando simplemente un margen al CTV no se define con exactitud, y a priori, dónde se encuentra la línea de isodosis de 85 Gy; esto depende, entre otras cosas, de la dosis prescrita y la forma y el tamaño de la placa ocular elegida.

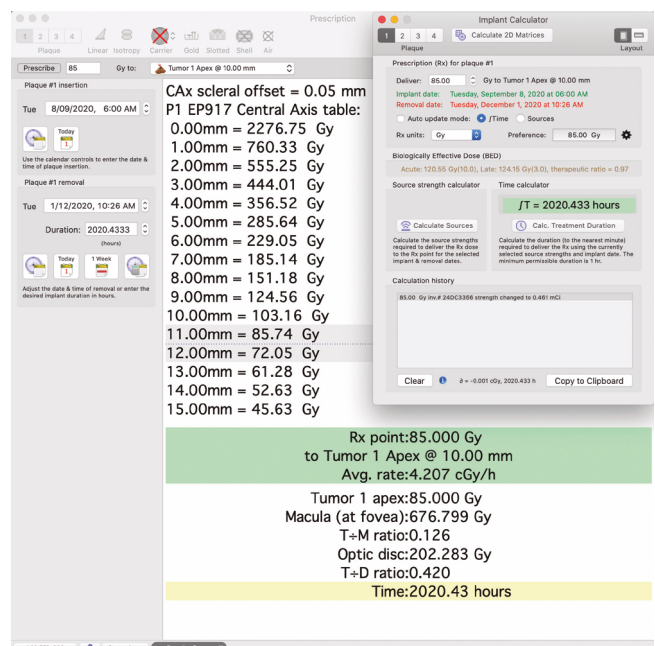


Figura 20. BEBIG - Plaque Simulator X 5.3.6. Prescripción de dosis

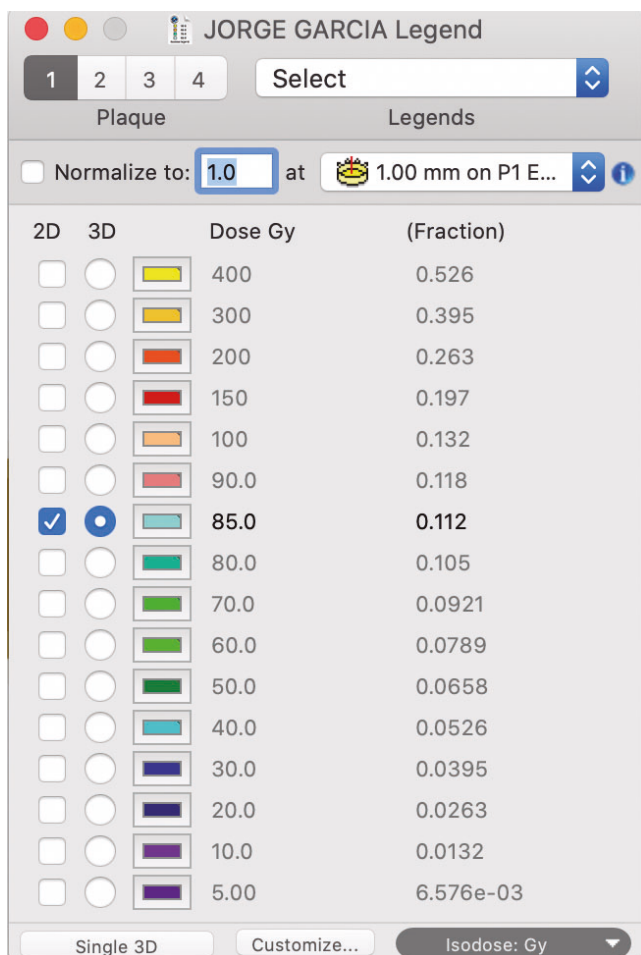


Figura 21. BEBIG - Plaque Simulator X 5.3.6. Niveles de isodosis

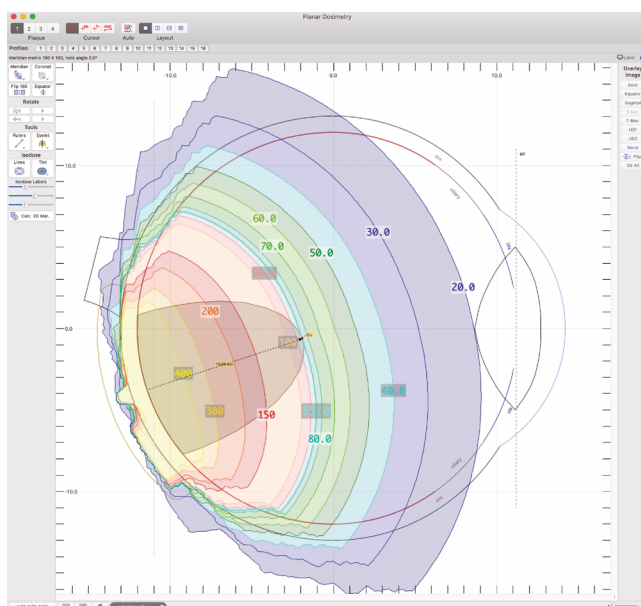


Figura 22. BEBIG - Plaque Simulator X 5.3.6. Distribución de dosis final

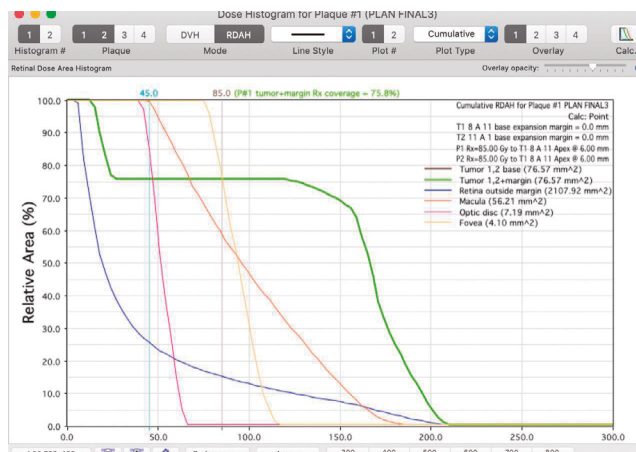


Figura 23. BEBIG - Plaque Simulator X 5.3.6. Histograma de dosis-área

5.7. Tratamiento

Una vez el físico médico tiene lista la planeación y la distribución de dosis, el oncólogo radioterápico se encarga de aprobar el plan de tratamiento.

En el INC, debido a las dificultades que representa la realización de seis puntos de sutura (uno por cada orificio) y la poca compatibilidad con la forma geométrica del globo ocular, se prefiere utilizar las placas epiesclerales tipo USC, desarrolladas en años recientes por el doctor Melvin A. Astrahan y su equipo de colaboradores adscritos a la University of Southern California [21]. En la figura 26 se pueden apreciar dichas placas.

