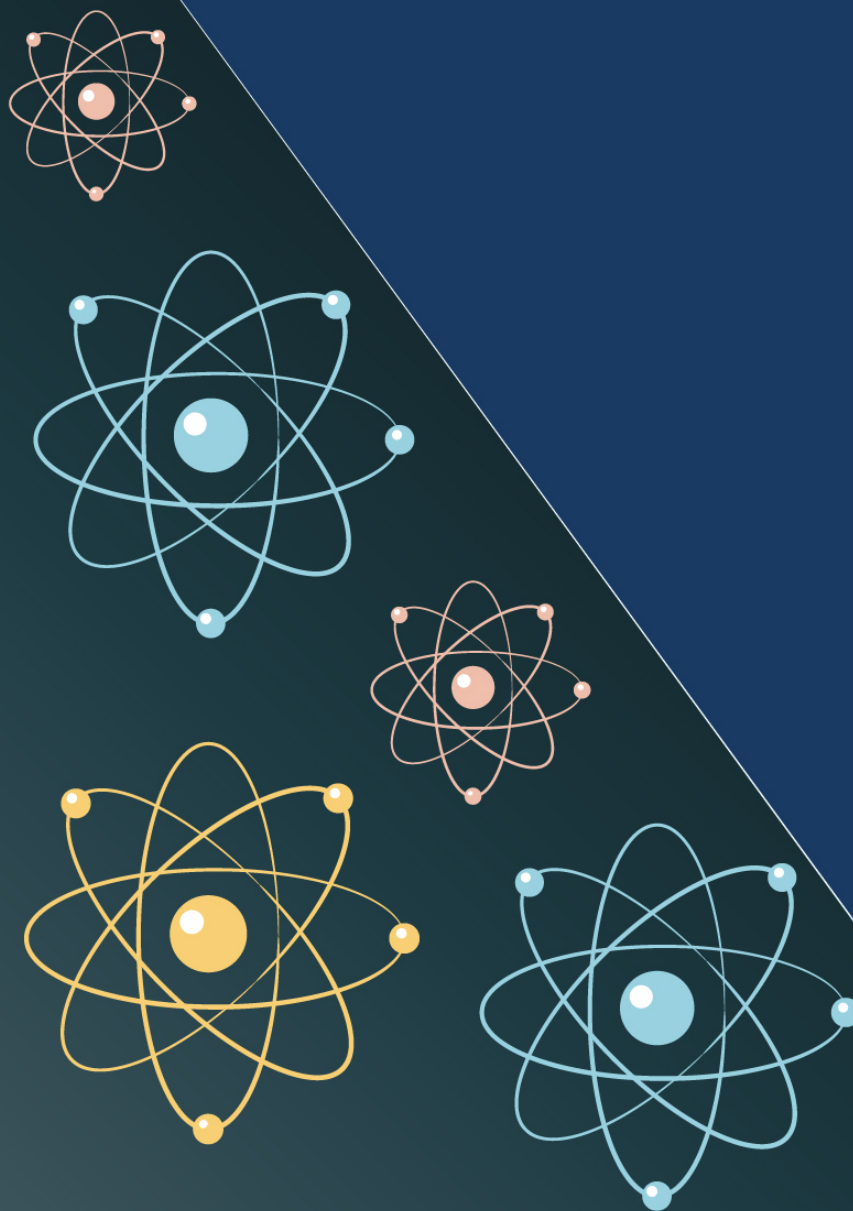


REVISTA

7

IAN

INVESTIGACIONES Y APLICACIONES NUCLEARES



Diciembre de 2023 ISSN impreso: 2590-7468

INVESTIGACIONES Y APLICACIONES NUCLEARES

Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares
Núm. 7, 2023

Periodicidad anual

ISSN impreso: 2590-7468

ISSN digital: 2711-1326

Página web: <https://revistas.sgc.gov.co/index.php/invapnuclear>

Servicio Geológico Colombiano

Julio Fierro Morales
Director general

Comité Editorial
Servicio Geológico Colombiano

JuanManuelHerrera González
Director de Geociencias Básicas

JohnMakarioLondoño Bonilla
Director de Geoamenazas

Juanita Sierra Salamanca
Directora de Recursos Minerales

HernandoCamargo García
Director de Asuntos Nucleares

YennyPaolaCasallas Veloza
Directora de Hidrocarburos

Angélica María Candela Soto
Directora de Laboratorios

Alberto GarcíaBolívar
Director de Gestión de Información

David Leonardo Alonso
Editor (E)
Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares

COMITÉ EDITORIAL

Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares

Carlos Eduardo de Almeida
Universidade do Estado de Rio de Janeiro
Rio de Janeiro - Brasil

David Leonardo Alonso
Instituto Nacional de Salud
Bogotá - Colombia

Edwin Munevar Espitia
Universidad Distrital Francisco José de Caldas
Bogotá - Colombia

Fernando Mosos Patiño
Servicio Geológico Colombiano
Bogotá - Colombia

Héctor Fabio Castro Serrato
Universidad Nacional de Colombia
Bogotá - Colombia

Hernán Olaya
Universidad Pedagógica y Tecnológica de Colombia
Tunja - Colombia

Jorge Anselmo Puerta Ortiz
Universidad Nacional de Colombia
Medellín - Colombia

José Antonio Sarta
Pontificia Universidad Javeriana
Bogotá - Colombia

Luz Stella Veloza
Universidad Nacional de Colombia
Bogotá - Colombia

Mary Luz Peña
Servicio Geológico Colombiano
Bogotá - Colombia

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

Patricia Bedregal
Instituto Peruano de Energía Nuclear
Lima - Perú

Rita Plá
Centro Atómico Ezeiza
Buenos Aires - Argentina

Equipo Editorial
Servicio Geológico Colombiano

ÓscarCaicedo Alarcón
Líder Equipo Editorial

Daniela MateusZabala
Editora Asociada

Diana Marcela Caho
Apropiación Social del Conocimiento

Incluida en los siguientes índices y bases de datos:

REDIB
DOAJ
Dialnet
Sherpa Romeo
Google Scholar

Imagen de cubierta

Adobe Stock

Esta obra está bajo licencia internacional
Creative Commons Reconocimiento 4.0



Impresión

Imprenta Nacional de Colombia
Carrera 66 N.º 24-09
PBX: (601) 457 8000
www.imprenta.gov.co
Bogotá, D. C., Colombia

Servicio Geológico Colombiano
Diciembre de 2023

Contenido

4	Editorial
6	Estimation of radioactive activity by gamma spectroscopy Estimación de actividad radiactiva por espectroscopía gamma Alejandro Restrepo y Juan Sebastián Ramírez
19	Visualización interactiva de las importaciones de materiales radiactivos en Colombia de 2012 a 2022 Interactive display of imports of radioactive materials into Colombia from 2012 to 2022 Andrea Sánchez Galindo y Juan Guillermo Ramírez
30	Desarrollo de un algoritmo computacional para la semiautomatización del control de calidad de elementos de protección personal plomados Development of a computational tool based on image processing for the quality control automation of lead based personal protection equipment John Camilo Alcalde Poveda y Erika Muñoz Arango
43	Caracterización de la respuesta de la dosis absorbida en agua a la variación de energías de radiodiagnóstico para dosímetros Fricke preparados bajo la norma ISO/ASTM 51026:2015 Characterization of the response of the absorbed dose in water to the variation of radiodiagnostic energies for Fricke dosimeters prepared under the ISO/ASTM 51026:2015 standard Laura Guerrero, Carlos Torres, Camilo Calderón, Fabián Aguirre, César Díaz, Luis Peña
52	Política editorial

La Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares del Servicio Geológico Colombiano, se ha consolidado en los últimos años como una herramienta para la divulgación del conocimiento científico relacionado con los usos pacíficos de la ciencias y tecnologías nucleares y sus aplicaciones en áreas como las geociencias, medio ambiente, industria, ciencias biomédicas, ciencias forenses y demás campos del conocimiento relacionados; gracias a los cual, investigadores nacionales e internacionales dan a conocer los resultados de sus proyectos de investigación y estudios asociados con el aprovechamiento de los beneficios que ofrecen las aplicaciones nucleares y radiactivas, el uso seguro de ellas y la optimización de parámetros operacionales de vital importancia para la protección radiológica.

En su edición número 7, ofrecemos a nuestros lectores cuatro frentes temáticos, en los cuales se ve reflejada la producción de nuevo conocimiento atribuida a autores externos y a los investigadores de nuestra institución. En un primer frente se relaciona el artículo de A. Restrepo y J.S. Ramírez en el que, se presentan los fundamentos de la técnica de espectroscopía gamma, el proceso llevado a cabo para caracterizar un centelleador de NaI(Tl), la identificación de los máximos de energías mediante el estudio de las interacciones radiación-materia de acuerdo con bases de datos de estructura nuclear y atómica y finalmente, su calibración y cálculo de la eficiencia absoluta del sistema de detección. A partir de estos datos, se implementaron los métodos espectroscópicos para calcular las actividades de fuentes radiactivas emisoras gamma de ^{22}Na , ^{60}Co , ^{133}Ba , ^{137}Cs , y las cadenas de desintegración de Th y U.

Un segundo frente temático involucra el trabajo de investigación realizado por A. Sánchez y J.G. Ramírez, quienes desarrollan una visualización interactiva del comportamiento de las importaciones de materiales radiactivos en Colombia desde enero 2012 hasta septiembre de 2022, utilizando las herramientas de software KNIME y Power BI. Este proceso fue realizado mediante analítica descriptiva en la etapa de minería de datos, realizada a los microdatos de las declaraciones de importación presentadas a la Dirección de Impuestos y Aduanas Nacionales (DIAN) y puestos a disposición por el Departamento Administrativo Nacional de Estadística (DANE). Finalmente, se concluye que durante los años evaluados, las importaciones colombianas de materiales radiactivos corresponden al 0,011 % del total de las importaciones realizadas y por su parte, la visualización interactiva desarrollada permite segmentar datos y obtener información según el interés propuesto, con lo cual es posible conocer volúmenes de importación y tendencias del mercado entorno al ingreso al país de este tipo de materiales.

El tercer frente temático se relaciona con la dosimetría de energías medias de radiación, en donde L. Guerrero et al., presentan los resultados de la caracterización de la respuesta en dosis absorbida en agua en función de la energía típicas manejadas en radiodiagnóstico empleando dosímetros Fricke preparados según la norma ISO/ASTM 51026:2015; para lo cual, emplearon las calidades de haz para radiodiagnóstico RQR (*radiation qualities radiology*) implementadas

en el Laboratorio Secundario de Calibración Dosimétrica del Servicio Geológico Colombiano. De esta investigación se concluye que la cantidad de radiación absorbida por la solución Fricke se ve influenciada por el cambio en el comportamiento del rendimiento químico, especialmente en rangos de dosis cercanos a los 10 Gy, dadas las diferencias encontradas con respecto a la dosis absorbida en agua medida con cámara de ionización.

Finaliza este número, en el frente temático de la protección radiológica, con un artículo de investigación de J.C. Alcalde, E. Amaya y E. Muñoz. en el que se muestran el proceso de semiautomatización de los controles de calidad de los elementos de protección personal plomados (EPP-Pb, como chalecos o protectores de tiroides) empleados por el personal ocupacionalmente expuesto de actividades clínicas, a través del desarrollo de un algoritmo con un enfoque de procesamiento de imágenes basado en la cuantificación de las fisuras que presentan estos elementos, para lo cual se adquirieron imágenes digitales de estos elementos mediante tomografía computarizada (TC) como base para la creación y parametrización de la herramienta de optimización mediante lenguaje Python y diferentes librerías como Matplotlib, Pydicom, Numpy, Pandas, OpenCV, Os y Pillow. De este proceso se concluye que fue posible programar la herramienta para calcular el área total de fisuras detectadas en cada EPP-Pb, estableciendo como criterio de aceptación una área máxima de fisuras permitida de 10 cm² para los chalecos y de 0,3 cm² para los protectores de tiroides plomados.

Esperamos que nuestros lectores disfruten los contenidos enunciados, apropien sus conceptos fundamentales y construyan una visión crítica de los mismos. Así mismo, se hace extensiva la invitación a docentes e investigadores, estudiantes, personal técnico y profesional, para que sometan sus artículos a consideración del comité editorial de nuestra revista, con el propósito de darles una mayor visibilidad al conocimiento que generan y sus aplicaciones derivadas, con el firme convencimiento de seguir fortaleciendo este importante espacio de divulgación.

David Leonardo Alonso

Editor (e)

Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares

Estimation of radioactive activity by gamma spectroscopy

Estimación de actividad radiactiva por espectroscopía gamma

Alejandro Restrepo¹ and Juan Sebastián Ramírez¹

Citation: A. Restrepo and J. S. Ramírez, “Estimation of radioactive activity by gamma spectroscopy”, *Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*, num. 7, 2023. <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.7.2023.667>

Revista Investigaciones y Aplicaciones
Nucleares, 7, 2023

Received: August 12, 2022

Accepted: December 19, 2022

Published online: February 15, 2023

Doi: <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.7.2023.667>



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

Abstract

Radioactive sources of isotopes ^{22}Na , ^{137}Cs , ^{60}Co , ^{133}Ba and decay chains of Th and U are analyzed by means of gamma spectroscopy. The instrument used, a cylindrical NaI(Tl) scintillator from Mirion Technologies (Canberra) with dimensions of 2×2 , is characterized by its calibration and absolute efficiency. The peak energies of the gamma spectra obtained are identified and related to corresponding isotopes and matter-radiation interactions according to nuclear and atomic databases. From these data, spectroscopic methods are implemented to compute radioactive activities for each source.

Keywords: Gamma spectroscopy, decay chain, radioactive activity, absolute efficiency.

Resumen

Fuentes radiactivas de los isótopos de ^{22}Na , ^{137}Cs , ^{60}Co , ^{133}Ba y las cadenas de decaimiento de Th y U son analizadas por medio de espectroscopía gamma. El instrumento usado; un centelleador cilíndrico de NaI(Tl) de Mirion Technologies (Canberra) con dimensiones 2×2 se caracteriza mediante su calibración y eficiencia absoluta. Los máximos de energías en los espectros gamma obtenidos son identificados y relacionados con sus isótopos correspondientes y las interacciones radiación-materia de acuerdo con bases de datos de estructura nuclear y atómica. A partir de estos datos, se implementan métodos espectroscópicos para calcular las actividades radiactivas de cada fuente.

Palabras clave: Espectroscopía gamma, cadena de decaimiento, actividad radiactiva, eficiencia absoluta.

¹ Instituto de Física, Universidad de Antioquia, Medellín, Colombia.

Corresponding author: Alejandro Restrepo, alejandro.restrepo19@udea.edu.co

1. Introduction

Atomic nuclei are susceptible to electromagnetic interactions in a similar way to how electrons are in larger atomic and molecular structures. Nuclei can absorb and emit photons of specific energies, which allows us to learn a great amount of information about their structure and identify certain isotopes in a given sample because, in the same way, there is a unique spectrum for every electronic configuration, every nuclear species has its own distinctive spectrum as well [3, 5]. Gamma spectroscopy focuses on the detection and measurement of such radiation emitted by atomic nuclei [1,2], even though signals from atomic electronic transitions and matter-radiation interactions are ubiquitous and end up being detected along with nuclear γ -rays. Another aspect to consider is that only gamma-emitting samples can be objects of spectroscopic analysis, so these must be naturally radioactive or artificially activated by specific techniques, such as neutron activation analysis (NAA), light nuclei bombarding activation, and high intensity γ -ray irradiation [6].

Due to these characteristics, gamma spectroscopy is applied to determine the presence and concentration of particular isotopes in radioactive sources. Its most common use is in analytical processes in which the samples have an intrinsic cultural, archaeological, academic or economical value and must not be destroyed chemically or by any means during its analysis. Additionally, for samples of sufficiently large dimensions for which not only the surface constitution but also the whole volume composition must be determined, gamma spectroscopy is a good option [7-9]. These techniques are used in the fields of geology, archaeology, medicine, nuclear forensics and industry [4], [7], [10].

Prior to any application, each isotope must be associated with a spectrum, so in this work, a group of four synthetic samples and two decay chains of naturally occurring radioactive elements were analyzed. The observed peaks were associated with γ -ray nuclei emissions of the highest absolute intensity with the assistance of nuclear structure databases [11-13] and similar references [14,15]. Subsequently, spectroscopy techniques are implemented to determine their corresponding radioactive activities.

The main purpose of this article is to show in detail how to perform a gamma spectroscopy analysis from the funda-

mental aspects of calibration, the efficiency of the instrument, expected spectra, the identification of radiation-matter interactions and activity estimation by elementary techniques as well as presenting some aspects to improve and perspectives to focus on the future. This article is presented as a more detailed and concise compilation of the methodologies to be implemented in a gamma spectroscopy exercise, which has been discussed in several references [3,4,5,16] but in a very scattered way and lacking many details in terms of the calculations and analyses. It is noteworthy that the explicit use of databases and the analysis presented allow this article to be a good pedagogical guide for beginners by providing tools that support and enhance their learning in this important experimental area.

2. Experimental setup and procedure

The instrument used was a cylindrical sodium iodide scintillator doped with thallium NaI(Tl) with dimensions of 2×2 (two inches in height and diameter) produced by the manufacturer Mirion Technologies (Canberra BNLS), which included the photomultiplier and amplifier [17]. This was located in a lead shield and connected to a computer that processed the measurements using the GENIE™ 2000 system. Photographs of the experimental setup are shown in Fig. 1.

The calibration process was performed to correctly identify the spectra, and the calculation of the instrument's efficiency was required for the estimation of the radioactive activity of the samples. For the calibration, it was required to associate energies E with channels c of the instrument such that they were able to be input into a cubic polynomial of the form

$$E = b + a_1c + a_2c^2 + a_3c^3 \quad (1)$$

The known spectra of ^{137}Cs , ^{133}Ba and ^{60}Co were used for the energy-channel association. By a process of fitting, the resulting coefficients were

$$\begin{aligned} b &= 0.1 \pm 2.6 \\ a_1 &= 2.074 \pm 0.055 \\ a_2 &= (1.27 \pm 0.26) \times 10^{-3} \\ a_3 &= (-1.31 \pm 0.31) \times 10^{-6} \end{aligned} \quad (2)$$

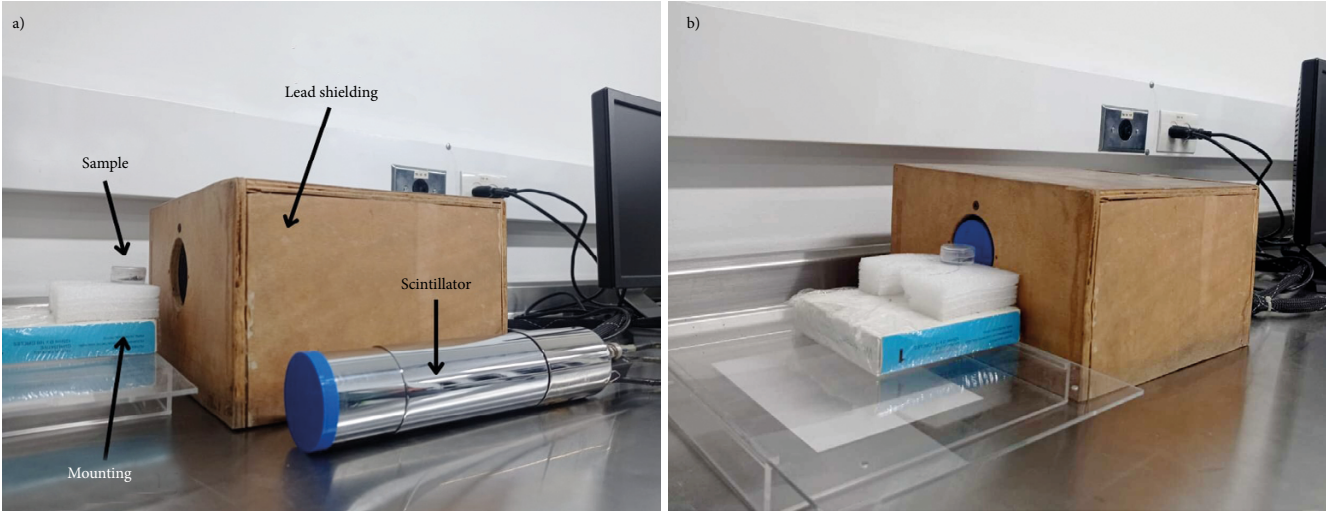


Figure 1. a) Scintillator, lead shielding and sample mounting. b) Experimental setup for measurement

A first-degree polynomial may suffice for the calibration, as shown by the magnitudes of the parameters; however, we selected the three parameters to have a positive value of b and more refined energy-channel associations. A value of $R^2 = 0.99981$ was obtained. The calibration plot is shown in Figure 2.

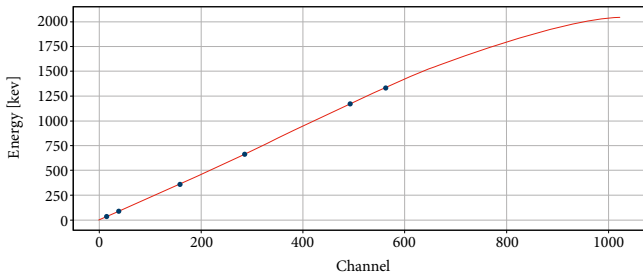


Figure 2. Channel vs. energy and calibration fit according to equation 2

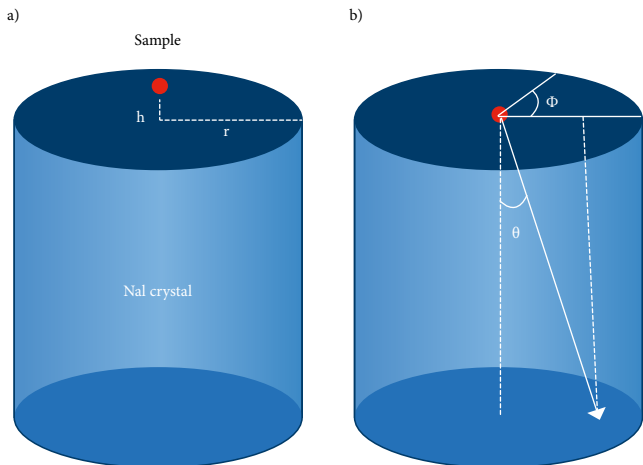


Figure 3. a) Samples and detector positioning. b). Coordinate system for $\bar{d}$ calculation

Figure 3 shows the positioning used for the samples with respect to the crystal with the variables $h = 0$ and $r = 1'' = 2.54$ cm. The sources were considered point sources for the following detector efficiency treatment.

The absolute efficiency ε was defined as the ratio between the quanta of radiation detected and those emitted by a sample. This had two contributions: one came from a factor associated with the extension and geometric shape of the instrument, and the other came from the probability that once the quantum of energy entered the sensitive volume of the instrument, it was effectively detected [3,18–20]. They were denoted as the geometric factor G and intrinsic efficiency ε_p , respectively. Then,

$$\varepsilon = G \times \varepsilon_p \quad (3)$$

The geometric factor was given by

$$G = \frac{\Omega}{4\pi} \quad (4)$$

where Ω is the solid angle subtended by the detector with respect to the sample. In this case, the sources were considered point sources, and due to the cylindrical shape of the detector, the solid angle was [20].

$$\Omega = 2\pi \left[1 - \cos \left(\arctan \left(\frac{r}{h} \right) \right) \right] \approx 2\pi \quad (5)$$

After applying the condition $h \rightarrow 0$, $G \approx 1/2$.

The intrinsic efficiency ϵ_i in turn had two contributions: one came from the probability I that a quantum of energy was transmitted to the NaI crystal by passing through the aluminum coating that isolated it from nonionizing radiation (see Figure 1) and the other came from the probability M that this quantum interacted with the sensible volume of the crystal and was therefore measured. In the case of electromagnetic radiation, these quantities have the form [18]

$$\begin{aligned} I &= e^{-\mu_{Al}(E) d_1} \\ M &= 1 - e^{-\mu_{NaI}(E) d_2} \end{aligned} \quad (6)$$

where d_1 and d_2 are the paths that the photons travel and $\mu(E)$ are the linear attenuation coefficients that depend on the energy of the photon in question. For the energies of interest, $\mu_{Al}(E)$ has small values on the order of 10^{-1} according to the National Institute of Standards and Technology (NIST) [21] database. In addition, the coating of the crystal was of a negligible thickness of $d_1 = 2.5$ mm. Therefore, the approximation $I \approx 1$ was considered.

For d_2 , we calculated the mean value of the distances from the center of one of the circular faces to the points of the other two surfaces of the cylinder, that is, all the possible paths of the γ -rays through the detector's crystal. The coordinate system for this calculation is shown in Figure 3.

Mathematically, this expression is

$$d_2 = \bar{d} = \frac{\int_0^{2\pi} \int_0^{\pi/2} d(\theta, \phi) d\theta d\phi}{\pi^2} \approx 1.53'' \pm 0.12'' = 3.89 \pm 0.31 \text{ cm} \quad (7)$$

where

$$d(\theta, \phi) = \begin{cases} 2 \sec(\theta), & 0 \leq \theta \leq \arctan(0.5) \\ csc \theta, & \arctan(0.5) < \theta < \pi/2 \end{cases}$$

is the distance dependent on the surface of the cylinder on which it is integrated. The uncertainty was computed using error propagation considering the diameter and height as $2.0'' \pm 0.1''$. This calculation was equivalent to replacing the cylindrical shape of the crystal by a virtual hemisphere of radius $\bar{d}$.

Then, the following was obtained

$$\epsilon = \frac{1 - e^{-3.89 \times \mu_{NaI}(E)}}{2} \quad (8)$$

where the $\mu_{NaI}(E)$ function with units of cm^{-1} was evaluated for particular energies [18].

The efficiency plot for a certain range of energies of interest is shown in Figure 4. Due to the complex dependence of μ_{NaI} on E , these points were fit to a negative exponential whose functional form is shown in the same figure. The fit resulted in a value of $R^2 = 0.99074$.

The samples used are shown in Figure 5. The thorium sample came from a thoriated tungsten electrode at 1-2%, which initially had a length of ≈ 15 cm and was prepared in ≈ 1 cm pieces such that it approximated a point source. It was considered to be composed of the isotope ^{232}Th and its associated decay chain because it is the Th isotope of largest abundance in nature, a claim verified by the obtained spectrum. Similarly, the uranium sample was considered to be composed of the isotope ^{238}U and its associated decay chain. Samples of ^{22}Na , ^{137}Cs , ^{60}Co , and ^{133}Ba were artificially produced as standards for the calibration of the gamma spectroscopy detectors. The measurements were collected for 10 minutes, except for the thorium sample, which required a time of 30 minutes due to its low activity. The same time intervals were adopted for the measurement of background radiation, that is, 30 minutes for thorium and 10 minutes for the others.

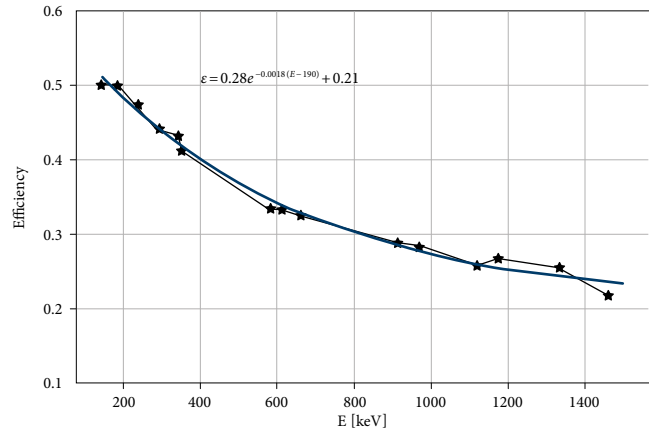


Figure 4. Absolute efficiency of the instrument used and experimental configuration

3. Results and analysis

The spectra obtained for ^{22}Na , ^{137}Cs , ^{60}Co , and ^{133}Ba are shown in Figures 7 to 10 with their respective diagrams of decay. The spectra of ^{232}Th and ^{238}U are shown in Figures 11 and 12 with their associated decay chains. Net counts were smoothed by a convolution known as the moving average. The maxima of



Figure 5. a) Thorium sample. b). Samples of ^{22}Na , ^{137}Cs , ^{60}Co and ^{133}Ba

the spectra were identified based on nuclear structure databases [11-13] and similar articles [14], [15], [22].

In addition to observing the emissions of gamma rays from the de-excitation of nuclei after radioactive decay, X-ray spectra were also observed from atomic orbital rearrangements and radiation-matter interactions. The latter was observed as positron electron annihilation ($e^+ e^- \rightarrow 2\gamma$) at 510.99895 keV, the Compton effect, X-rays from lead shielding of 72-87 keV [23], [24] and backscattering at approximately 0.2-0.25 MeV [3] due to the same shielding, which is indicated by shaded areas under the measured spectrum.

For the calculation of the activities, two methods were implemented to obtain the net counts of the distinguishable peaks of the measured spectra. These are called the straight-line tangent method and reflection method. The first was applied in isolated spikes on the background signal from the superposition of continuous Compton and backscattering. An excellent example is the ^{214}Bi peak at 609.320 keV of the spectrum of uranium. This method consisted of considering a tangent line in the minimum values of the peak such that it was taken as the signal of background and calculating the net counts of the peak by subtracting those given by such line [3]. This is demonstrated graphically in Figure 6.

On the other hand, the reflection method was applied on indistinguishable peaks, that is, those in which the widths at half height were overlapping. An additional condition was that the overlapping peaks did not overlap with other spectrum peaks to the right or left. Examples of cases where this method is applicable are those of ^{60}Co and for uranium those of ^{214}Pb at 351.932 keV and ^{226}Ra at 186.211 keV. Then, the counts from the maximum to the minimum nonoverlapping

peaks were multiplied by two to take into account the indistinguishable part of the signal [25]. If the peaks had a signal background, it was also necessary to apply the tangent method simultaneously. This is shown in Figure 6.

These methods were implemented for 10 peaks of the spectra obtained. Once the number of counts was obtained, the activity was calculated using the following equation [18]:

$$A = \frac{N}{T I \gamma \epsilon} \quad (9)$$

where N is the number of counts, T is the measurement time, $I\gamma$ is the absolute intensity of a given γ -ray obtained from [11], and ϵ is the absolute efficiency of the detector obtained from Equation 8.

The results for these methods are shown in Table 1. Calculation of the uncertainties was performed considering the double of the standard deviation of each peak using Poisson distributions [3]. The procedure for ^{22}Na required a division by 2 of the counts N because the 510.998 keV peak corresponded to the process $e^+e^- \rightarrow 2\gamma$, where every two gamma rays detected corresponds to a single nuclear decay.

Table 1. Estimated radioactive activities of the identified isotopes

Isotope	Activity [Bq]
^{22}Na	4.2 ± 0.5
^{137}Cs	14436 ± 19
^{60}Co	89 ± 2
^{133}Ba	1509 ± 5
Thorium decay chain isotopes	
^{228}Ac	41 ± 4
^{212}Pb	28 ± 2
^{208}Tl	8.3 ± 0.8
Uranium decay chain isotopes	
^{226}Ra	18442 ± 80
^{214}Pb	9043 ± 17
^{214}Bi	6825 ± 20

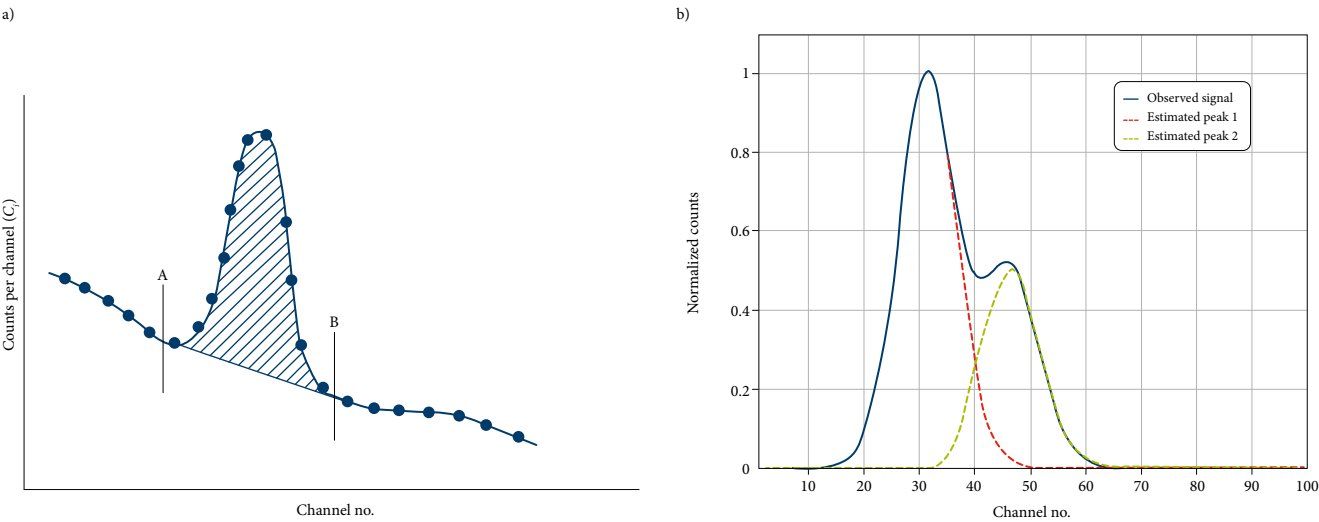


Figure 6. a) Tangent method [3]. b) Reflection method [25]

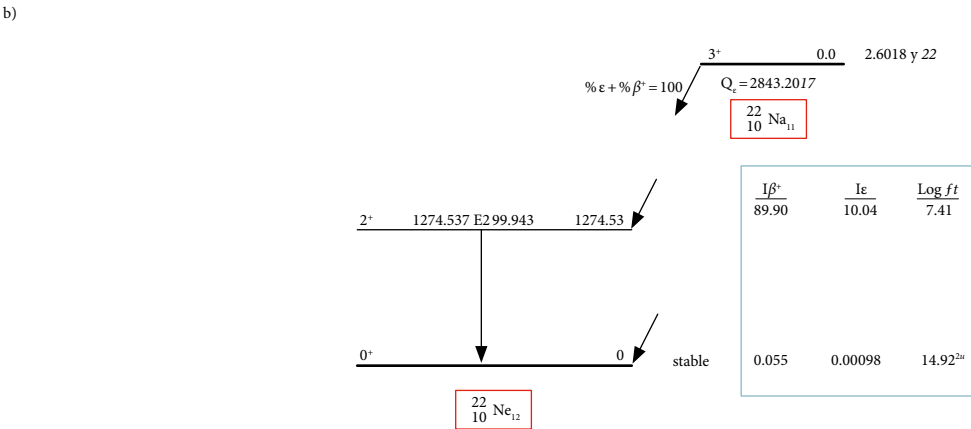
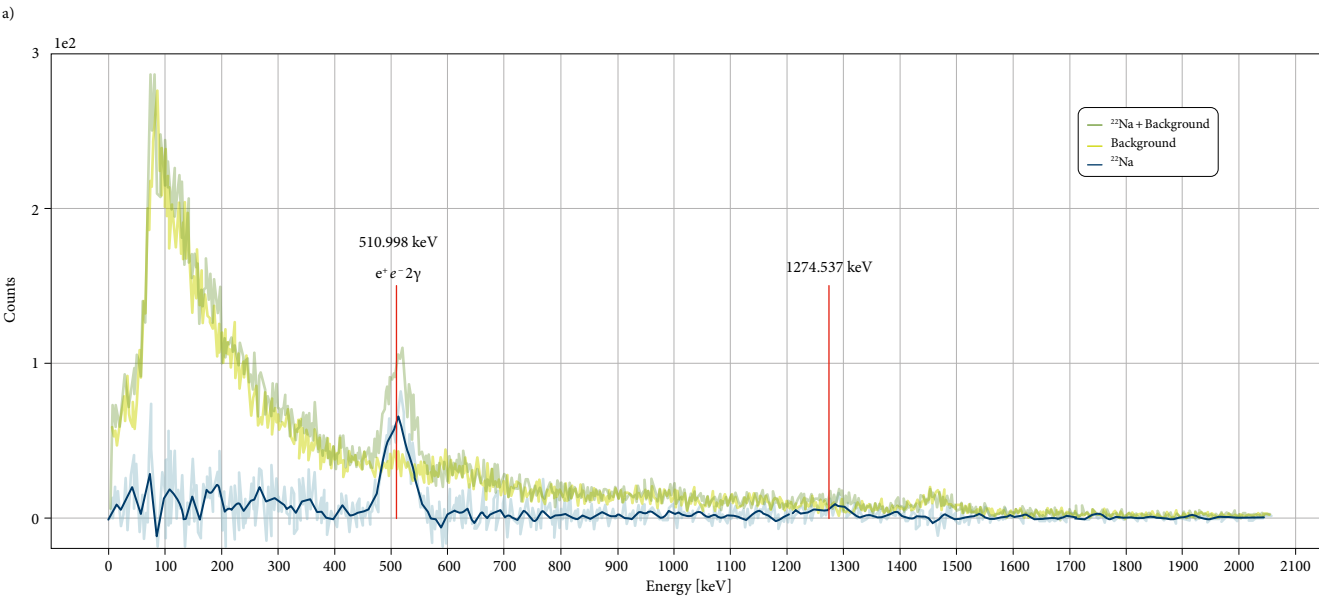


Figure 7. a) ²²Na spectrum. b) Decay diagram
Source: Taken from NNDC [11].