Una vez definidos los anteriores aspectos, el oftalmólogo es el responsable de la intervención quirúrgica, que consiste en coser la placa en el lugar preciso, es decir, exactamente sobre la lesión tumoral, para irradiar las células que hay que eliminar y que morirán a lo largo de unos tres meses.

La ABS y la AAPM sugieren que la braquiterapia que utiliza fuentes emisoras de fotones de baja energía (^{125}I y ^{103}Pd) y fuentes emisoras beta (^{103}Ru) se realicen como procedimientos ambulatorios [12].

La placa se sutura para cubrir el volumen objetivo. Luego, los músculos extraoculares y la conjuntiva se vuelven a unir para no perturbar la braquiterapia. Cuando se usa placa con semillas de ^{125}I , el ojo generalmente se cubre con un escudo de parche de plomo. Típicamente, después de cinco a siete días, el paciente regresa a la sala de operaciones, donde se extrae la placa bajo anestesia regional o general. El ABS-OOTF acordó que los músculos desplazados deben volver a unirse a sus inserciones después de la extracción de la placa.

Se trata de una intervención quirúrgica que consiste en colocar una placa de oro cargada con los isótopos radiactivos en contacto con el globo ocular, de modo que coincida con la localización del tumor. El tamaño de la placa y la dosis se individualizan, en cada caso, en función del tipo de tumoración y de su tamaño.

En ocasiones, si el tumor está en la zona posterior del globo ocular, es preciso seccionar los músculos que mueven los ojos y desplazar el ojo de su cuenca para permitir el contacto total.