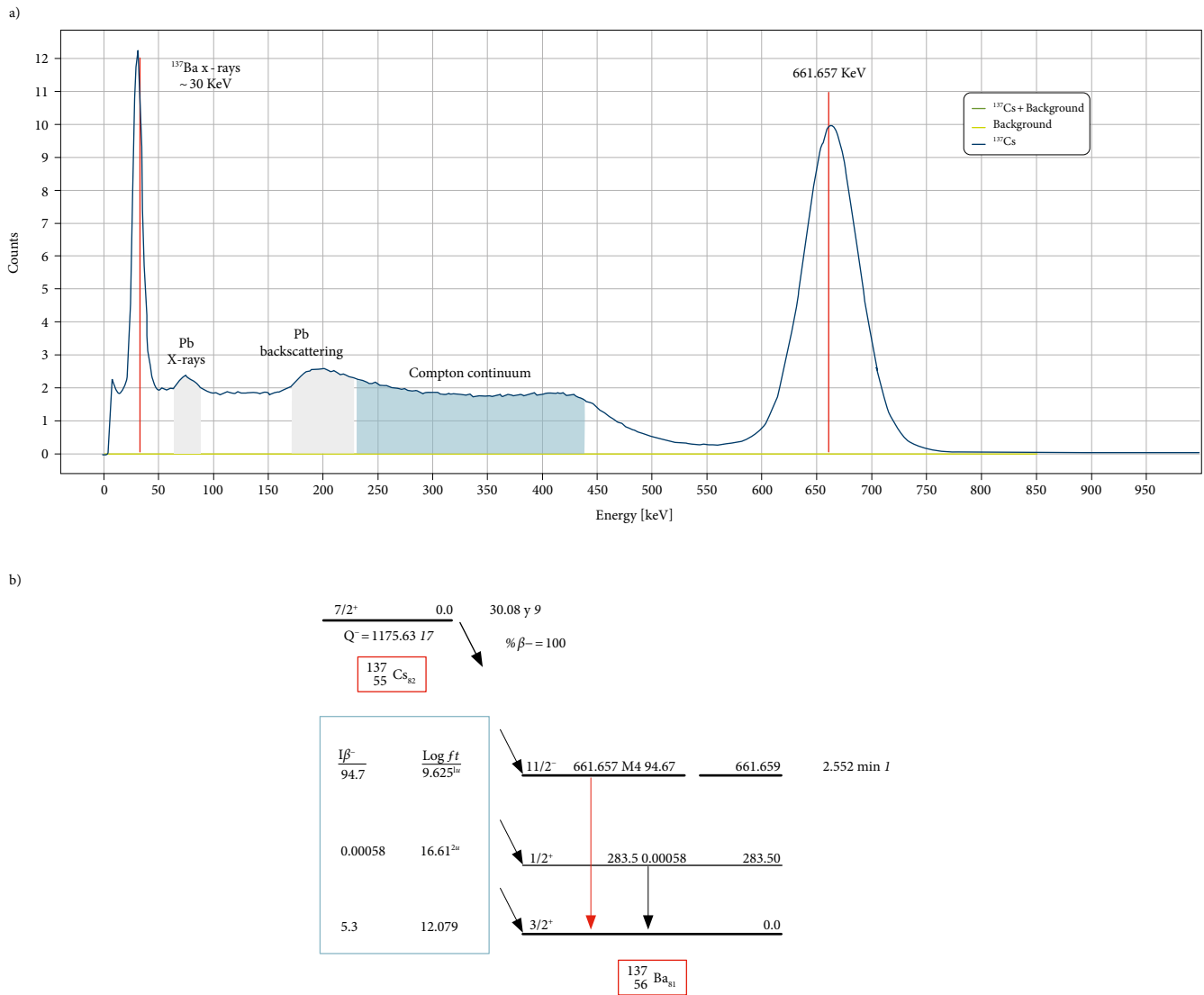
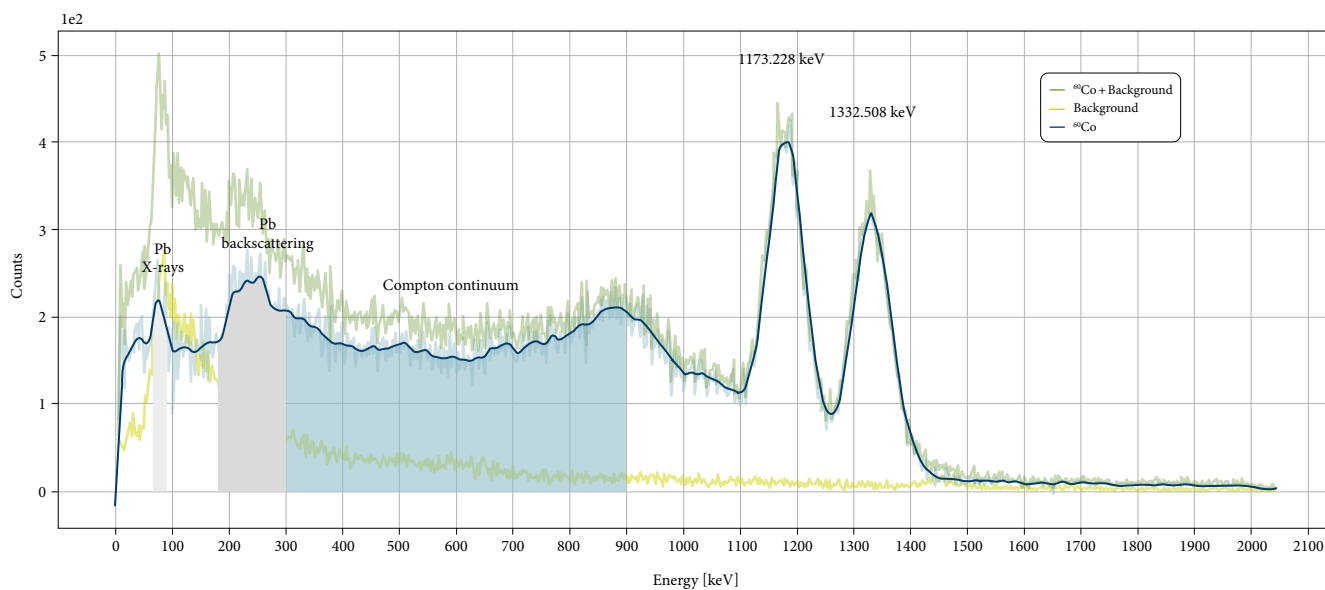


Figure 8. Upper: ^{137}Cs spectrum. Bottom: Decay diagram. Taken from NNDC [11]

a)



b)

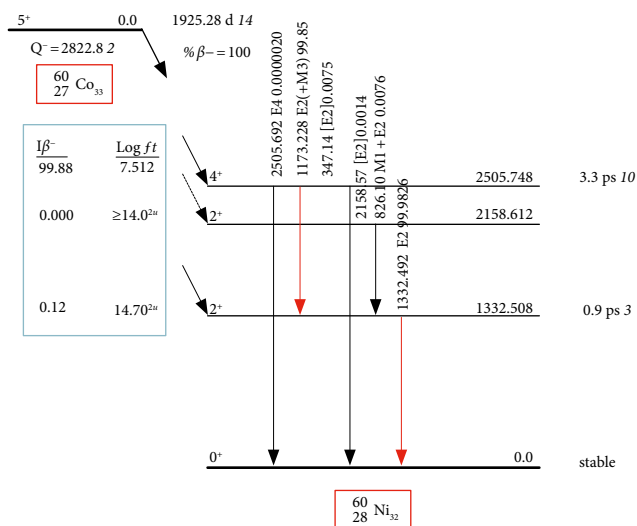
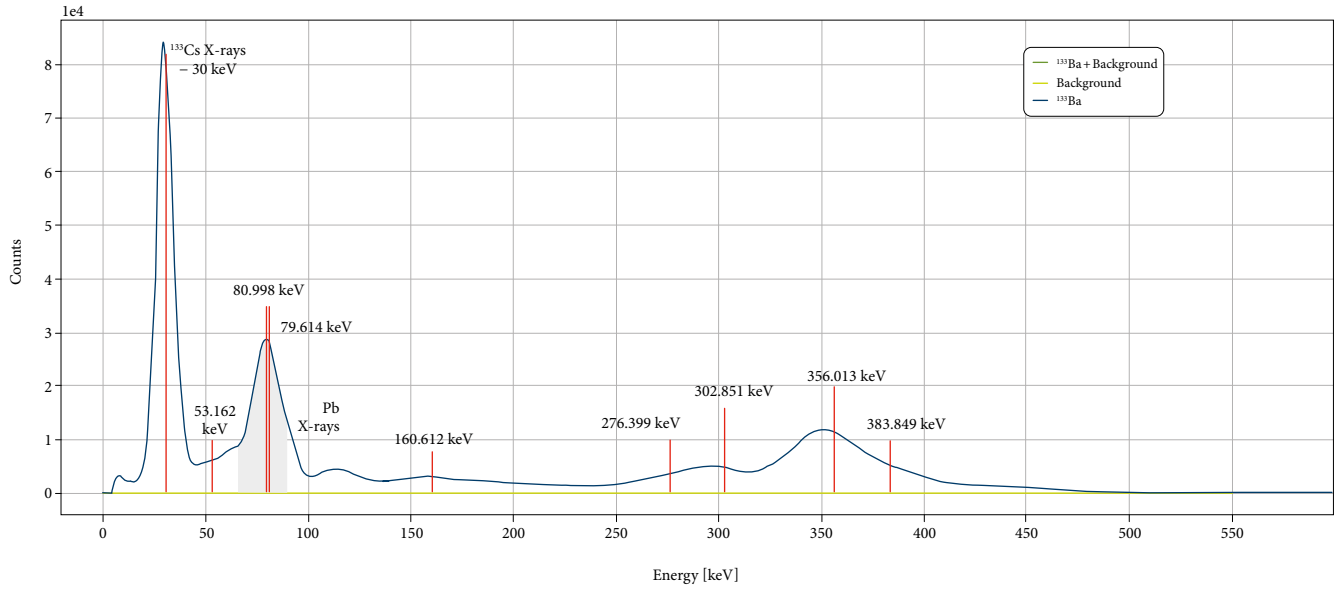


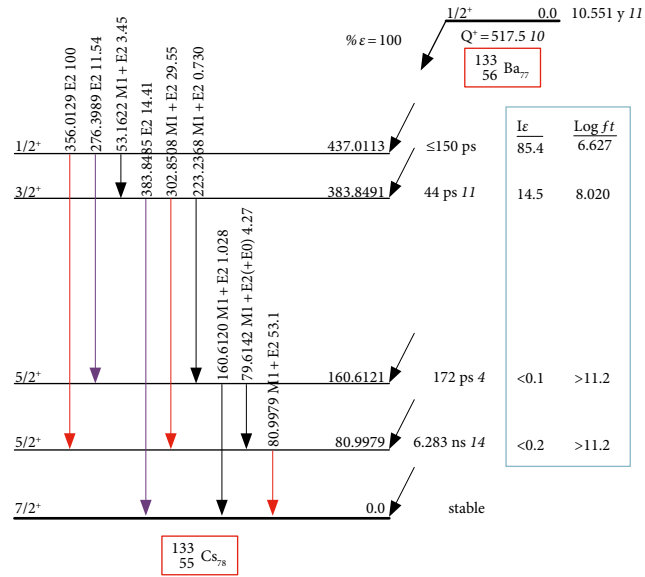
Figure 9. a) ^{60}Co spectrum. b) Decay diagram

Source: Taken from NNDC [11].

a)



b)


 Figure 10. a) ^{133}Ba spectrum. b) Decay diagram. Taken from NNDC [11]

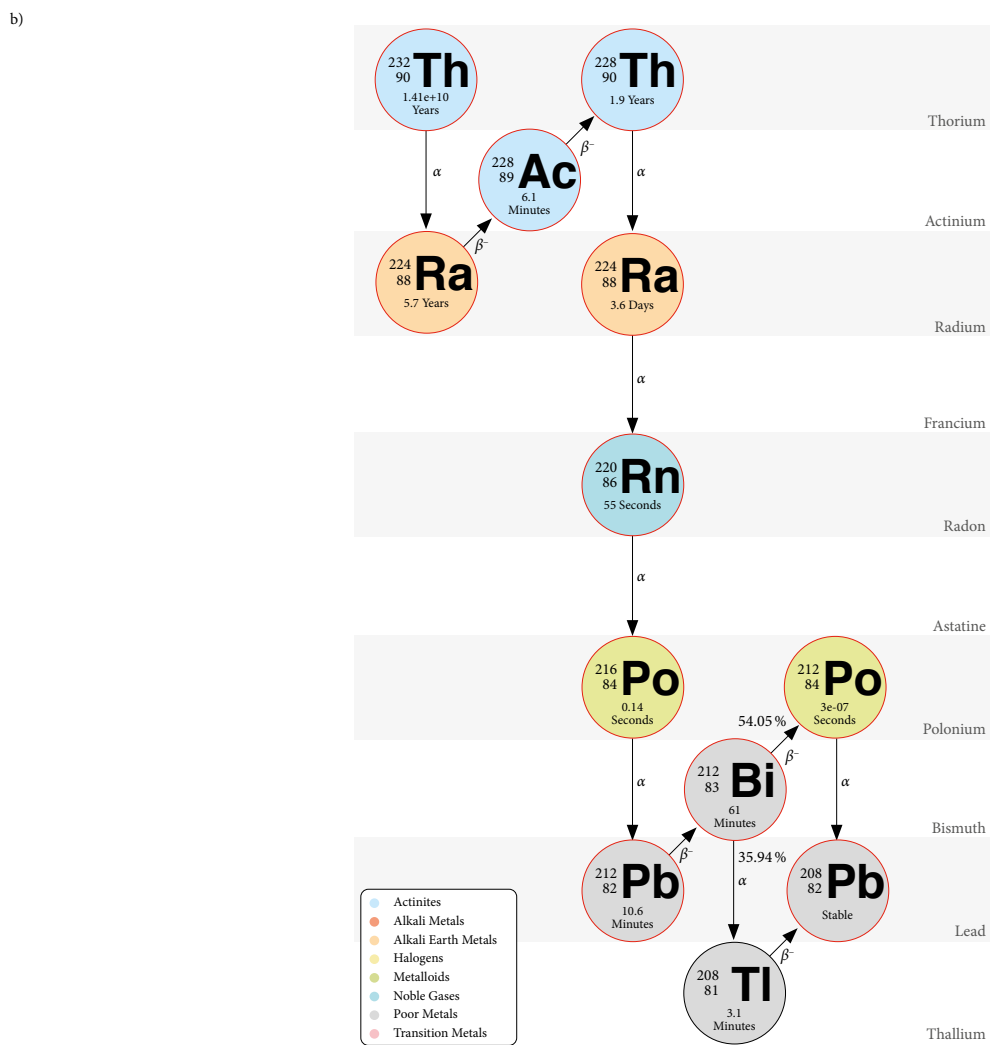
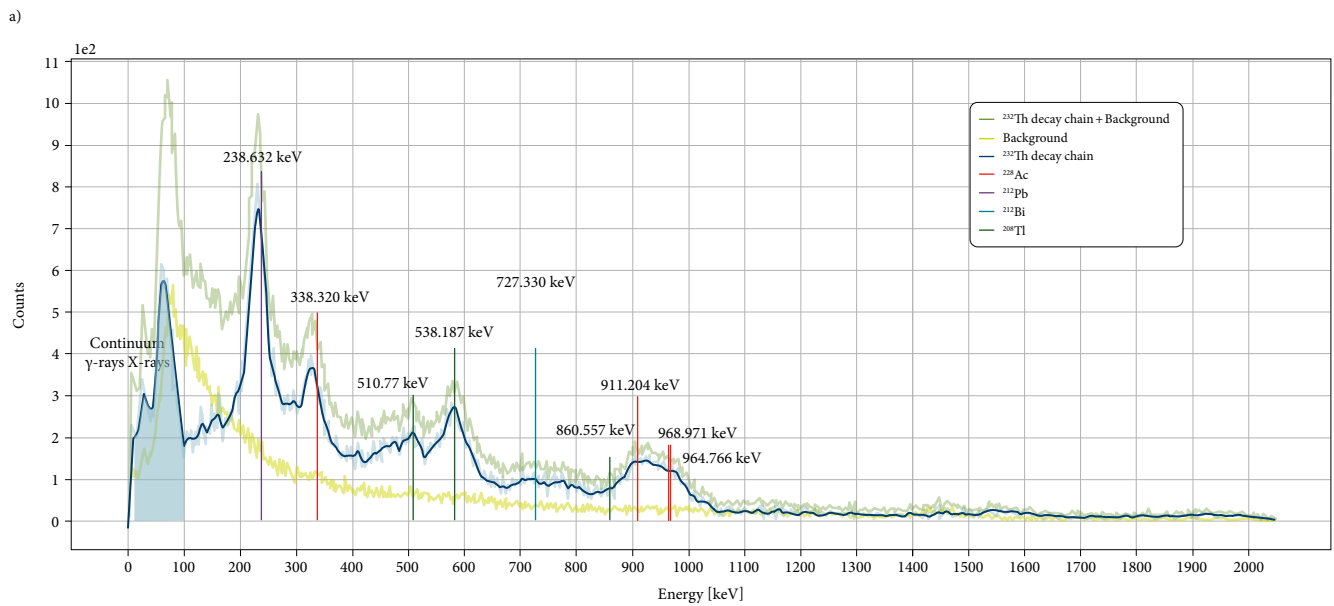
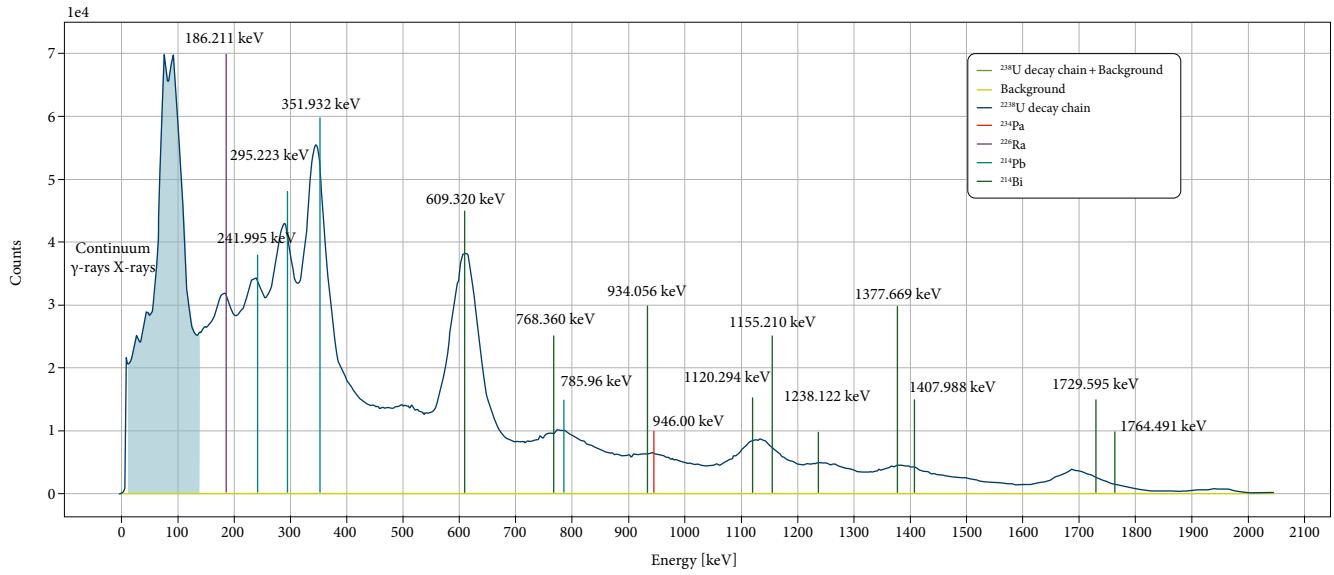