Figura 24. Tipos de placas epiesclerales
Las placas tipo USC (placas superiores en la imagen) por lo general son las más utilizadas en el INC

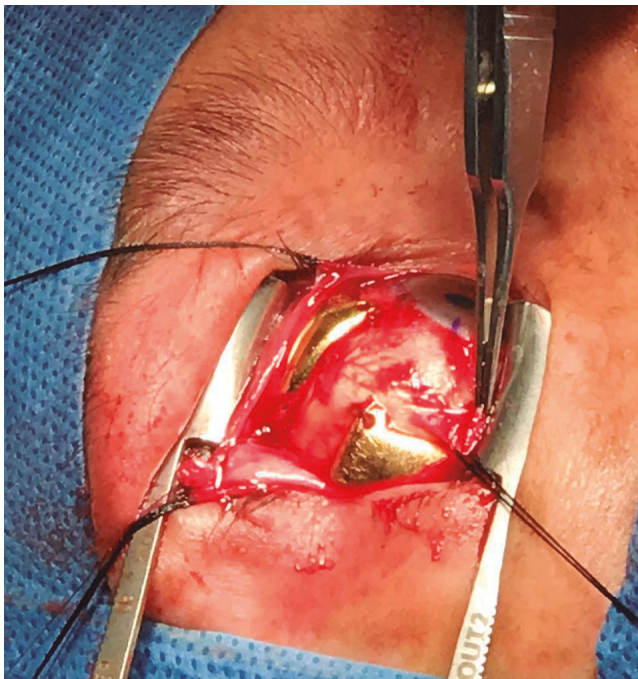


Figura 25. Aplicación de dos placas epiesclerales. Un tratamiento practicado en el INC

5.8. Cuidados tras el tratamiento

Una vez la placa queda suturada al ojo, el paciente deberá permanecer internado entre cinco y siete días en una habitación del servicio de hospitalización. Durante la estadía en hospitalización, estos pacientes deben tener los ojos cubiertos con unas gafas de plomo para evitar la exposición de radiaciones a sus visitas.

Cumplido ese plazo, se retira la placa tipo USC para que los rayos gamma sigan trabajando hasta dejar una cicatriz en el lugar donde había un tumor. Algunos días después de la intervención se cita al paciente para una revisión. Después de la braquiterapia, se hace seguimiento a los pacientes para realizar control local y prevenir complicaciones o enfermedad sistémica.

En un alto porcentaje de casos se consigue la cicatrización del tumor, que no es inmediata. El paciente debe asistir a controles clínicos y ecográficos periódicos para constatar la regresión de la tumoración. La resolución definitiva del tumor suele alcanzarse al cabo de varios meses.

5.9. Alternativas al tratamiento

Los melanomas uveales se tratan alternativamente por enucleación o exenteración. El primer método se usa cuando el tumor se limita al ojo, y el segundo se considera en presencia de una extensión tumoral orbitaria macroscópica. Según la patología, existen distintas alternativas:

- » Tratamiento con radiación
- » Tratamientos con láser
- » Cirugía para el cáncer de ojo
- » Quimioterapia
- » Medicamentos de terapia dirigida e inmunoterapia

5.10. Posibles riesgos

La radiación emitida por la braquiterapia epiescleral no afecta otros órganos ni a las personas cercanas, puesto que se trata de una radioterapia muy localizada. En general, es un tratamiento con pocos efectos indeseables.

Cuando el tumor se localiza en la parte anterior del ojo, existe el riesgo de desarrollar una catarata radiogénica, y en los casos en los que se irradia una lesión próxima a la retina central o al nervio óptico puede aparecer una retinopatía o neuropatía por radiación, con disminución de la visión [10].

6. Protección radiológica en braquiterapia oftálmica

Como la braquiterapia se trata con radiaciones ionizantes, se debe hacer una estimación de las dosis absorbidas por los distintos profesionales implicados en su realización. Además, dada la relativa lentitud con la que se entregan las dosis de radiación, se requiere la hospitalización del paciente hasta que se complete la prescripción pautada. Este hecho debe ser también considerado, de manera que las visitas serán limitadas y guardarán una distancia de seguridad conveniente. Diversas estimaciones concluyen que no se plantean demasiados problemas, dadas las características de las fuentes y las intensidades empleadas si se respetan unas normas de seguridad básicas.