Figure 11. a) ^{232}Th decay chain spectrum. b) Decay chain. The most likely decay is shown in red
Source: Taken from Wikimedia Commons with license Creative Commons Attribution-Share Alike 3.0 Unported [26].

a)



b)

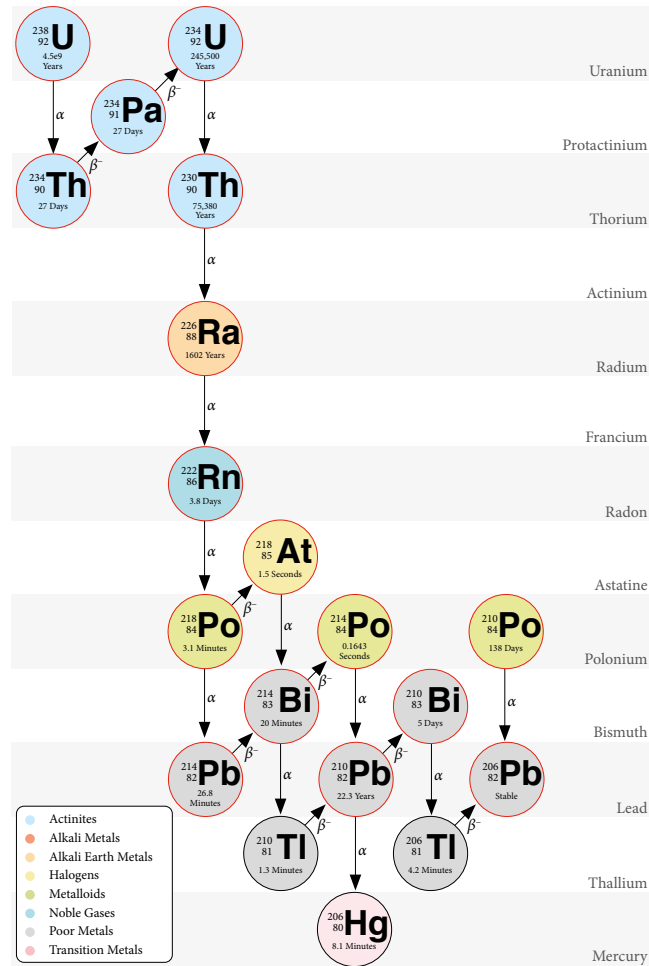


Figure 12. a) ^{238}U decay chain spectrum. b) Decay chain. The most likely decay is shown in red

Source: Taken from Wikimedia Commons with license Creative Commons Attribution-Share Alike 4.0 International [27].

4. Conclusions

The most significant electromagnetic energies of each sample were recognized according to nuclear structure databases, and their corresponding emitting isotopes were identified, which allowed the estimation of the concentrations of each isotope. In the spectra, apart from the gamma emissions, it is possible to observe other phenomena related to transitions in electronic orbitals and

radiation-matter interactions, such as the Compton effect, positron-electron annihilation and backscattering with the shielding of lead.

The characterization of the instrument in terms of calibration and efficiency calculation allowed the identification of the most significant energies and estimation of the radioactive activities of the identified isotopes in conjunction with the spectroscopic techniques of the tangent and reflection method. The methodology proposed can be generalized for similar experimental setups and analyses of gamma spectroscopy measurements.

These results would be improved with longer times of data collection on the order of hours and with an instrument of better resolution, such as high-purity germanium detectors (HPGe). However, this type of detector has a much lower efficiency, which requires even longer counting times. A more rigorous treatment of the spectra obtained for the determination of activities, possibly with the implementation of specialized software, would also improve the results. Some perspectives remain as well, such as the efficiency calculation of nonpunctual samples where the same procedure must be followed but with changes in the mathematical expressions of the solid angle and mean distance of gamma ray paths. Another aspect to focus on is the estimation of the concentration of a given isotope in samples subjected to this experimental procedure. The general aspects of the methodology can be followed and reproduced to improve the calculations for different radioactive samples and instruments.

5. Acknowledgements

We thank Professor Gloria María Díaz Londoño of the Universidad Nacional de Colombia, Medellín, for advising us and providing us with the necessary equipment for this project. We thank the professors Oscar Luis Arnache Olmos and

Alejandro Vélez Zea for helping us contact her and for their guidance during the development of the project.

References

- [1] K. S. Krane, *Introductory nuclear physics*. New York, NY: Wiley, 1988.
- [2] S. G. Prussin, *Nuclear physics for applications: a model approach*. Wiley-VCH, 2007.
- [3] G. F. Knoll, *Radiation detection and measurement*, 2nd ed. Wiley New York, 1989.
- [4] N. Tsoufanidis, *Measurement and detection of radiation*, 4th edition. Boca Raton, FL: CRC Press, 2015.
- [5] S. Tavernier, *Experimental Techniques in Nuclear and Particle Physics*. Berlin, Germany: Springer, 2010. <https://doi.org/10.1007/978-3-642-00829-0>
- [6] E. V. Sayre, "Methods and Applications of Activation Analysis", *Annual Review of Nuclear Science*, vol. 13, no. 1, pp. 145-162, 1963, <https://doi.org/10.1146/annurev.ns.13.120163.001045>
- [7] M. Moussa, "Gamma-ray spectrometry: a new tool for exploring archaeological sites; a case study from East Sinai, Egypt", *Journal of Applied Geophysics*, vol. 48, no. 3, pp. 137-142, 2001, [https://doi.org/10.1016/S0926-9851\(01\)00077-5](https://doi.org/10.1016/S0926-9851(01)00077-5)
- [8] J. Sanjurjo-Sánchez, C. Arce Chamorro, C. Alves, J. C. Sánchez-Pardo, R. Blanco-Rotea, and J. M. Costa-García, "Using in situ gamma ray spectrometry (GRS) exploration of buried archaeological structures: A case study from NW Spain", *Journal of Cultural Heritage*, vol. 34, pp. 247-254, 2018, <https://doi.org/10.1016/j.culher.2018.05.004>
- [9] P. B. Siegel, "Gamma spectroscopy of environmental samples", *American Journal of Physics*, vol. 81, no. 5, pp. 381-388, 2013, <https://doi.org/10.1119/1.4793595>
- [10] E. B. Norman, "Nuclear Forensics using Gamma-ray Spectroscopy", *EPJ Web Conf.*, vol. 123, p. 04001, 2016, <https://doi.org/10.1051/epjconf/201612304001>
- [11] *National Nuclear Data Center*. <https://www.nndc.bnl.gov/>
- [12] *International Atomic Energy Agency Nuclear Data Services*. <https://www-nds.iaea.org/>
- [13] *Laboratoire National Henri Becquerel Atomic and Nuclear data*. <http://www.lnhb.fr/nuclear-data/module-lara/>

- [14] D. M. M. Olivares, E. S. Koch, M. V. M. Guevara, and F. G. Velasco, "Determination of uranium and thorium using gamma spectrometry: a pilot study", *Journal of Physics: Conference Series*, vol. 975, p. 012035, Mar. 2018, <https://doi.org/10.1088/1742-6596/975/1/012035>
- [15] M. Długosz-Lisiecka, "Comparison of two spectrometric counting modes for fast analysis of selected radionuclides activity", *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, vol. 309, pp. 941-945, 2016, <https://doi.org/10.1007/s10967-015-4688-y>
- [16] G. Gilmore, "Practical Gamma-Ray Spectrometry", 2nd Edition, Wiley-VCH Verlag, Weinheim, Germany, 2008.
- [17] 02 Scintillation Detectors. Mirion Technologies (Cannberra) Inc., 2017. [Online]. https://mirion.s3.amazonaws.com/cms4_mirion/files/pdf/spec-sheets/csp0232_802_super_spec_2.pdf?1557861234
- [18] A. Kadum, and B. Dahmani, "Efficiency calculation of NaI(Tl) 2×2 well-shaped detector", *Instruments and Experimental Techniques*, vol. 58, pp. 429-434, 2015, <https://doi.org/10.1134/S0020441215030070>
- [19] I. Mouhti, A. Elanique, M. Y. Messous, B. Belhorma, and A. Benahmed, "Validation of a NaI(Tl) and LaBr₃(Ce) detector's models via measurements and Monte Carlo simulations", *Journal of Radiation Research and Applied Sciences*, vol. 11, no. 4, pp. 335-339, 2018, <https://doi.org/10.1016/j.jrras.2018.06.003>
- [20] S. Ahmadi, S. Ashrafi, and F. Yazdansetad, "A method to calculate the gamma ray detection efficiency of a cylindrical NaI (Tl) crystal", *Journal of Instrumentation*, vol. 13, no. 5, pp. P05019-P05019, May 2018, <https://doi.org/10.1088/1748-0221/13/05/p05019>
- [21] X-Ray Mass Attenuation Coefficients. <https://physics.nist.gov/PhysRefData/XrayMassCoef/tab3.html>
- [22] S. Sadasivan, and V. M. Raghunath, "Intensities of gamma rays in the ²³²Th decay chain", *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research*, vol. 196, no. 2, pp. 561-563, 1982, [https://doi.org/10.1016/0029-554X\(82\)90153-7](https://doi.org/10.1016/0029-554X(82)90153-7)
- [23] X-ray Transition Energies Database Main Page. <https://physics.nist.gov/PhysRefData/XrayTrans/Html/search.html>
- [24] M. L. Smith, L. Bignell, D. Alexiev, L. Mo, and J. Harrison, "Evaluation of lead shielding for a gamma-spectroscopy system", *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*, vol. 589, no. 2, pp. 275-279, 2008, <https://doi.org/10.1016/j.nima.2008.02.050>
- [25] T. C. O'Haver, *A Pragmatic Introduction to Signal Processing*. Kindle Direct Publishing, 2022.
- [26] https://commons.wikimedia.org/wiki/File:Decay_Chain_of_Thorium.svg
- [27] https://commons.wikimedia.org/wiki/File:Decay_Chain_of_Uranium-238.svg

Visualización interactiva de las importaciones de materiales radiactivos en Colombia de 2012 a 2022

Interactive display of imports of radioactive materials into Colombia from 2012 to 2022

Andrea Sánchez Galindo¹, Juan Guillermo Ramírez¹

Revista Investigaciones y Aplicaciones
Nucleares, 7, 2023
Recibido: 6 de diciembre de 2022
Aceptado: 13 de febrero de 2023
Publicado en línea: 15 de marzo de 2023
DOI: <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.7.2023.687>



Esta obra está bajo licencia internacional
Creative Commons Reconocimiento 4.0.

Citación: A. Sánchez y J. G. Ramírez, “Visualización interactiva de las importaciones de materiales radiactivos en Colombia de 2012 a 2022”, *Revista de Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*, n.º 7, 2023. <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.7.2023.687>

Resumen

Se implementó un proceso KDD, con analítica descriptiva en la etapa de minería de datos, para desarrollar una visualización interactiva del comportamiento de las importaciones de materiales radiactivos en Colombia desde enero 2012 hasta septiembre de 2022, utilizando las herramientas de software KNIME y Power BI. En los microdatos de las declaraciones de importación presentadas a la Dirección de Impuestos y Aduanas Nacionales (DIAN), puestos a disposición por el Departamento Administrativo Nacional de Estadística (DANE), mediante la clasificación arancelaria se identificaron las importaciones que corresponden a materiales radiactivos. Se representó gráficamente su comportamiento en términos del total del valor FOB de las mercancías (miles de USD), con segmentación de datos y filtros correspondientes a la fecha del proceso, el total del peso neto (kg), la clasificación arancelaria y el importador; además, se incluyeron objetos gráficos para segmentar los datos según el departamento de destino, la ciudad de ingreso y los países de compra y procedencia de las mercancías. Se determinó que las importaciones colombianas de materiales radiactivos en valores FOB, desde enero de 2012 hasta septiembre de 2022, fueron de 60914984 dólares, correspondientes al 0,011 % del total de las importaciones.

Palabras clave: Analítica descriptiva, minería de datos, proceso KDD, declaraciones de importación, clasificación arancelaria.

Abstract

A KDD process was implemented, with descriptive analytics in the data mining step, to develop an interactive visualization with the behavior of imports of radioactive materials in Colombia from January 2012 to September 2022, using the Knime and Power BI software

¹ Servicio Geológico Colombiano. Grupo de Investigación de Asuntos Nucleares, Bogotá, Colombia.
Autor de correspondencia: Andrea Sánchez Galindo, asanchezg@sgc.gov.co

tools. In the microdata of import declarations to Dirección de Impuestos y Aduanas Nacionales (DIAN), made available by the Departamento Administrativo Nacional de Estadística (DANE), imports corresponding to radioactive materials were identified by tariff classification. Its behavior was graphically represented in terms of the total FOB value of the goods (thousands dollars) with data segmentation and filters for the process date, total net weight (kg), tariff classification and importer; in addition, graphic objects were included to segment the data according to the department of destination, the city of entry and the countries of purchase and origin of the goods. It was determined that Colombian imports of radioactive materials in FOB values from January 2012 to September 2022 were 60914984 dollars, corresponding to 0.011 % of total imports.

Keywords: Descriptive analytics, data mining, KDD process, import declarations, tariff classification.

1. Introducción

Colombia es un país que no tiene desarrollada la industria nuclear, pues en cuanto a producción de radio-núclidos únicamente se cuenta con ciclotrones. No obstante, en el país existe una alta demanda de materiales radiactivos, sobre todo de uso médico, por ser estos de corto periodo de semidesintegración y por el creciente número de servicios de medicina nuclear y radiofarmacias, que, con corte al 24 de noviembre de 2022, asciende a 117 instalaciones autorizadas [1]. Recientemente, la Asociación Colombiana de Medicina Nuclear y la Asociación Colombiana de Física Médica generaron alertas referentes al riesgo de desabastecimiento de radiofármacos utilizados en el diagnóstico y el tratamiento del cáncer, a partir de lo cual se infirió que “el país necesita un reactor que cuente con la potencia para desarrollar isótopos con fines médicos. Para esto es clave implementar una ley de seguridad nuclear y protección radiológica [2]”. En este estudio no se pretende ahondar en la discusión frente al posible riesgo de desabastecimiento, sino generar una herramienta de visualización que permita obtener información útil para los análisis económicos que puedan surgir en lo relativo al desarrollo nuclear del país y para la toma de decisiones por las partes interesadas; de modo específico se cuantificaron las importaciones colombianas de materiales radiactivos en cifras monetarias.

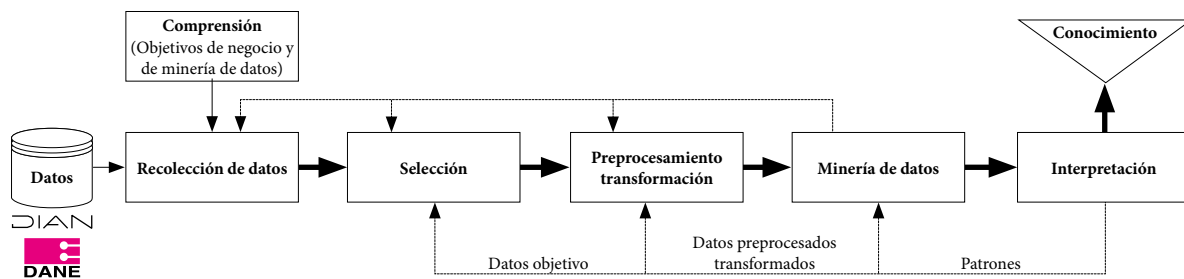
Para tal fin se implementó un proceso de *knowledge discovery in databases* (KDD), conocido también como *descubrimiento de conocimiento en bases de datos*, contemplando en la fase de minería de datos técnicas de analítica descrip-

tiva para representar la evolución de la importación de los materiales radiactivos en Colombia. Para esto se utilizaron datos libres puestos a disposición por el Departamento Administrativo Nacional de Estadística y correspondientes a las declaraciones de importación ante la Dirección de Impuestos y Aduanas Nacionales desde el 2012 hasta el 2022.

2. Materiales y método

Se aplicó el proceso de descubrimiento de conocimiento en bases de datos. El KDD es básicamente un proceso automático en el que se combinan descubrimiento y análisis, y consiste en extraer patrones a partir de los datos, para que el usuario los analice [3]. Se planteó el proceso para generar información sobre la importación de los materiales radiactivos en Colombia, a partir de los datos contenidos en las declaraciones de importación presentadas a la Dirección de Impuestos y Aduanas Nacionales.

En la figura 1 se muestra las etapas que componen el proceso KDD. Si bien se ilustró el KDD como un proceso con un inicio y un fin, al igual que otras metodologías utilizadas en trabajos de minería de datos, es un proceso cíclico que puede dar lugar a varias iteraciones en sus diferentes etapas, dependiendo de los resultados obtenidos o del alcance de los proyectos. Considerando que no se encontró información publicada referente a la importación de materiales radiactivos en Colombia, esta investigación contempló la estructura subyacente de los datos mediante técnicas de analítica descriptiva con objetos gráficos; sin embargo, con la información que se generó, en futuros desarrollos es posible

**Figura 1.** Etapas del proceso KDD.

Fuente: Adaptado de [3]

abordar el mismo proceso, pero contemplando en la etapa de minería de datos el uso de técnicas predictivas.

2.1. Recolección de datos

La recolección de datos se fundamentó en la obtención de una fuente de datos abiertos, de forma tal que no se tuvieran sesgos o restricciones comerciales en la publicación de la información obtenida. La primera fuente consultada para la recolección de datos fue la DIAN, que en su página web publica las declaraciones de importación y exportación de bienes realizadas en Colombia; no obstante, esta información no cuenta con validación estadística ni se encuentra actualizada, pues los últimos registros datan del 2020. Por tanto, se optó por los microdatos reportados al DANE en las estadísticas mensuales de importaciones al territorio nacional, institución que, a partir de los registros administrativos correspondientes a las declaraciones de importación electrónicas

la DIAN, realiza procesos de validación y difusión [4]. Se observó que las estadísticas de importaciones a Colombia reportadas por el DANE tienen una actualización más periódica que las publicadas por la DIAN, y un retraso de solo tres meses.

2.2. Selección de datos

Para este estudio se seleccionaron los microdatos disponibles por el DANE bajo el título “Colombia, estadísticas de importaciones, Impo. 2012 a 2022” [5]. En un conjunto de datos se consolidaron los reportes mensuales disponibles entre enero de 2012 y septiembre de 2022. Sus características se resumen en la tabla 1.