Cabe aclarar, al igual que en el resto de técnicas de radioterapia en las que se trabaja con radiaciones ionizantes, que es necesario hacer una serie de consideraciones sobre temas de protección y seguridad radiológica. En este caso, las medidas específicas para su implantación son las siguientes:

6.1. Estimación de dosis equivalente

Al emplear semillas radiactivas es necesario estimar la dosis equivalente, sobre todo las que reciben las manos de los profesionales encargados de su manipulación; esto es factible de realizar mediante dosímetros tipo anillo. En el INC, cada físico médico cuenta con dosímetro de anillo, elemento especialmente utilizado en el momento de realizar las verificaciones dosimétricas de las semillas de ^{125}I , con el fin de calcular la actividad de cada una de ellas para introducir los valores medidos en el sistema de planeación de tratamiento. Como estos procedimientos no se realizan con una frecuencia periódica, por motivos legales que implican la importación de las fuentes, se ha evidenciado en los reportes de dosimetría que la dosis equivalente en extremidades alcanza aproximadamente entre 50 y 80 mSv/año. Estos niveles de dosis reportados se encuentran dentro de los límites especificados en la Resolución 18 1434 de 2002, del Ministerio de Minas y Energía [31], y algunas organizaciones internacionales, como el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) [32] y la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) [33], que emiten recomendaciones en temas de protección radiológica.

Al igual que el físico médico, el oftalmólogo cuenta con un dosímetro de anillo debido a que es él quien sutura la

placa de oro con las semillas radiactivas de ^{125}I en la posición anatómica planeada en el globo ocular, según la ubicación del tumor. Este procedimiento tarda entre cinco y diez minutos como máximo, desde la inserción hasta la sutura de la placa. Por lo general, el oftalmólogo cuenta con la presencia de médicos de apoyo, quienes se turnan durante el procedimiento.

6.2. Criterio ALARA

Es necesario que tanto profesionales como público general, incluyendo la familia del paciente, durante el tiempo que dura la irradiación, acaten el criterio ALARA (*as low as reasonably achievable*).

Si los profesionales se encuentran bien entrenados en la manipulación de los elementos radiactivos, el tiempo de irradiación se acorta sustancialmente. El aumento de la distancia de manipulación de las semillas (mediante pinzas largas, por ejemplo) y la utilización de blindajes típicos para manipular y transportar tales elementos, como las gafas plomadas, los protectores de tiroides y las mamparas de protección, minimizan el riesgo que corren los profesionales.

Los trabajadores ocupacionalmente expuestos necesitan tener acceso a equipos de detección capaces de localizar radiactividad y cuantificar campos y materiales de radiación. Se pueden usar tubos Geiger-Müller y detectores de NaI para identificar niveles bajos de radiactividad, y se deben usar cámaras de ionización para cuantificar los niveles de radiación. Se debe tener cuidado para garantizar que estos detectores estén disponibles y calibrados según los estándares locales para las fuentes de baja energía que se usan típicamente en la braquiterapia ocular.

6.3. Precauciones generales

Todos los productos radiactivos son peligrosos si no se manipulan, usan, almacenan, transportan o disponen adecuadamente y en concordancia con las regulaciones vigentes emitidas por las autoridades competentes. Para evitar este peligro potencial es esencial que tales instrucciones sean estrictamente seguidas [32], [34].

Las fuentes deberán ser desempacadas o usadas únicamente por personal entrenado, competente y autorizado para trabajar con fuentes de radiación. El personal que desempaque o use fuentes radiactivas deberá llevar la vestimenta adecuada y portar siempre el dosímetro personal. Las

fuentes emiten radiación potencialmente perjudicial y, por tanto, todo el personal debe estar adecuadamente protegido de esta radiación.

Deben usarse instrumentos adecuados para vigilar y monitorear la radiación o contaminación en el momento del desempaque del producto o el uso de las fuentes, con el objeto de minimizar la exposición a la radiación. Para evitar la contaminación con una fuente radiactiva por pérdida durante el desempaque de las fuentes o las verificaciones dosimétricas, debido a que estas son de muy pequeño tamaño, siempre debe contarse con un detector Geiger-Müller. De la misma manera, este detector se lo debe llevar a las salas de cirugía, previendo el caso de que una semilla se despegue de la placa de oro.

A pesar de que estas fuentes se clasifican como fuentes selladas, una buena práctica consiste en realizar controles periódicos de contaminación en la superficie o el área donde se manejan, y en cualquier equipo con el que entran en contacto. Estas fuentes son diseñadas para ser manipuladas en recintos que se encuentren a temperatura ambiente. Temperaturas superiores a 25 °C conducirán a cambios en la distribución de dosis alrededor de las fuentes. Las fuentes deben tratarse siempre cuidadosamente, evitando su caída.

7. Discusión

Durante las últimas décadas, la braquiterapia oftálmica se ha utilizado frecuentemente como tratamiento que permite conservar el ojo y la función visual en pacientes con melanomas de cuerpo uveal o retinoblastomas, guiándose por los resultados de supervivencia a corto plazo observados en varias series. Sin embargo, la controversia sobre el tratamiento más adecuado de estos pacientes se ha prolongado durante varios años, y algunos autores temen que el tratamiento conservador pudiera incrementar el riesgo de metástasis. El COMS desarrolló un ensayo clínico multicéntrico, controlado y aleatorizado para responder a esta cuestión. Este ensayo comparó los resultados de la técnica de braquiterapia con placas de I^{125} con la enucleación en pacientes con melanomas de coroides de tamaño mediano y puso en evidencia tasas de supervivencia equivalentes en ambos tratamientos [11].

En consecuencia, la técnica de braquiterapia evaluada por el COMS puede considerarse el tratamiento estándar en pacientes con melanoma de coroides mediano. De todos

modos, cabe aclarar que existen otros radioisótopos que se han utilizado o se utilizan en la braquiterapia oftálmica; sin embargo, se considera el I^{125} el isótopo estándar en la braquiterapia del melanoma de coroides debido a su baja energía media, de 0,034 MeV, a su fácil atenuación (0,01 cm de plomo reduce la exposición al 10%) y a la disponibilidad comercial de fuentes bien empaquetadas, calibradas y con control de calidad [11].

La Guía de la Sociedad Americana de Braquiterapia para el tratamiento del retinoblastoma recomienda el uso de este método como tratamiento secundario después de la falla del tratamiento focal y sistémico. También señala que los tumores ideales para tratar con esta técnica son los de localización en la parte anterior al ecuador [35].

A pesar de los beneficios de este tratamiento, en Colombia existe un acceso muy limitado a él para tratar distintos tumores intraoculares en adultos, y aún no hay reportes de sus resultados por el poco tiempo que la técnica lleva utilizándose. El INC es el único centro oncológico que realiza tratamientos de braquiterapia oftálmica.

8. Conclusiones

La aplicación de braquiterapia oftálmica en el Instituto Nacional de Cancerología ofrece posibilidades de preservación ocular y de buena agudeza visual a pacientes que han enfrentado un tratamiento oncológico fallido. El INC es el único centro que en Colombia viene realizando braquiterapia oftálmica LDR basada en placas epiesclerales de I^{125} . Los buenos resultados obtenidos y la experiencia acumulada durante aproximadamente catorce años lo convierten en una institución de referencia sobre la formación y la investigación en este tipo de técnica.

En el presente trabajo se ha revisado la técnica de braquiterapia oftálmica de baja tasa de dosis que se realiza en el INC y se resume información de aspectos claves para llevar a cabo este tipo de procedimiento. En una futura revisión se publicarán los resultados obtenidos desde el punto de vista dosimétrico, controles de calidad necesarios, procesos de importación de las fuentes, número de pacientes tratados, con su respectivo seguimiento evolutivo, y las ventajas y desventajas clínicas que representa este tipo de técnica en comparación con la enucleación. Aparte de ello, la investigación abre las puertas a la realización de nuevos trabajos e

investigaciones tendientes a optimizar progresivamente los procedimientos con miras a lograr mayor concordancia entre los algoritmos de cálculo y los datos experimentales.