En la tabla 2 se resumieron las principales características de las 44 variables disponibles en el conjunto de datos; además, en cada variable se indicó si es incluida en la primera iteración durante la etapa de preprocesamiento.

Tabla 1. Características de los datos empleados

Característica	Descripción
Ventana de observación	Enero de 2012 a septiembre de 2022
Tipo de archivo	CSV
Cantidad de archivos	129 (un archivo por mes)
Total, de registros o tuplas	33707447
Cantidad de atributos o variables	44
Tamaño total	7,7 GB

Tabla 2. Descripción de variables

ID	Nombre	Etiqueta	Tipo	Formato	Incluida
V384	FECH	Fecha de proceso	Discreta	Númérico	Sí
V385	ADUA	Código de la aduana	Continua	Númérico	Sí
V428	PAISGEN	País de origen	Discreta	Cadena de texto	Sí
V429	PAISPRO	País de procedencia	Discreta	Cadena de texto	Sí
V430	PAISCOM	País de compra	Discreta	Cadena de texto	Sí
V389	DEPTODES	Departamento de destino	Discreta	Númérico	Sí

ID	Nombre	Etiqueta	Tipo	Formato	Incluida
V390	VIATRANS	Código de la vía de transporte	Discreta	Númerico	Sí
V434	BANDERA	Bandera	Discreta	Cadena de texto	No
V392	RÉGIMEN	Código de régimen	Discreta	Cadena de texto	No
V433	ACUERDO	Código del acuerdo	Discreta	Cadena de texto	No
V394	PBK	Peso bruto en kilos	Continua	Númerico	Sí
V395	PNK	Peso neto en kilos	Continua	Númerico	Sí
V396	CANU	Cantidad de unidades	Continua	Númerico	Sí
V397	CODA	Código de unidad	Discreta	Cadena de texto	Sí
V398	NABAN	Posición arancelaria	Continua	Númerico	Sí
V399	VAFODO	Valor FOB de la mercancía en dólares	Continua	Númerico	Sí
V400	FLETE	Fletes	Continua	Númerico	Sí
V401	VACID	Valor CIF de la mercancía en dólares	Continua	Númerico	Sí
V402	VACIP	Valor CIF de la mercancía en pesos	Continua	Númerico	Sí
V403	IMP1	Impuesto a las ventas	Continua	Númerico	Sí
V404	OTDER	Otros derechos	Discreta	Númerico	No
V405	CLASE	Clase de importador	Discreta	Cadena de texto	Sí
V406	CUIDAIMP	Ciudad del importador	Continua	Númerico	No
V407	CUIDAEXP	Ciudad del exportador	Discreta	Cadena de texto	No
V408	ACTECON	Actividad económica	Continua	Númerico	Sí
V409	CODADAD	Código administración de aduana	Continua	Númerico	No
V410	VADUA	Valor aduana	Continua	Númerico	No
V411	VRAJUS	Valor ajuste	Continua	Númerico	No
V412	BASEIVA	Base IVA	Continua	Númerico	No
V413	OTROSP	Porcentaje otros	Discreta	Númerico	No
V414	OTROSBASE	Base otros	Discreta	Númerico	No
V415	TOTALIVAYO	Total IVA y otros gastos	Continua	Númerico	Sí
V416	SEGUROS	Seguros	Continua	Númerico	Sí
V417	OTROSG	Otros gastos	Continua	Númerico	No
V418	LUIN	Lugar de ingreso	Discreta	Cadena de texto	No
V419	CODLUIN	Código lugar de ingreso	Discreta	Cadena de texto	Sí
V420	DEPIM	Departamento del importador	Continua	Númerico	No
V431	COPAEX	Código del país del exportador	Discreta	Cadena de texto	No
V422	TIPOIM	Tipo de importación	Continua	Númerico	No
V423	PORARA	Porcentaje de arancel	Continua	Númerico	Sí
V432	NIT	Número de identificación tributaria	Discreta	Cadena de texto	Sí
V425	DIGV	Dígito de verificación	Discreta	Númerico	Sí
V426	RZIMPO	Razón social del importador	Discreta	Cadena de texto	Sí
V427	DEREL	Derechos arancelarios	Continua	Númerico	No

Fuente: [4].

Se observó que la descripción de la mercancía sujeta a registro en la casilla 99 de las declaraciones de importación no se encuentra en las variables disponibles en los microdatos; no obstante, está disponible la variable NABAN, que corresponde a la posición arancelaria de las mercancías importadas. La posición arancelaria permite caracterizar un producto en un sistema ordenado de descripción y codificación, basado en el sistema armonizado (SA) desarrollado por la Organización Mundial de Aduanas (OMA) [6]. Por tanto, se seleccionó la variable NABAN como variable clave para clasificar los materiales radiactivos del resto de las mercancías.

Para tal fin, se tuvo en cuenta que los materiales radiactivos hacen parte de las mercancías que se encuentran sometidas al cumplimiento de requisitos, permisos o autorizaciones previos a la importación, para el trámite del registro o de la licencia de importación exigido por la autoridad reguladora en la materia, según la normativa vigente [7], [8]. En el anexo 19 de la Circular 18 de 2020 (y su modificación), emitida por la Dirección de Comercio Exterior del Ministerio de Comercio, Industria y Turismo, se encuentran las subpartidas arancelarias que amparan materiales nucleares y radiactivos sujetos a control por el Ministerio de Minas y Energía, o quien

este delegue en virtud de lo consagrado en el Decreto 381 de 2012, modificado por el Decreto 1617 de 2013, la Resolución 40223 de 2022 del Ministerio de Minas y Energía, o aquellas normas que las modifiquen, adicionen o sustituyan [9], [10]. Algunas de las subpartidas arancelarias listadas en el documento, además de codificar mercancías con materiales radiactivos, clasifican otro tipo de mercancías; por ejemplo, la 8531100000 para avisadores eléctricos de protección contra robo o incendio y otros aparatos similares, bajo la cual se importan aquellos avisadores sujetos a regulación, por contener alarmas de ionización, cuyo principio de funcionamiento se basa en el uso de fuentes radiactivas; también codifica los avisadores con otro tipo de tecnología no sujeta a regulación. Por lo tanto, se incluyeron solo las subpartidas o posiciones arancelarias exclusivas para la clasificación de materiales nucleares y radiactivos, lo cual conduce a que las cifras estén subestimadas; no obstante, se tiene como precedente que las mercancías con materiales radiactivos que ingresan por dichas posiciones arancelarias contienen mínimas cantidades, que suelen ser exentas de regulación. En la tabla 3 se resumieron las subpar-

tidas arancelarias que fueron empleadas para clasificar los materiales radiactivos de las otras mercancías.

2.3. Preprocesamiento y transformación de datos

Teniendo en cuenta que los microdatos divulgados por el DANE no se encuentran disponibles para extraerlos por medio de un API, se descargó el archivo comprimido correspondiente a cada uno de los años, que contienen los reportes mensuales. Luego se descomprimieron y guardaron en disco los reportes mensuales en archivos del tipo CSV. En esta etapa se utilizó la herramienta de extracción, transformación y carga de datos (ETL, por sus siglas en inglés) KNIME.

Durante la carga de datos se identificó que algunos reportes no contienen la última variable y que el separador utilizado no es el mismo en todos los archivos; esta situación fue considerada en la carga de los archivos para evitar errores o pérdida de información. Además, no fue necesario realizar tareas de limpieza de datos, teniendo en cuenta que con antelación a la divulgación, el DANE realiza procesos de validación de la información.

Tabla 3. Subpartidas arancelarias seleccionadas

Subpartida arancelaria	Descripción	Control ^b
2612.10.00.00	Minerales de uranio y sus concentrados.	LIMR o VB
2612.20.00.00	Minerales de torio y sus concentrados.	LIMR o VB
2844.10.00.00	Uranio natural y sus compuestos; aleaciones, dispersiones (incluido el cermet), productos cerámicos y mezclas, que contengan uranio natural o compuestos de uranio natural.	LIMR o VB
2844.20.00.00	Uranio enriquecido en U-235 y sus compuestos; plutonio y sus compuestos; aleaciones, dispersiones (incluido el cermet), productos cerámicos y mezclas, que contengan uranio enriquecido en U-235, plutonio o compuestos de estos productos.	LIMR o VB
2844.30.00.00	Uranio empobrecido en U-235 y sus compuestos; torio y sus compuestos; aleaciones, dispersiones (incluido el cermet), productos cerámicos y mezclas, que contengan uranio empobrecido en U-235, torio o compuestos de estos productos.	P. I.
2844.41.00.00	Elementos e isótopos y compuestos, radiactivos, excepto los de las subpartidas 2844.10, 2844.20 o 2844.30; aleaciones, dispersiones (incluido el cermet), productos cerámicos y mezclas, que contengan estos elementos, isótopos o compuestos; residuos radiactivos.	LIMR o VB
2844.40.90.00 ^a	Tritio y sus compuestos; aleaciones, dispersiones (incluido el cermet) productos cerámicos y mezclas, que contengan tritio o sus compuestos.	LIMR o VB
2844.42.00.00	Actinio-225, actinio-227, californio-253, curio-240, curio-241, curio-242, curio-243, curio-244, einstenio-253, einstenio-254, gadolinio-148, polonio-208, polonio-209, polonio-210, radio-223, uranio-230, o uranio-232, y sus compuestos; aleaciones, dispersiones (incluido el cermet), productos cerámicos y mezclas, que contengan estos elementos o compuestos.	LIMR o VB
2844.40.90.00 ^a	Los demás, elementos e isótopos y compuestos, radiactivos, aleaciones, dispersiones (incluido el cermet), productos cerámicos y mezclas, que contengan estos elementos, isótopos y compuestos.	LIMR o VB
2844.44.00.00	Residuos radiactivos.	P. I.
2844.40.10.00 ^a	Elementos combustibles (cartuchos) agotados (irradiados) de reactores nucleares.	P. I.
2844.50.00.00	Los demás isótopos, excepto los de la partida 28.44; sus compuestos inorgánicos u orgánicos, aunque no sean de constitución química definida.	LIMR o VB
2845.90.00.00		

^a Subpartida utilizada antes del 2022 [11]. ^b Se utilizan las mismas abreviaturas de la fuente.

LIMR: licencia de importación de materiales radiactivos. VB: visto bueno ante la VUCE. P. I.: prohibida la importación.

Fuentes: [9] y [10]

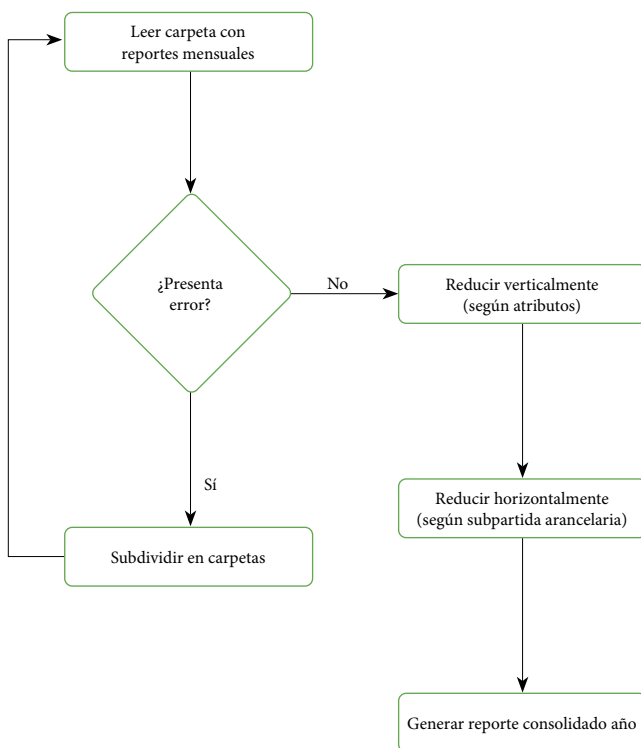


Figura 2. Actividades de preparación de datos

El esquema de trabajo propuesto para cargar los archivos o reportes mensuales se presenta en la figura 2. Se observó reducción vertical por eliminación de atributos que no son de objeto de estudio o que se consideraron insignificantes o redundantes, reducción horizontal por la clasificación de los materiales radiactivos de las otras mercancías, y, por último, consolidación en un solo archivo o consolidado anual.

Se implementó un flujo de tareas en Knime, cuyos nodos principales se presentan en la figura 3. El flujo se ejecutó en cada una de las carpetas por año. Nótese que del nodo *Column filter* se alimentan los nodos tipo *Row filter*, uno por cada una de las posiciones arancelarias listadas en la tabla 3.

Una vez se contó con los reportes anuales correspondientes a las mercancías clasificadas como *materiales radiactivos*, se implementó en Knime un flujo más simple para consolidarlas en un solo archivo para la ventana de observación de 2012 a 2022.

Por otra parte, considerando que se pretende obtener información acerca de la participación de los materiales radiactivos en las importaciones totales, se implementó un

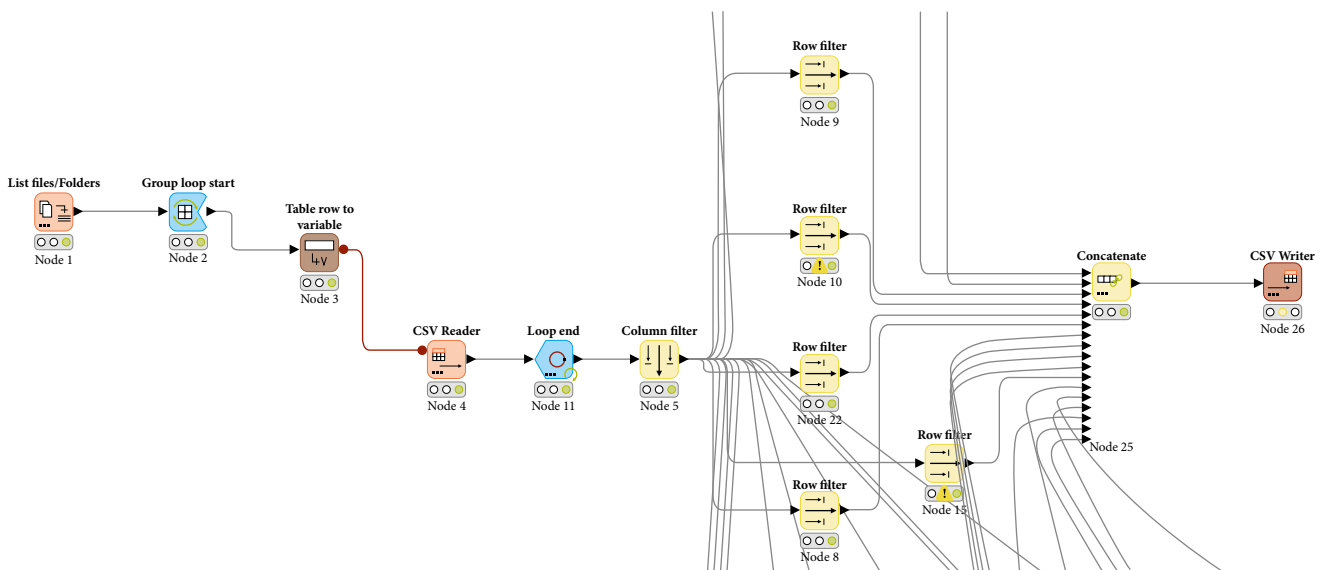


Figura 3. Implementación de flujo de trabajo En Knime para la preparación de los datos

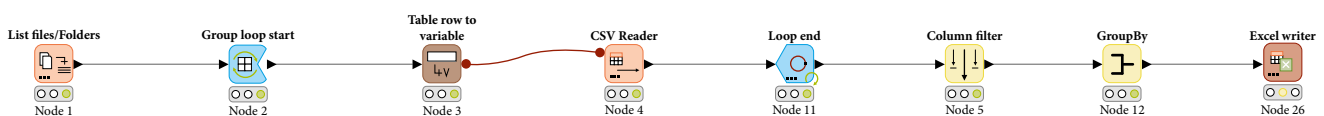


Figura 4. Implementación de flujo de trabajo en Knime para la transformación de los datos

Tabla 4. Características de los datos preprocesados y transformados

Característica	Datos preprocesados	Datos transformados
Ventana de observación	Enero de 2012 a septiembre de 2022	Enero de 2012 a septiembre de 2022
Tipo de archivo	CSV	CSV
Cantidad de atributos o variables	26	27
Cantidad de archivos	11 (un archivo por año)	1 (ventana de observación)
Total de registros o tuplas	12549	12560
Tamaño total	2,2 MB	2,6 MB

flujo de trabajo adicional para generar un reporte con registros anuales del total del valor de las otras mercancías importadas, que se consolidó con el reporte de radiactivos, y se incluyó una variable ficticia que permite su diferenciación (véase la figura 4).

El resultado de las tareas de preprocesamiento y transformación de los datos se resume en la tabla 4.

2.4. Minería de datos

En la etapa de minería de datos se genera conocimiento a partir de los datos previamente preprocesados y transformados. De acuerdo con el alcance del estudio, en esta etapa se emplearon métodos descriptivos. Se realizó un análisis exploratorio de los datos (EDA, por sus siglas en inglés) para definir aquellas variables que resultaran determinantes para la generación de información; lo anterior, teniendo en cuenta que la reducción vertical realizada en la etapa de preprocesamiento se realizó de forma subjetiva a partir de la descripción de las variables, pero no de los datos. Luego, en la herramienta Power BI se cargaron los datos procesados y generar simultáneamente las visualizaciones que permiten obtener información a partir de ellos. En la figura 5 se presenta el flujograma de las actividades realizadas en esta etapa. Para definir si una variable categórica es de interés, se analizó el gráfico de distribución y se estableció como criterio de rechazo que más del 80 % de los datos se encuentren en una sola clase. En cuanto a las variables cuantitativas, se analizaron los datos mediante frecuencias medidas de tendencia central y dispersión, y además se tuvo en cuenta su evolución o comportamiento en el tiempo.

2.5. Interpretación

El EDA permitió focalizar el estudio en unas cuantas variables que contienen la información más relevante, para caracterizar las importaciones de materiales radiactivos al país, de forma tal que no se incluya información redundante o que

no contribuya al análisis. En la tabla 5 se resumieron los objetos visuales incluidos y las variables utilizadas para interpretar los resultados.

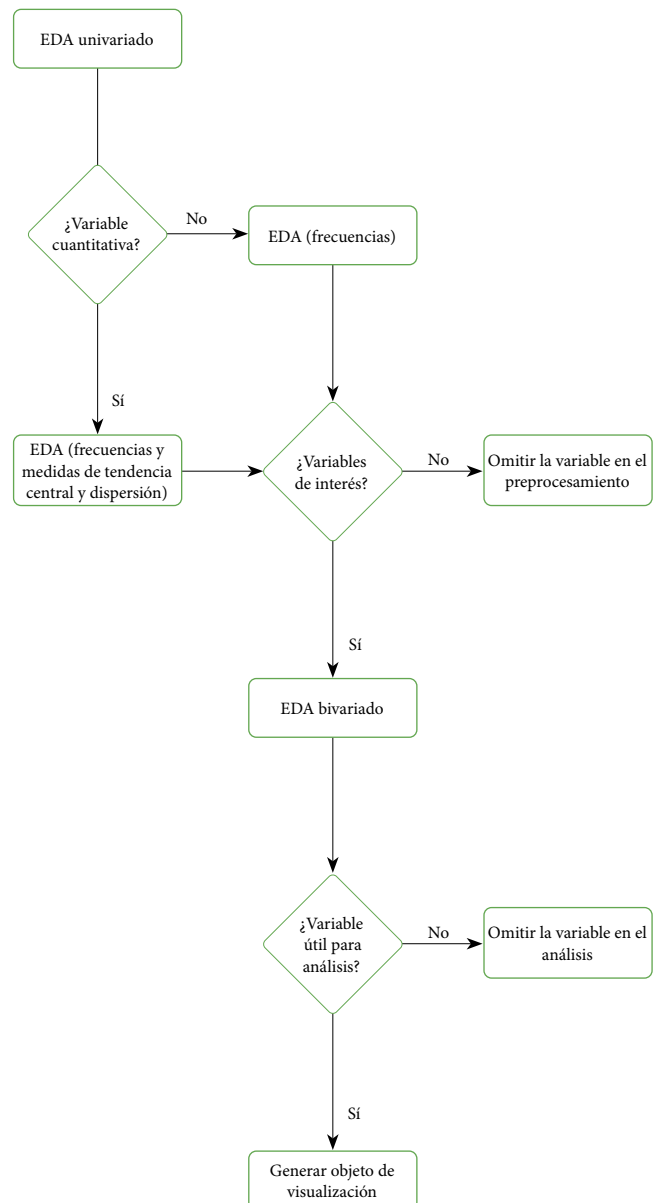
**Figura 5.** Actividades de minería de datos

Tabla 5. Objetos visuales

Objeto visual	Variables	Descripción
Segmentación de datos	FECH	Se extrae el año de la fecha del proceso de importación
Series de tiempo	VAFODO	Variable clave para representar las mercancías importadas en términos de su valor comercial. Valores en dólares de la mercancía. Se representa como el total en miles de dólares en la visualización (miles USD).
	PNK	Peso neto de las mercancías (kg)
	Fletes y otros gastos	Variable definida como la suma del valor de los fletes, seguros y otros gastos
Gráficos de distribución	NABAN	Variable clave para clasificar los datos de los materiales radiactivos
	CODLUIN	Ciudad de ingreso de las importaciones
	RZIMPO	Razón social del importador, variable para identificar los importadores más relevantes en el mercado de los materiales radiactivos
Mapa	DEPTODES	Departamento de destino
	PAISCOM	País de compra
	PAISPRO	País de procedencia

3. Resultados

La visualización interactiva se encuentra disponible para consulta en el siguiente enlace: bit.ly/3liVznw. La visualización permite generar información segregada de acuerdo con el interés del usuario. A continuación se presenta un resumen de la información obtenida.

3.1. Participación de los materiales radiactivos en las importaciones del país

Las importaciones colombianas de materiales radiactivos en valores FOB, desde enero de 2012 hasta septiembre de 2022, fueron de 60914984 dólares, correspondientes al 0,011% del total de las importaciones. En la tabla 6 se incluyó un conso-

lido anual de las importaciones en valores FOB, tanto de materiales radiactivos como del total de las mercancías; con esos valores se determinó la participación de este mercado.

3.2. Cantidades importadas según el peso neto

En términos del peso neto de las mercancías, las importaciones a Colombia de materiales radiactivos en el periodo de enero de 2012 a septiembre de 2022 fueron de 93591,05 kg. En la figura 6 se muestra la evolución anual de las cantidades importadas en términos del peso neto de las mercancías. Se observó que se han presentado dos periodos (2014-2016 y 2018-2020) con tendencia decreciente, que se corresponden con el comportamiento de las cantidades importadas en términos del valor FOB de las mercancías.

Tabla 6. Participación de los materiales radiactivos en el total de las importaciones

Año	Valor FOB de importaciones totales (miles USD)	Valor FOB de importaciones de materiales radiactivos (miles USD)	Participación de los materiales radiactivos
2012	56102148,1	6885,4	0,012 %
2013	56620327,2	4863,7	0,009 %
2014	61087815,1	6236,3	0,010 %
2015	51598040,0	5867,3	0,011 %
2016	42849436,1	4991,4	0,012 %
2017	43972262,9	5462,7	0,012 %
2018	48944671,4	6241,1	0,013 %
2019	50270764,7	5585,4	0,011 %
2020	41185406,5	4373,8	0,011 %
2021	56648799,0	5539,1	0,010 %
2022*	54690777,6	4868,9	0,009 %
Total	563970448,5	60915,0	0,011 %

* Enero a septiembre.

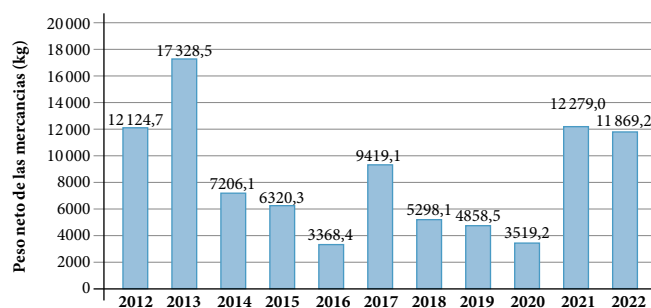


Figura 6. Evolución anual de las importaciones de materiales radiactivos, en términos del peso neto

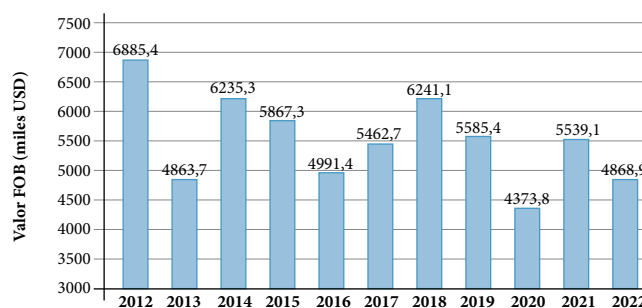


Figura 7. Evolución anual de las importaciones de materiales radiactivos, en términos del total del valor FOB de las mercancías y del valor promedio por peso neto

Al analizar de forma segregada los datos del peso neto de las mercancías importadas según el importador, se observó en algunos importadores un comportamiento atípico con respecto al valor de las mercancías. Por ejemplo, considerando los dos importadores más relevantes en toda la ventana de observación, hubo una disminución significativa a partir del 2014 que no se corresponde con las cantidades importadas según el valor de las mercancías, pues el valor más alto fue de 4779,14 kg en el 2013, pasando a 963,13 kg en 2014 y concluyendo en 2021 con 121,85 kg. De lo anterior se infirió que pudo presentarse, a partir del 2014, un cambio en la forma de declarar el peso de las mercancías por parte de los importadores; es posible que antes se estuviera considerando, además del peso de los materiales radiactivos, el peso del blindaje.

3.3. Evolución de la importación de materiales radiactivos

En la figura 7 se presenta con periodicidad anual la evolución del total de los materiales radiactivos importados en términos del valor FOB de las mercancías (miles de dólares) y en el eje secundario se compara con el valor promedio por peso neto de las mercancías (miles de dólares/kg). Se observó el impacto de la pandemia de covid-19 en la importación de materiales radiactivos, puesto que el 2020 fue el periodo con menores importaciones de materiales radiactivos en

términos del valor total de las mercancías (4,37 millones de dólares), en la ventana de observación del 2012 al 2022. Las cifras de importaciones colombianas de materiales radiactivos realizadas en el 2020 ratifican la información referente a que las medidas gubernamentales que se adoptaron para la prevención del covid-19 generaron principalmente afectación por limitación o restricción de operaciones [12].

Por otra parte, se observó el incremento de las importaciones en el 2021, lo cual puede ser indicio de que se ha superado la contingencia impuesta por la pandemia y que se están regularizando los precios de las mercancías y los costos asociados a la importación. Con el fin de proporcionar información más detallada, en la visualización interactiva se presenta un objeto gráfico que representa la evolución mostrada en la figura 7, con periodización anual y trimestral.

3.4. Principales importadores de materiales radiactivos

Se identificó cuáles son los principales importadores de materiales radiactivos, en función del total del valor FOB de las mercancías que han importado desde enero de 2012 hasta septiembre de 2022. En la tabla 7 se listó el *top 10* de los importadores de materiales radiactivos y el porcentaje de las importaciones con respecto al importador principal. Además, se incluyó una identificación correspondiente al uso principal dado a los materiales radiactivos importados.

Tabla 7. Principales importadores de materiales radiactivos

Razón social del importador	Valor FOB de radiactivos (miles USD)	Porcentaje respecto al principal	Uso
Comercializadora de Material Científico e Industrial S. A. S.	11474	100,0 %	Médico
Quirúrgicos Ltda.	11099	96,7 %	Médico
Selig de Colombia S. A.	9562	83,3 %	Médico
Bayer S. A.	3796	33,1 %	Médico
Isomedix Technology S. A. S.	3395	29,6 %	Médico
Schlumberger Surency S. A.	2905	25,3 %	Industrial
Weatherford Colombia Limited	1163	10,1 %	Industrial
Baker Hughes de Colombia	1021	8,9 %	Industrial
Importtrans Radiactivos Ltda.	865	7,5 %	Médico
Pharmanuclear S.A.S.	861	7,5 %	Médico

3.5. Cantidades importadas según posición arancelaria

Como se mencionó, la posición arancelaria fue el atributo utilizado para identificar las importaciones de materiales radiactivos en la totalidad de los registros. Aunque no fue posible tener una descripción completa de las mercancías, en la tabla 8 se listaron, por cada subpartida, las cantidades de materiales radiactivos importadas desde enero de 2012 hasta septiembre de 2022, en términos del total del valor FOB de las mercancías. Se observó que el 89,81 % de los materiales radiactivos importados son declarados en la posición arancelaria 2844409000, correspondiente a “los demás elementos e isótopos y compuestos radiactivos”. La subpartida en mención fue sustituida a partir del 2022 con la creación de las subpartidas 2844410000, 2844420000 y 2844430000 [10]. En la visualización interactiva se aprecia que a partir del 2022, la subpartida 2844409000 ya no es utilizada por los importadores para clasificar sus mercancías. Por otra parte, se determinó que en la posición arancelaria 2844401000, correspondiente a “residuos radiactivos”, y cuya importación se encuentra prohibida, se declaró la importación de mercancías en el segundo trimestre de 2012, segundo trimestre de 2017 y primer trimestre de 2018, por valor total de 92622 dólares; con los datos disponibles no fue posible corroborar

si las mercancías efectivamente son residuos radiactivos u otro tipo de mercancía que fue erróneamente clasificada en su posición arancelaria.

4. Conclusiones

Con un proceso de minería de datos fue posible procesar los microdatos dispuestos por el DANE, correspondientes a las declaraciones de importación ante la DIAN entre enero de 2012 y septiembre 2022, para generar información que revela cifras relacionadas con las importaciones de materiales radiactivos en Colombia. Se identificó que el atributo de la posición arancelaria “NABAN” es clave para clasificar los materiales radiactivos del resto de las mercancías, y de esta manera, generar información relacionada con su importación al país. La visualización interactiva desarrollada permite segmentar datos y obtener información según el interés propuesto; por ello, constituye una herramienta para la toma de decisiones por las partes interesadas, con base en la información, y, además, para verificar la efectividad de las medidas de control.

Con el precedente de que el proceso KDD es cíclico, la estrategia implementada puede ser utilizada para ampliar la

Tabla 8. Importación de materiales radiactivos según posición arancelaria

Posición arancelaria	Valor FOB de las mercancías (miles USD)	Porcentaje del total
2844409000	54710,3	89,81 %
2844430000	3743,8	6,15 %
2845900000	1907,4	3,13 %
2844420000	299,4	0,49 %
2844300000	142,4	0,23 %
2844401000	92,6	0,15 %
2844100000	15	0,02 %
2844410000	4	0,01 %

ventana de observación, teniendo en cuenta que los datos son permanentemente actualizados, y a la vez, incorporando fuentes de información o análisis provenientes del sector. Este flujo de trabajo podría ser ajustado con otra fuente de datos para generar información de la importación de materiales radiactivos de otros países, ya que la posición arancelaria es un estándar utilizado a nivel mundial para clasificar las mercancías; o con otro enfoque, modificando la posición arancelaria, podría generarse información para otros mercados. Además, con la información obtenida sería posible abordar en trabajos futuros otras técnicas de analítica avanzada, por ejemplo, mediante el análisis de series de tiempo para pronosticar la evolución del mercado.

Referencias

- [1] Servicio Geológico Colombiano. (2022). *Instalaciones autorizadas para el empleo de material radiactivo*. [En línea]. Disponible en <https://www2.sgc.gov.co/ProgramasDeInvestigacion/AsuntosNucleares/Documents/instalaciones-autorizadas/instalaciones-autorizadas-24-11-2022.pdf>
- [2] “Estas son las 13 ciudades en Colombia en las que se acabaron los radiofármacos para diagnosticar y tratar pacientes con cáncer”, *Revista Semana*, 23 de noviembre de 2022. Disponible en <https://www.semana.com/nacion/articulo/estas-son-las-13-ciudades-de-colombia-en-la-que-se-acabaron-los-radiofarmacos-para-diagnosticar-y-tratar-a-pacientes-con-cancer/202256/>
- [3] S. R. Timarán-Pereira, I. Hernández-Arteaga, S. J. Caicedo-Zambrano, A. Hidalgo-Troya y J. C. Alvarado-Pérez, “El proceso de descubrimiento de conocimiento en bases de datos”, *Ingenierías*, vol. 8, n.º 26, pp. 37-47, 2016.
- [4] Departamento Administrativo Nacional de Estadística (DANE), “Ficha metodológica de importaciones-IMPO”. Departamento Administrativo Nacional de Estadística, Dirección de Metodología y Producción Estadística, Equipo Técnico de Estadísticas de Importaciones, Colombia, 2015, p. 4. https://microdatos.dane.gov.co/catalog/473/download/10130/Ficha_metodologica_importaciones.pdf
- [5] Departamento Administrativo Nacional de Estadística. (2022). “Colombia: Estadísticas de Importaciones, IMPO, 2012 a 2022”. [Internet]. Disponible en https://microdatos.dane.gov.co/catalog/473/get_microdata
- [6] Procolombia. (2021). “¿Quiero conocer la posición arancelaria de mi producto?”. [Internet]. Disponible en <https://www.colombiatrade.com.co/preguntas-frecuentes/quiero-conocer-la-posicion-arancelaria-de-mi-producto>
- [7] Ministerio de Comercio, Industria y Turismo. (2020, sep. 3). “Circular 18 del 3 de septiembre de 2020: Requisitos, permisos y autorizaciones exigidos previamente a la presentación de las solicitudes de registro y de licencia de importación, por parte de las entidades que participan en la ventanilla única de comercio”. [En línea]. Disponible en <https://www.mincit.gov.co/getattachment/8fb2865c-8372-4527-a632-238b221ac2d1/Circular-018-del-03-de-septiembre-de-2020-requisit.aspx>
- [8] Ministerio de Comercio, Industria y Turismo. (2022, oct. 20). “Circular 22 del 20 de octubre de 2022: Modificación de la circular 18 de 2020 y de sus anexos, modificada por las circulares 4, 7, 11, 18 y 25 de 2021, 4 y 6 de 2022”. [En línea]. Disponible en <https://www.mincit.gov.co/getattachment/6a61409a-9f4d-4304-954e-d0449c5e-f0dc/Circular-022-del-20-de-octubre-de-2022.aspx>
- [9] Ministerior de Comercio, Industria y Turismo. (2020, sep. 3). “Anexo n.º 19. Circular 18 del 3 de septiembre de 2020”. [En línea]. Disponible en <https://www.mincit.gov.co/normatividad/circulares/2020/documentos/anexo-no-19.aspx>
- [10] Ministerio de Comercio, Industria y Turismo. (2022, oct. 20). “Anexo n.º 19. Circular 18 del 3 de septiembre de 2020”. [En línea]. Disponible en <https://www.mincit.gov.co/normatividad/circulares/2022/documentos/23-10-2022-anexo-no-19-ministerio-de-minas-y-energ.aspx>
- [11] Ministerio de Comercio, Industria y Turismo. (2022). “Colombia. VII enmienda al sistema armonizado de designación y codificación de mercancías. Correlativas 2017-2022”. [En línea]. Disponible en <https://www.dian.gov.co/aduanas/Documents/Correlativas-Colombia-2022-2017.pdf>
- [12] 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. 73-82, 2020. Disponible en <https://doi.org/10.32685/2590-7468/in-vapnuclear.4.2020.542>

Desarrollo de un algoritmo computacional para la semiautomatización del control de calidad de elementos de protección personal plomados

Development of a computational tool based on image processing for the quality control automation of lead based personal protection equipment

John Camilo Alcalde Poveda¹, Erika Muñoz Arango²

Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares, 7, 2023
Recibido: 30 de agosto de 2022
Aceptado: 24 de marzo de 2023
Publicado en línea: 29 de diciembre de 2023
DOI: <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.7.2023.670>



Esta obra está bajo licencia internacional Creative Commons Reconocimiento 4.0.

Citación: J. C. Alcalde y E. Muñoz, “Desarrollo de un algoritmo computacional para la semiautomatización del control de calidad de elementos de protección personal plomados”, Revista de Investigaciones y Aplicaciones Nucleares, n.º 7, 2023. <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.7.2023.670>

Resumen

Objetivo: El uso de los elementos de protección personal plomados (EPP-Pb) es una medida de protección radiológica ante la radiación dispersa que se genera en procedimientos médicos que involucran el uso de equipos emisores o fuentes de radiación ionizante. Los controles de calidad (CC) periódicos permiten detectar fisuras y evaluar el estado de los EPP-Pb para su uso seguro en la rutina clínica mediante la aplicación de criterios cuantitativos de aceptación o rechazo. El objetivo de este trabajo es la semiautomatización del CC de los EPP-Pb empleados por personal ocupacionalmente expuesto, a través del desarrollo de un algoritmo con un enfoque de procesamiento de imágenes basado en la cuantificación de las fisuras. **Metodología:** Fueron adquiridas imágenes digitales de los EPP-Pb mediante tomografía computarizada (TC) como base para la creación y parametrización de una herramienta de optimización mediante lenguaje Python y diferentes librerías. Se desarrolló un algoritmo que cambió las imágenes de formato DICOM a PNG en escala de grises, sobre estas imágenes se aplicaron técnicas de procesamiento de imágenes que permiten a la herramienta clasificar los EPP-Pb en chalecos o protectores de tiroides plomados según corresponda. Se generó un modelo para la detección de fisuras en los EPP-Pb y se programó la herramienta para calcular el área total

¹ Universidad Nacional de Colombia, Facultad de Ciencias, Manizales, Colombia.

² Área de Física Médica Hospitalaria, Servicios Especiales de Salud, Hospital Universitario de Caldas (SES-HUC), Manizales, Colombia.