Referencias

- [1] E. R. Simpson *et al.*, “The American Brachytherapy Society consensus guidelines for plaque brachytherapy of uveal melanoma and retinoblastoma”, *Brachytherapy*, vol. 13, n.º 1, pp. 1-14, 2014. <http://dx.doi.org/10.1016/j.brachy.2013.11.008>
- [2] B. Aragonés Cruz y M. Marín Valdés, “Resultados de la aplicación de braquiterapia en el melanoma de coroides”, *Revista Cubana de Oftalmología*, vol. 16, p. 5, 2006.
- [3] Y. Muiños, M. A. Saornil, A. Almaraz, F. López Lara, J. M. Frutos y M. F. Muñoz, “Estudio de la conservación del globo ocular con un abordaje multiterapéutico en el melanoma uveal ocular”, *Archivos de la Sociedad Española de Oftalmología*, vol. 84 n.º 3, pp. 145-150, 2009.
- [4] D. J. Bell y M. W. Wilson, “Choroidal melanoma: Natural history and management options”, *Cancer Control*, vol. 11, n.º 5, pp. 296-303, 2004. <http://dx.doi.org/10.1177/107327480401100503>
- [5] B. S. Hawkins y Collaborative Ocular Melanoma Study Group, “The Collaborative Ocular Melanoma Study (COMS) randomized trial of pre-enucleation radiation of large choroidal melanoma II: initial mortality findings COMS report no. 10”, *American Journal of Ophthalmology*, vol. 125, n.º 6, pp. 779-796, 1998. [http://dx.doi.org/10.1016/s0002-9394\(98\)00039-7](http://dx.doi.org/10.1016/s0002-9394(98)00039-7)
- [6] L. M. Jampol *et al.*, “The COMS randomized trial of iodine 125 brachytherapy for choroidal melanoma: IV. Local treatment failure and enucleation in the first 5 years after brachytherapy. COMS report no. 19”, *Ophthalmology*, vol. 109, n.º 12, pp. 2197-2206, 2002. [http://dx.doi.org/10.1016/s0161-6420\(02\)01277-0](http://dx.doi.org/10.1016/s0161-6420(02)01277-0)
- [7] B. S. Hawkins, “The COMS randomized trial of iodine 125 brachytherapy for choroidal melanoma”, *Arch. Ophthalmol.*, vol. 124, n.º 12, p. 1684, 2006. [https://doi.org/10.1016/S0161-6420\(02\)01277-0](https://doi.org/10.1016/S0161-6420(02)01277-0)
- [8] D. Chassagne, A. Dutreix, P. Almond, J. M. V. Burgers, M. Busch y C. A. Joslin, “Report 38”, *Journal of the International Commission on Radiation Units and Measurements*, vol. 20, n.º 1, 1985. <https://doi.org/10.1093/jicru/os20.1.Report38>.
- [9] E. Stöckel, M. Eichmann, D. Flühs, H. Sommer, E. Biewald, N. Bornfeld, B. Spaan y W. Sauerwein, “Dose distributions and treatment margins in ocular brachytherapy with 106Ru eye plaques”, *Ocular Oncology and Pathology*, vol. 4, n.º 2, pp. 122-128, 2018. <https://doi.org/10.1159/000479558>
- [10] D. M. Pérez, “La dosis radiobiológica en el tratamiento del melanoma de úvea posterior con braquiterapia epiescleral”, tesis de doctorado, Universidad de Valladolid, 2018.
- [11] S. Valverde Almohalla, B. Díaz Vega, J. M. Tomás, S. Pedro y J. L. Encinas Martín, “Braquiterapia con hilos extraesclerales de iridio-192 en melanomas uveales posteriores: resultados a largo plazo”, *Oncología*, vol. 28, n.º 9, pp. 11-21, 2005. <https://doi.org/10.4321/S0378-48352005000900002>
- [12] R. M. Thomson, K. M. Furutani, T. W. Kaulich, F. Mourtada, M. J. Rivard, C. G. Soares, F. M. Vanneste y C. S. Melhus, “AAPM recommendations on medical physics practices for ocular plaque brachytherapy: Report of Task Group 221”, *Medical Physics*, vol. 47, n.º 5, pp. e92-e124, 2020. <https://doi.org/10.1002/mp.13996>
- [13] J. M. Mariño, “Análisis dosimétrico de la técnica de braquiterapia oftálmica de baja tasa de dosis (LDR) con placas epiesclerales de 125 I”, tesis de maestría, Universidad Nacional de Colombia, 2012.
- [14] R. Correa, “Braquiterapia epiescleral en el melanoma de coroides”, tesis de doctorado, Universidad de Málaga, 2008.
- [15] I. Puusaari, J. Heikkinen y T. Kivelä, “Ocular complications after iodine brachytherapy for large uveal melanomas”, *Ophthalmology*, vol. 111, n.º 9, pp. 1768-1777, 2004. <https://doi.org/10.1016/j.ophtha.2004.03.027>
- [16] C. L. Shields, M. Naseripour, J. Cater, J. A. Shields, H. Demirci, A. Youseff y J. Freire, “Plaque radiotherapy for large posterior uveal melanomas (≥ 8 -mm thick) in 354 consecutive patients”, *Ophthalmology*, vol. 109, n.º 10, pp. 1838-1849, 2002. [https://doi.org/10.1016/S0161-6420\(02\)01181-8](https://doi.org/10.1016/S0161-6420(02)01181-8)
- [17] I. Aerts, L. Lumbroso Le Rouic, M. Gauthier Villars, H. Brisse, F. Doz y L. Desjardins, “Retinoblastoma”, *Orphanet Journal of Rare Diseases*, vol. 1, n.º 1, p. 31, 2006. <https://doi.org/10.1186/1750-1172-1-31>