Autor para correspondencia: Erika Muñoz Arango, coordinadorafisicamed@ses.com.co

de estas, aplicando criterios de aceptación y rechazo, donde los chalecos y los protectores de tiroides plomados tienen un área máxima de fisuras permitida de 10 cm^2 y $0,3 \text{ cm}^2$, respectivamente. **Resultados:** La herramienta clasificó satisfactoriamente la totalidad de los EPP-Pb que fueron evaluados, obteniendo 34 chalecos y 22 protectores de tiroides plomados. De los anteriores, el algoritmo detectó 5 chalecos con fisuras y 4 sospechosos de fisuras (pliegues pronunciados). El área total de fisuras cuantificadas estuvo entre $6,1 \text{ cm}^2$ y $12,5 \text{ cm}^2$; arrojando criterio de rechazo para un solo chaleco cuya área superó los 10 cm^2 . **Conclusiones:** El desarrollo del algoritmo propuesto mediante técnicas de procesamiento de imagen para la detección y cuantificación de fisuras es viable como método semiautomatizado de CC, logrando una identificación de fisuras con una exactitud mayor al 97 %. El uso de herramientas computacionales para la optimización de procesos de protección radiológica reduce el tiempo y la dependencia del observador en la ejecución de los CC.

Palabras clave: EPP-Pb, control de calidad, fisuras, procesamiento de imágenes, criterios de rechazo.

Abstract

Purpose: The use of leaded personal protective equipment (PPE-Pb) is a radiological protection measure against scattered radiation generated in medical procedures involving the use of emitting equipment or sources of ionizing radiation. Periodic quality controls (QC) make it possible to detect cracks and evaluate the condition of PPE-Pb for its safe use in clinical routine by applying quantitative criteria for acceptance or rejection. The objective of this work is the semi-automation of QC of PPE-Pb used by occupationally exposed personnel, through the development of an algorithm with an image processing approach based on the quantification of cracks. **Methods:** Digital images of EPP-Pb were acquired by computed tomography (CT) as a basis for the creation and parameterization of an optimization tool using Python language and different libraries. An algorithm was developed that changed the images from DICOM format to grayscale PNG, on these images image processing techniques were applied that allow the tool to classify EPP-Pb in leaded vests or thyroid protectors as appropriate. A model was generated for the detection of cracks in PPE-Pb and the tool was programmed to calculate the total area of these cracks, applying acceptance and rejection criteria, where vests and leaded thyroid protectors have a maximum allowed crack area of 10 cm^2 and 0.3 cm^2 , respectively. **Results:** The tool successfully classified all the PPE-Pb that were evaluated, obtaining 34 vests and 22 plumbed thyroid protectors. Of these, the algorithm detected 5 vests with cracks and 4 suspected cracks (pronounced folds). The total area of quantified cracks was between 6.1 cm^2 and 12.5 cm^2 , with rejection criteria for only one vest whose area exceeded 10 cm^2 . **Conclusions:** The development of the proposed algorithm using processing image techniques for crack detection and quantification is feasible as a semi-automated QC method, achieving crack identification with an accuracy greater than 97%. The use of computational tools for the optimization of radiation protection processes reduces time and observer dependence in the execution of QC.

Keywords: PPE-Pb, quality control, crack, image processing, rejection criteria.

1. Introducción

Diversos protocolos y recomendaciones nacionales e internacionales, orientados a la protección radiológica, recomiendan el uso de elementos de protección plomados para la atenuación de la radiación dispersa generada por diferentes procedimientos médicos de radioterapia y radiodiagnóstico [1], [2], [3], [4], [5], [6]. Los documentos de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP, por su sigla en inglés), *ICRP 60: Recommendations of the International Commission on Radiological Protection* [2]; *ICRP 105: Radiological Protection in Medicine* [3]; el *Exposure factors handbook* [5], y la “Resolución 181434 de 2002. Por la cual se adopta el reglamento de protección y seguridad radiológica”, del Ministerio de Minas y Energía [6]; entre otros, recomiendan el uso constante de elementos de protección personal plomados (EPP-Pb) como chaleco o delantal, protector de tiroides y protector gonadal en toda situación posible en la que un trabajador ocupacionalmente expuesto (TOE), paciente o persona del público esté en un ambiente con algún tipo de radiación ionizante [1], [2], [3], [4], [5], [7].

El blindaje personal es una de las medidas básicas de protección radiológica y se basa en mantener las dosis recibidas debido a radiación dispersa lo más bajas posibles; para esto se recomienda realizar periódicamente controles de calidad a estos elementos, con el fin de asegurar el buen estado del material interno que los compone; entre estos, el encargado de atenuar la radiación es, generalmente, el plomo o un material equivalente [1], [2], [6], [7].

Las fisuras, grietas y huecos que pueden aparecer en los EPP-Pb, como resultado de su uso, son indicadores de su fatiga, y reducen su vida útil y función principal. La presencia y el área total de estas fisuras se convierte en un parámetro para establecer criterios cuantitativos de rechazo y posterior reemplazo de los EPP-Pb. Los criterios para su rechazo pueden tener un enfoque de optimización costo/beneficio, en el que se consideren las dosis incrementales en los TOE, debido al uso o desuso de los EPP-Pb y el costo de reemplazarlos; de esta manera, se establece un área de fisuras máxima permitida en cada EPP-Pb [1], [7]. La detección de defectos en la estructura del plomo de estos elementos se realiza por medio de imágenes radiológicas (placas de rayos x convencional o tomografía) con el fin de obtener una imagen digital que permita visualizar su estado interno; así se facilita la aplicación de los criterios de evaluación [1], [7].

Las imágenes digitales de tomografía computarizada (TC) tienen formato Dicom (*digital imaging and communication in medicine*), el cual contiene la información visual en unidades Hounsfield (UH), obtenidas a partir de una transformación lineal de los coeficientes de atenuación de rayos X en una nueva escala. Esta transformación da como resultado una escala que va desde -1000 UH para el aire hasta ± 2000 UH para huesos muy densos y más de 3000 UH para metales [8], [9], [10].

El formato Dicom presenta una estructura de dos partes, el encabezado (*header*) y el conjunto de datos (*dataset*) [9],

[11], [13], [14]. El primero contiene la información relacionada con la sintaxis de codificación y ejecución UID (ID de usuario *user*) del archivo y el tipo de compresión del conjunto de datos [10], [15]. Este último representa la información del objeto de estudio y está constituido por diferentes elementos de datos (*data elements*) que codifican los atributos y características del objeto, que a su vez son descritos por cuatro tipos de etiquetas: TAG, VR, VL, VF. El TAG es la etiqueta única de identificación, el VR indica el tipo o clase de dato almacenado (entero, real, etc.); el VL, la longitud del dato (en *bytes*); el VF, la información del estudio, como los datos del paciente, información del equipo y parámetros radiológicos utilizados en el procedimiento [13], [16].

Los avances en la detección de grietas y fisuras mediante procesamiento de imágenes han permitido aplicar diferentes modelos en la industria; las fisuras en hormigón y materiales compuestos son un ejemplo de estas aplicaciones [12], [15], [17], [18]. Existen diferentes métodos de procesamiento, entre ellos: técnicas de morfología matemática, umbralización, técnicas de suavizados en el dominio espacial, filtros y máscaras de recorte, detección de bordes y objetos, entre otras.

La morfología matemática es una estrategia para el análisis de ciertas estructuras especiales en la imagen, mediante el uso de teoría de conjuntos, la geometría integral y el álgebra de retículas (látices). Esta técnica recurre a elementos como la matriz de convolución Kernel; elementos de estructura, para realizar la erosión, la dilatación, la esqueletización; entre otras [19], [20].

Las técnicas de filtrado y suavizado en el dominio espacial se basan en la manipulación directa de píxeles, mediante una matriz de vecindad de tamaño $M \times N$ (número de filas por número de columnas), también conocida como matriz de convolución Kernel; es decir, cada píxel adquiere propiedades según los valores de los píxeles vecinos con el objetivo de eliminar ruido indeseado [19], [20]. Los filtros adaptativos son más complejos, ya que la ponderación se calcula para cada uno de los píxeles en función [19], [21]. La umbralización consiste en separar la imagen en regiones según sus valores de intensidad, mediante un umbral T . Los objetos con valores de intensidad T pertenecen a una región distinta a los que tienen una intensidad mayor que T , de lo que se obtiene una imagen de dos niveles o máscara [19], [20], [21]. La detección de bordes es un enfoque para el recorte de obje-

tos dentro de la imagen y se basa en la detección de cambios bruscos de intensidad de los píxeles mediante el uso de las primeras y segundas derivadas [18], [19], [21].

En este trabajo se desarrolló una herramienta computacional para optimizar el control de calidad de los EPP-Pb, donde se tuvieron en cuenta los criterios de aceptación o rechazo establecidos por Duran y Phillips [1]. Para ello se siguió un modelo basado en procesamiento de imágenes digitales para la extracción morfológica de fisuras presentes en el plomo, mediante el uso combinado de filtros adaptativos, así como procesos de segmentación, para así asegurar el estado interno de los EPP-Pb cuyo propósito es la protección radiológica.

2. Metodología

2.1 Adquisición de imágenes de los EPP-Pb

Utilizando un tomógrafo computarizado marca Philips Medical System, modelo Ingenuity CT, fueron adquiridas imágenes Dicom de los EPP-Pb mediante un estudio “topograma o *surview*”, y se siguió un protocolo “abdomen con contraste” (120 kV-30 mA), a partir del cual se posicionan un chaleco y un protector de tiroides a la vez en cada barrido o topograma. Cada conjunto se posicionó en el isocentro definido por los láseres internos del tomógrafo. Los tiempos de exposición son automáticos en el *surview*, variando según la longitud del EPP.

2.2 Desarrollo del algoritmo

2.2.1 Preprocesamiento de imágenes

Para la detección de fisuras se requirió transformar la imagen Dicom. Para esto, por medio del entorno virtual de Python 3.8.5, y las librerías, PyDicom 2.3.0, Numpy 1.33.2 y el TAG “Pixel Array”, se creó una nueva matriz de píxeles que forman una imagen PNG en escala de grises para la aplicación de técnicas y herramientas de procesamiento [23].

Mediante filtros adaptativos de tipo gaussiano y media-no, y de técnicas de morfología matemática, como la apertura y clausura con una matriz de convolución Kernel, se eliminó el ruido con un filtrado continuo sin alterar las características morfológicas de las fisuras de estudio, y se resaltaron los objetos presentes en la imagen de acuerdo con su intensidad,

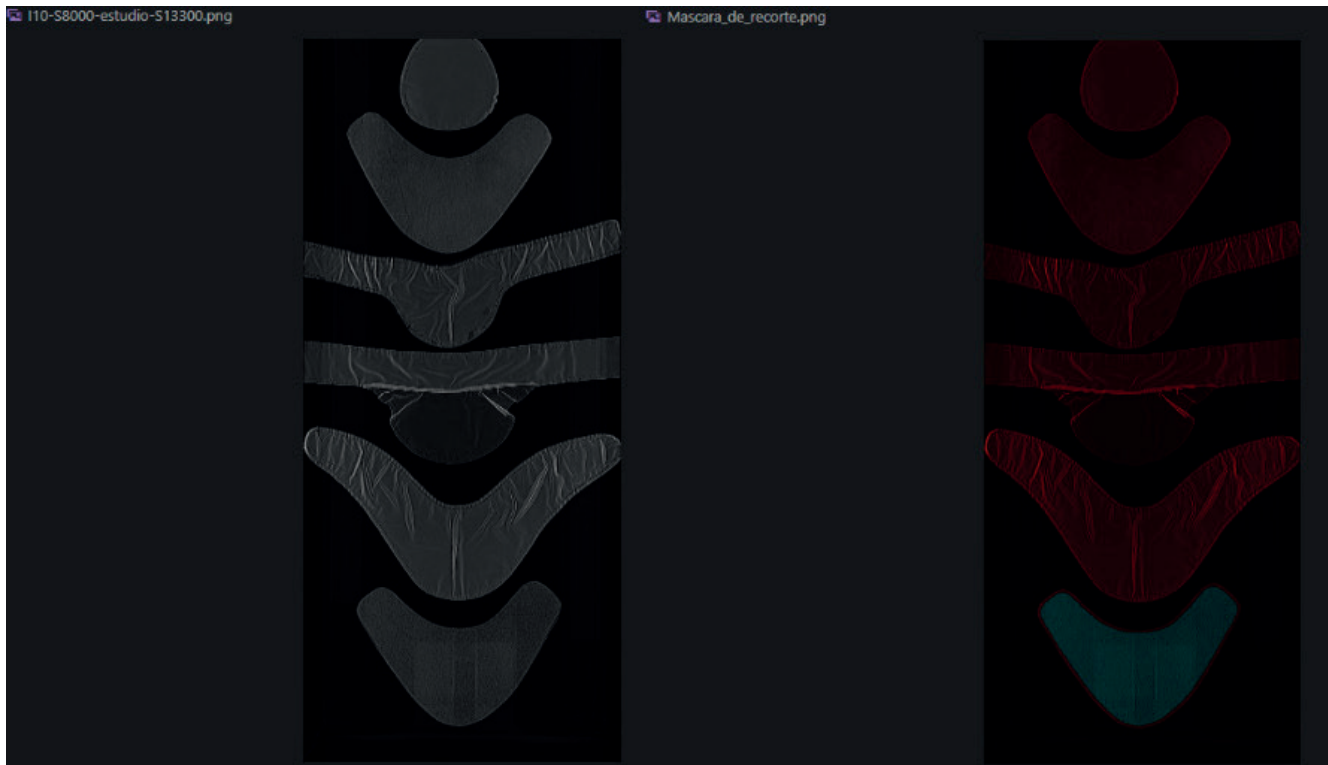


Figura 1. Segmentación y clasificación de EPP-Pb

como se muestra en la figura 1. Esto permitió la diferenciación y clasificación de cada EPP-Pb en chalecos y protectores de tiroides plomados.

2.2.2 Primer mapeo de fisuras

Una vez clasificados los EPP-Pb en chalecos y protectores de tiroides plomados, se parametrizó el algoritmo de detección de grietas y pliegues pronunciados. Se realizó un suavizado mediante filtros adaptativos y técnicas morfológicas iterativas a la imagen en escala de gris original, hasta lograr un filtrado que resaltara los objetos de interés dentro del EPP-Pb (fisuras y pliegues en el plomo). Se obtuvo una imagen donde se suprimió más del 50 % de los elementos que no

corresponden a fisuras o pliegues, considerados como ruido. Se procedió con una segmentación de objetos dentro del contorno de selección mediante umbralización, en la que se establece el valor umbral de intensidad de pixel del objetivo, igual a 255, en este caso el valor del límite del pixel de las grietas y pliegues.

La umbralización se llevó a cabo mediante el algoritmo de segmentación OTSU adaptativo, del cual se obtuvo una máscara con los objetos detectados dentro del contorno de selección. Con el uso de esta máscara, se detectaron los contornos de dichos objetos mediante una aproximación simple (definición del contorno en cuatro vectores) y se proyectaron en la imagen original, como se detalla en la figura 2.



Figura 2. Segmentación y clasificación de EPP-Pb

Los EPP-Pb donde mediante la umbralización se encontraron fisuras, pliegues u otros objetos, se clasificaron como chalecos o protectores de tiroides con posibles fisuras.

2.2.3 Selección de fisuras

Se realizó un filtrado suave mediante un filtro adaptativo gaussiano con matriz de convolución Kernel de tamaño (3×3) para la detección de elementos dentro de la imagen de los EPP-Pb con posibles fisuras. Mediante segmentación se estableció una nueva máscara con el método de umbralización OTSU adaptativo, con el que se encontraron todos los objetos que pueden ser fisuras o pliegues de manera precisa y exacta. Las fisuras se categorizaron solo por su morfología tomando dos características: intensidad del píxel en escala de grises y su correspondiente tamaño, donde los elementos con tamaño muy pequeño (menor a 2 mm²) y los objetos con tonalidades diferentes al valor del píxel de cero (0) se descartaron.

Los objetos obtenidos se proyectaron en la imagen real, y mediante etiquetado y enumeración se comenzó la selección manual de fisuras, como se muestra en la figura 3.

Se seleccionaron los objetos que no corresponden a fisuras y se eliminaron dentro de la imagen.

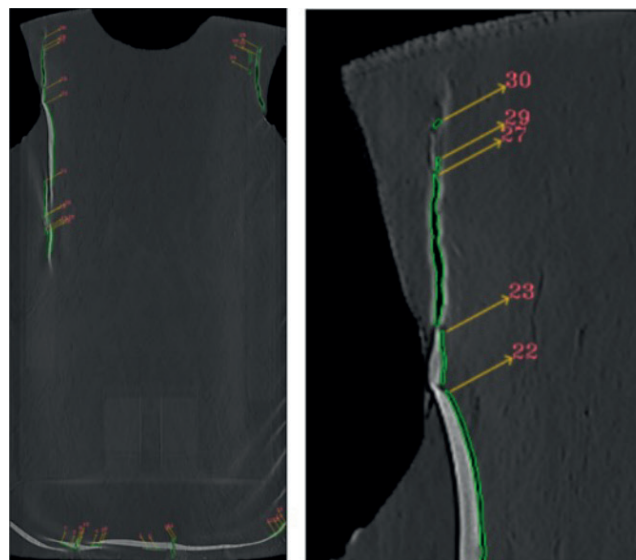


Figura 3. Segmentación y clasificación de EPP-Pb

2.2.4 Cuantificación de fisuras

Con las fisuras identificadas en cada imagen, se procedió a cuantificar su área. Mediante la librería OpenCV (Python) se analizó de manera individual cada fisura, donde la sumatoria de todos los píxeles dentro de cada contorno representa el área de la grieta obtenida en píxeles, para lo cual es necesario

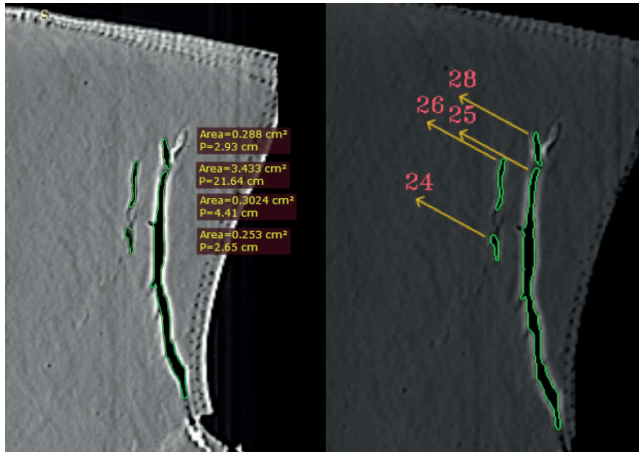


Figura 4. (a) Contornos de las fisuras identificadas con RadiAnt. (b) Contornos de las fisuras identificadas con el algoritmo

escalar este valor mediante un factor de escala F_p para obtener la medida en cm^2 con fines de aplicación de los criterios de aceptación y rechazo.