- [18] D. H. Abramson, "Retinoblastoma: Diagnosis and management", *CA: A Cancer Journal for Clinicians*, vol. 32, n.º 3, pp. 130-140, 1982. <https://doi.org/10.3322/canj-clin.32.3.130>
- [19] A. Allisy, W. A. Jennings, A. M. Kellerer, J. W. Müller, H. H. Rossi y S. M. Seltzer, "Report 60", *Journal of the International Commission on Radiation Units and Measurements*, vol. 31, n.º 1, 1998. <https://doi.org/10.1093/jicru/os31.1.Report60>
- [20] P. Andreo, D. T. Burns, A. E. Nahum, J. Seuntjens y F. H. Attix, *Fundamentals of Ionizing Radiation Dosimetry*, vol. 2, Wiley, 2017.
- [21] J. M. Mariño, "Protocolo para la planificación y administración de tratamientos de braquiterapia oftálmica", Instituto Nacional de Cancerología, Bogotá, p. 104, 2011.
- [22] J. T. Parsons, F. J. Bova, W. M. Mendenhall, R. R. Million, and C. R. Fitzgerald, "Response of the normal eye to high dose radiotherapy", *Oncology (Williston Park)*, vol. 10, n.º 6, pp. 837-847, 1996.
- [23] T. Kaprealian, J. Rembert, L. W. Margolis y S. S. Yom, *Handbook of evidence-based radiation oncology*, New York: Springer New York, 2010.
- [24] D. E. Lederer y C. Edelstein, "Choroidal melanoma: Clinical presentation and differential diagnosis", *Canadian Journal of Ophthalmology*, vol. 39, n.º 4, pp. 358-364, 2004. [https://doi.org/10.1016/s0008-4182\(04\)80006-1](https://doi.org/10.1016/s0008-4182(04)80006-1)
- [25] M. A. Blasi, M. G. Sammarco, A. Scupola, M. Maceroni, G. Midena y M. M. Pagliara, "Pigmented Lesions of Ocular Fundus: Clinical Aspects", *Biomedical Journal of Scientific & Technical Research (BJSTR)*, vol. 13, n.º 5, 2019. <https://doi.org/10.26717/BJSTR.2019.13.002477>
- [26] C. L. Shields, J. Manalac, C. Das, K. Ferguson y J. A. Shields, "Choroidal melanoma: Clinical features, classification, and top 10 pseudomelanomas", *Current Opinion in Ophthalmology*, vol. 25, n.º 3, pp. 177-185, 2014. <https://doi.org/10.1097/ICU.0000000000000041>
- [27] C. L. Shields, J. Cater, J. A. Shields, A. D. Singh, M. C. M. Santos y C. Carvalho, "Combination of clinical factors predictive of growth of small choroidal melanocytic tumors", *Archives of Pathology & Laboratory Medicine*, vol. 118, n.º 3, pp. 360-364, 2000. <https://doi.org/10.1001/archophth.118.3.360>
- [28] "Instituto de Microcirugía Ocular (IMO) | Oftalmología". [Online]. Disponible en <https://www.imo.es/es> [consultado: 19-Jun-2020].
- [29] P. T. Finger, "The 7th edition AJCC staging system for eye cancer: An international language for ophthalmic oncology", *Archives of Pathology and Laboratory Medicine*, vol. 133, n.º 8, pp. 1197-1198, 2009. <https://doi.org/10.1043/1543-2165-133.8.1197>
- [30] S. T. Chiu-Tsao, M. A. Astrahan, P. T. Finger, D. S. Followill, A. S. Meigooni, C. S. Melhus, F. Mourtada, M. E. Napolitano, R. Nath, M. J. Rivard, D. W. Rogers y R. M. Thomson, "Dosimetry of I-125 and Pd-103 COMS eye plaques for intraocular tumors: Report of Task Group 129 by the AAPM and ABS", *Medical Physics*, vol. 39, n.º 10, pp. 6161-6184, 2012. <https://doi.org/10.1118/1.4749933>
- [31] Ministerio de Minas y Energía, Resolución n.º 181434 de 5 de diciembre de 2002, n.º 18. 2002, p. 69.
- [32] International Atomic Energy Agency, *Radiation protection and safety in medical uses of ionizing radiation*. IAEA Safety Standards Series No. SSG-46, IAEA, Vienna, 2018.
- [33] ICRP, *ICRP 103: Las recomendaciones 2007 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica*, España, SEPR y APCNEAN, 2007.
- [34] IAEA, "Radiation protection in brachytherapy". [Online]. Disponible en <https://www.iaea.org/resources/rpop/health-professionals/radiotherapy/brachytherapy>. [Consultado: 14 sep. 2020].
- [35] L. Ramírez Patiño, M. Barnoya Pérez de Engel, N. C. Lara Molina, H. Pérez Villanueva, M. A. Ramírez Ortiz y M. A. Ramírez Ortiz, "Braquiterapia ocular en el tratamiento del retinoblastoma: Experiencia en el Hospital Infantil de México. Ocular brachytherapy in the treatment of retinoblastoma: Experience in the Hospital Infantil de México", *Revista Mexicana de Oftalmología*, vol. 93, n.º 4, pp. 194-199, 2019. <https://doi.org/10.24875/RMO.M19000078>

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.

Se permite la reproducción total o parcial de los artículos publicados bajo el adecuado reconocimiento a la fuente y la indicación sobre cambios realizados o adaptaciones

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

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 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/>

“Esta entrega de la revista incluye siete artículos con resultados de investigaciones sobre la aplicación de técnicas de análisis por activación neutrónica para el estudio de suelos, estudio de la presencia de radiación natural en cuevas, metrología de radiaciones ionizantes mediante dosimetría química, verificación funcional de detectores usados en medicina nuclear y radiofarmacia, aplicación de métodos de análisis probabilístico de seguridad en laboratorios con fuentes de alto riesgo, análisis del impacto de la seguridad en instalaciones radiactivas en la actual época de pandemia y, finalmente, una experiencia única en el país de tratamiento de tumores oculares mediante el uso de fuentes radiactivas”

3 Editorial

M.ª Esperanza Castellanos

5 Determinación de la fracción de masa de lantano (La) en suelos mediante análisis por activación neutrónica

Óscar Alberto Sierra, David Leonardo Alonso, Guillermo Abel Parrado, Diana Carolina Herrera, Andrés Felipe Porras y Mary Luz Peña

16 Radiación natural dentro de la Cueva del Tigre de Yaguará, Huila, Colombia

Sonia Salazar, Arturo Argüelles, Gustavo Garzón y Luisa Fernanda Meza

31 Absorbed dose to water standard for ¹⁹²Ir HDR sources using Fricke Dosimetry

Carlos Eduardo de Almeida y Camila Salata

45 Verificación funcional de detectores de radiación tipo Geiger-Müller en medicina nuclear y radiofarmacia del Instituto Nacional de Cancerología: una propuesta para el aseguramiento de la calidad de equipos de protección radiológica

Nathaly Barbosa, Lorena Sandoval, Juan Sebastián Quimbayo, Xiomara Cely y Ángela Londoño

55 Análisis probabilístico de seguridad para laboratorio secundario de calibración dosimétrica

Juan Guillermo Ramírez, Andrea Sánchez Galindo, José Esaú Garavito y María Esperanza Castellanos

65 Percepciones del impacto de la pandemia de COVID-19 en las instalaciones radiactivas de Colombia

Andrea Sánchez Galindo, Juan Guillermo Ramírez y Guillermo Abel Parrado

75 Braquiterapia oftálmica de baja tasa de dosis en el Instituto Nacional de Cancerología, E.S.E.

Axel Simbaqueba A. y Diego Montúfar H.

93 Política Editorial