Utilizando el visualizador *RadiAnt Dicom Viewer 2021.2* (Copyright © 2009-2023 Medixant), se crearon los contornos alrededor de las fisuras sobre la imagen Dicom con ayuda de herramientas de selección de regiones de interés óptico (ROI, por su sigla en inglés) de forma similar a la definición de contornos del numeral 2.2.3, como se muestra en la figura 4.

Se calculó el área interna de las fisuras en cm^2 (con RadiAnt) y en píxeles (con el algoritmo), como se muestra en la tabla 1.

Tabla 1. Áreas de las fisuras en píxeles y cm^2

Fisura n.º	A_{px} [píxeles]	A_{R-f} [cm^2]
0	33,5	0,05
1	31,5	0,04
2	77,5	0,14
3	38,0	0,06
4	45,5	0,07
5	30,0	0,04
6	29,0	0,06
7	76,0	0,11
8	81,0	0,17
9	288,5	0,60
10	80,0	0,17
11	26,5	0,05
12	58,5	0,12
8	81,0	0,17
9	288,5	0,60
10	80,0	0,17
11	26,5	0,05
12	58,5	0,12
13	77,5	0,11
14	34,5	0,06
15	94,5	0,20
16	413,0	0,77
17	95,0	0,22
18	360,5	0,76
19	30,5	0,04
20	135,0	0,24

Con el área de la de las fisuras en el RadiAnt A_{R-f} en cm^2 y el área de las fisuras en el algoritmo en píxeles A_{px} , se realizó un ajuste lineal para obtener el factor de ajuste de píxeles F_p , tal como se detalla en la ecuación (1):

$$A_{R-f} = 0.026 A_{px} - 0.0494 \quad (1)$$

Del ajuste lineal de las áreas de las fisuras en píxeles y cm^2 , se obtuvo una ecuación de la recta donde la pendiente representa el factor de ajuste F_p , de forma que todas las áreas encontradas mediante contornos aplicando morfología matemática, suavizados y aproximaciones tendrán un factor de escala F_p de 0,0026.

Siguiendo lo descrito en [24], el coeficiente de determinación para el ajuste lineal se calculó mediante la ecuación (2):

$$R^2 = 1 - \frac{\sum (y_i - \hat{y}_i)^2}{\sum (y_i - \bar{y}_i)^2} \quad (2)$$

Donde R^2 es el coeficiente de determinación, y_i es la variable independiente ($y_i = A_{R-f}$), $\hat{y}_i$ son los valores ajustados (o pronosticados) obtenidos sustituyendo sucesivamente los x_i (variable dependiente, $x_i = A_{px}$) en la ecuación de la recta de regresión estimada y $\bar{y}$ es el promedio de todos los y_i . Se obtuvo un coeficiente de determinación R^2 igual a 0,99.

La variabilidad σ^2 se calculó según la ecuación (3):

$$\sigma^2 = \frac{\sum (y_i - \hat{y}_i)^2}{n - 2} \quad (3)$$

Donde σ^2 es el parámetro de variabilidad, y_i es la variable independiente ($y_i = A_{R-f}$), $\hat{y}_i$ son los valores ajustados (o pronosticados, $\hat{y}_i = \hat{A}_{R-f}$) obtenidos sustituyendo sucesivamente la variable dependiente x_i ($x_i = A_{px}$) en la ecuación de la recta de regresión estimada y n es el número de datos obtenidos en este estudio. Los resultados para el cálculo de σ^2 se detallan en la tabla 2.

Tabla 2. Variabilidad del área de las fisuras

Fisura n°	A_{R_i} [píxeles]	A_{R_i} [$\times 10^{-2}$ cm ²]	$\hat{A}_{R-i}$ [$\times 10^{-2}$ cm ²]	$(A_{R-i} - \hat{A}_{R-i})^2$ [$\times 10^{-4}$ cm ²]
0	33,5	5	4	151
1	31,5	4	3	56
2	77,5	14	15	15
3	38,0	6	5	112
4	45,5	7	7	1
5	30,0	4	3	130
6	29,0	6	3	1156
7	76,0	11	15	1459
8	81,0	17	16	77
9	288,5	60	70	10140
10	80,0	17	16	130
11	26,5	5	2	930
12	58,5	12	10	299
8	81,0	17	16	77
9	288,5	60	70	10141
10	80,0	17	16	130
11	26,5	5	2	930
12	58,5	12	10	299
13	77,5	11	15	1772
14	34,5	6	4	388
15	94,5	20	20	14
16	413,0	77	102	64719
17	95,0	22	20	502
18	360,5	76	89	16358
19	30,5	4	3	102
20	135,0	24	30	3795
Σ	2670,5	519	566	114018

Aplicando la ecuación (3) se obtiene la variabilidad, como se detalla a continuación:

$$\sigma^2 = \frac{0.11401787}{21 - 2}$$

$$\sigma^2 = 0.006$$

Obteniendo en porcentaje una variabilidad σ^2 del 0,6 % entre los datos y la regresión lineal.

2.2.5 Corrección de áreas

Una vez obtenidos los contornos de las fisuras por el método del algoritmo propuesto, se observó una subestimación de las áreas al reconocer el borde interno de las fisuras. Por medio del visualizador RadiAnt se delimitó una de las regiones de interés, en los cuatro chalecos disponibles en la institución, que cuentan con las fisuras de mayores dimensiones para el estudio; los demás presentan integridad en su estructura. El área delimitada manualmente con las herramientas de contorno disponibles en el RadiAnt fue definida como el valor real, y mediante una aproximación lineal con los

Tabla 3. Áreas de las fisuras obtenidas mediante RadiAnt y el algoritmo propuesto

Chaleco n.º	Área procesada [cm ²]	Área RadiAnt [cm ²]
0-I10-S1030 - estudio-S13300	7,9	12,8
0-I102-S1000 - estudio-S13300	6,0	10,7
0-I103-S1000 - estudio-S13300	7,6	12,1
1-I10-S1020 - estudio-S23550	0,9	6,1
0-I10-S1040 - estudio-S13330	2,7	7,9

valores arrojados por el algoritmo, se obtuvo una expresión matemática para corregir y resolver la subestimación de las áreas. Las áreas de las fisuras de los EPP-Pb, obtenidas con el desarrollo del algoritmo, corresponden a A_{Code} , y las obtenidas mediante el visualizador RadiAnt corresponden a $A_{RadiAnt}$. Los valores se presentan en la tabla 3.

La ecuación de la recta de las áreas de las fisuras se presenta en la ecuación (4).

$$A_{RA} = 0.919 A_{Cod} + 5.3113 \quad (4)$$

Donde A_{RA} y A_{Cod} son las áreas en cm² obtenidas de las fisuras de los EPP-Pb mediante el visualizador RadiAnt y mediante el algoritmo desarrollado, respectivamente; así, se logró la expresión de corrección de área final de las fisuras a causa de la subestimación inicial. Por último, aplicando de nuevo la ecuación (2), se obtuvo un R^2 igual a 0,99.

2.3 Criterios de rechazo y aceptación

Aplicando lo reportado por Duran y Phillips [1], para un aumento máximo del 5 % en la dosis recibida, debido al uso de EPP-Pb con fisuras presentes, se estableció un condicional en el algoritmo para los criterios de rechazo de los elementos plomados procesados anteriormente. En el caso de los chalecos se aplicó la ecuación (5):

$$\sum_i^n A_{i,c-cmt} < 10 \text{ cm}^2 \quad (5)$$

Donde, $A_{i,c-cmt}$ es el área en cm² de la fisura i obtenida mediante la técnica de procesamiento de imágenes. Se definió que el área total límite de todas las fisuras de un EPP-Pb tipo chaleco debe ser inferior a 10 cm², aplicando directamente los criterios propuestos en [1], los cuales incluyen consideraciones radiobiológicas y económicas.

En el caso de los protectores de tiroides plomados se realizó un procedimiento similar al caso anterior, donde se pro-

puso una modificación al límite dentro del algoritmo según la ecuación (6) [1]:

$$\sum_{i=1}^n A_{i,t-cmt} < 0.03 \text{ cm}^2 \text{ ó } 3.0 \text{ mm}^2 \quad (6)$$

$A_{i,t-cmt}$ es el área en cm^2 de la fisura i en un protector de tiroides plomado. Se definió que el área total límite de todas las fisuras de un EPP-Pb tipo protector de tiroides debe ser inferior a 0.03 cm^2 aplicando directamente los criterios propuestos por [1]. De acuerdo con el documento, el criterio del área máxima que orienta al cambio de un chaleco plomado está soportado en la sensibilidad del principal órgano de riesgo para este EPP, la tiroides, donde las dosis recibidas a través de un área menor pueden tener un mayor efecto desde el punto de vista de la protección radiológica.

De acuerdo con el valor del área estimada con el algoritmo y el valor límite aplicado de la literatura, el algoritmo genera la información con el nombre del elemento y la caracterización de “rechazado” o “aceptado”, según sobrepase o no el límite de fisuras obtenido.

El algoritmo se parametrizó con 276 imágenes Dicom correspondientes a chalecos plomados y cuellos plomados adquiridos en años anteriores mediante tomografía computarizada, debido a los pocos datos disponibles. La verificación

se presenta en los resultados con 56 imágenes Dicom de EPP recién adquiridos mediante el protocolo descrito en 2.1.

3. Resultados y discusión

3.1 Clasificación de los EPP-Pb y aplicación del criterio de rechazo mediante el algoritmo

En este apartado se presentan los resultados de la diferenciación y la cuantificación de los EPP-Pb con el algoritmo. En el caso de los protectores de tiroides, el algoritmo identificó los 22 elementos inicialmente escaneados, ninguno de ellos fue clasificado como elemento “con posibles fisuras” correspondientes a EPP con pliegues pronunciados, y 22 como elementos “sin fisuras”. En el caso de los chalecos, el algoritmo reconoció los 34 elementos que fueron escaneados, 9 de ellos clasificados como chalecos “con posibles fisuras” y 25 “sin fisuras”. Sobre los 9 EPP-Pb con posibles fisuras, se realizó la aprobación manual de las fisuras visibles, como un mecanismo de verificación. Con dicha selección se avanzó a la cuantificación del área de fisuras, se validaron los factores de corrección generados en la metodología y posteriormente se evaluaron automáticamente como “aceptados” o “rechazados”. De los 9 chalecos “con posibles fisuras”; 3 fueron rechazados “no cumplen los criterios de aceptación y requieren

```

TERMINAL

*****
----Resumen Aceptación o rechazo de EPP----
*****

Se han analizado 33 chalecos plomados y 21 protectores de tiroides plomados.
Se han encontrado 9 chalecos plomados con posibles fisuras y 24 chalecos plomados sin ninguna fisura.
Se han encontrado 0 protectores de tiroides con posibles fisuras y 21 protectores de tiroides sin ninguna fisura.
- Los elementos del estudio I10-S1000-estudio-S13300 no pudieron ser procesados.-
Revisar que se encuentran bien posicionados.

Se han encontrado 3 chalecos/s que no cumplen los criterios de aceptación y requieren reemplazo:
- El chaleco fisuras-0-I10-S1030-estudio-S13300 no cumple los criterio de aceptacion (A=12.548792599999999 cm^2).
- El chaleco fisuras-0-I102-S1000-estudio-S13300 no cumple los criterio de aceptacion (A=10.68745 cm^2).
- El chaleco fisuras-0-I103-S1000-estudio-S13300 no cumple los criterio de aceptacion (A=12.277595700000003 cm^2).

Se han encontrado 6 chalecos/s que cumplen los criterios de aceptación pero requieren estudio posterior,
(presentan pliegues o fisuras muy pequeñas en el plomo):
- - El chaleco fisuras-0-I10-S1040-estudio-S13330 cumple los criterios de aceptacio, recordar posterior revisión.
- - El chaleco fisuras-1-I10-S1020-estudio-S23520 cumple los criterios de aceptacio, recordar posterior revisión.
- - El chaleco fisuras-1-I10-S1020-estudio-S23550 cumple los criterios de aceptacio, recordar posterior revisión.
- - El chaleco fisuras-1-I10-S1030-estudio-S23520 cumple los criterios de aceptacio, recordar posterior revisión.
- - El chaleco fisuras-1-I10-S1030-estudio-S23600 cumple los criterios de aceptacio, recordar posterior revisión.
- - El chaleco fisuras-1-I10-S1080-estudio-S23520 cumple los criterios de aceptacio, recordar posterior revisión.

```

Figura 5. Resumen del control de calidad de los EPP-Pb, y los resultados de aceptación o rechazo

reemplazo”, y 6 fueron aceptados, pero con advertencia de “posible fisura”; esto ocurre cuando un EPP-Pb cumple con el criterio de aceptación pero requiere seguimiento y trazabilidad, ya que presentan fisuras pequeñas (con áreas menores a 2 mm^2) o pliegues pronunciados. Estos últimos podrían convertirse en fisuras posteriormente, debido al uso cotidiano o su incorrecta manipulación, de acuerdo con lo discutido en otros trabajos similares [26], [28], [29]. De los 6 chalecos que cumplieron el criterio de aceptación, 4 presentaron solo pliegues y los otros 2 presentaron fisuras con un área total inferior al criterio de rechazo aplicado en este estudio. Los resultados entregados por el algoritmo descritos en este apartado se muestran en la figura 5 en el formato del propio algoritmo.

Debido a que el algoritmo clasificó los 56 EPP-Pb disponibles correctamente y a que todos los elementos con fisuras y pliegues muy pronunciados fueron detectados, separados y analizados, fue posible obtener una exactitud del 100 % en la clasificación de los EPP-Pb (como chalecos o protectores de tiroides) y en la detección de EPP-Pb con posibles fisuras en el plomo. Dada el escaso estandarización en relación con los métodos y criterios de evaluación de los EPP-Pb, según la literatura, existen diversas posibilidades metodológicas para la evaluación de dichos elementos, entre las que se encuentran, longitudes de las fisuras, verificación del espesor de plomo equivalente, inspecciones visuales, etc. [25], [26], [27]. El método para este estudio permite hacer una cuantificación del área de fisuras, lo que finalmente vendrá a traducirse en el aumento de la probabilidad de la dosis efectiva recibida por el personal ocupacionalmente expuesto [1], donde, más que la verificación de las condiciones físicas, se hacen consideraciones radiobiológicas y económicas para la institución de salud, al aplicar el método propuesto por [1].

3.2 Exactitud en la cuantificación de las fisuras

En la tabla 4, se presentan los resultados de la cuantificación de áreas de fisuras presentes en los chalecos plomados, resultado de la aplicación del algoritmo propuesto (3 con área total mayor a 10 cm^2 y 2 con área total menor a 10 cm^2); también se presenta el valor de exactitud. El “área RadiAnt”, denominada así por corresponder al área obtenida con el uso del visualizador RadiAnt, se logró con la definición de regiones de interés óptico, y el área fue la calculada por el algoritmo desarrollado, a través de los factores de conversión y corrección descritos en la metodología.

Tabla 4. Exactitud en la cuantificación del área de fisuras

EPP-Pb	Área real [cm ²]	Área obtenida [cm ²]	Exactitud (%)
0-I10-S1030-estudio-S13300	12,8	12,5	97,9
0-I102-S1000-estudio-S13300	10,7	10,7	99,9
1-I10-S1020-estudio-S23550	6,1	6,1	98,4
1-I103-S1020-estudio-S23550	12,1	12,3	99,4
0-I10-S1040-estudio-S13330	7,9	7,7	97,4

De acuerdo con la tabla 4, se obtuvo una exactitud mejor que el 97 % en la cuantificación de las fisuras con el método propuesto. Considerando la necesidad de la ejecución de los CC y seguimiento de los EPP-Pb, así como la necesidad de su ejecución con periodicidad mínimamente anual, según recomendaciones internacionales [26], [30], [31], [32], [33], [34], se hace necesario generar una herramienta que permita tener un alto grado de exactitud en el análisis, similar a la alcanzada en este estudio, y que a su vez disminuya los tiempos de trabajo especializado dedicados a esta tarea. Es importante resaltar que la exactitud obtenida es bastante alta (superior al 97 %) si se evalúa dentro del contexto de las tolerancias en protección radiológica para el análisis de las condiciones de los EPP-Pb [26], [30], [31], [32], [33], [34].

Como ya se mencionó, el método aplicado en este estudio permite cuantificar el área de fisuras, con consideraciones radiobiológicas y económicas, según el modelo de Duran y Phillips [1], con el objetivo de superar las evaluaciones solo por inspecciones visuales en el contexto hospitalario. Cabe aclarar que no existen normas regulatorias establecidas para el rechazo de EPP-Pb ni un consenso en los criterios de rechazo y aceptación aplicados, y ante lo cual, las instalaciones médicas establecen sus propios criterios de rechazo, así como su periodicidad [7], [25], [26], [27], [31], [32], [33], [34], [35].

Las metodologías de procesamiento de imágenes propuestas en este estudio pueden ser reproducibles en trabajos que requieran detección de fisuras no solo en chalecos plomados, sino en contenedores, mamparas plomadas, etc. [9]. Las técnicas de procesamiento de imagen presentan muchos beneficios frente a otras de detección de fisuras, como el *deep learning* y las *convolutional neural networks* (CNN) según la literatura, ya que favorecen una manipulación más simple y rápida en los parámetros de detección [21], [22]. Sin embargo, es importante mencionar que previo a la aplicación

de herramientas computacionales, como la propuesta en este artículo, podrían aplicarse criterios de aceptación y rechazo mucho más estrictos de acuerdo con los estudios más recientes y las nuevas propuestas metodológicas, que pueden tener o no enfoques de tipo costo/beneficio. Estas decisiones quedan a criterio de los responsables de la seguridad y protección radiológica de las diferentes instituciones.

4. Conclusiones

En este trabajo, gracias al desarrollo del control de calidad de chalecos fisurados con enfoque de procesamiento de imágenes mediante técnicas convencionales con filtros espaciales, segmentación y etiquetado, fue posible una identificación precisa de las fisuras con una exactitud superior al 97 %, para su análisis y cuantificación. Este trabajo representa un aporte en la generación de herramientas que faciliten las tareas de protección radiológica en el ámbito hospitalario, y que promuevan una toma de decisiones más eficiente entre las áreas de seguridad en el trabajo y los responsables de la protección radiológica de las instituciones. El algoritmo desarrollado se considera viable para garantizar el buen estado de los EPP-Pb de una institución por medio de un control de calidad periódico.

Diversos autores expresan la necesidad, desde el punto de vista de la protección radiológica, de la ejecución de controles de calidad a los EPP-Pb con fines de protección radiológica del personal ocupacionalmente expuesto; sin embargo, existe un vacío documental entre la necesidad de dichos controles y recomendaciones internacionales que orienten las metodologías más eficientes para su ejecución, así como los límites a ser aplicados para la cuantificación de las fisuras y la toma de decisiones para el reemplazo de los EPP-Pb en las instituciones de salud [25], [26], [27].

La metodología aplicada en este estudio permite además la identificación de pliegues en los EPP-Pb, los cuales, de acuerdo con la literatura, requieren seguimiento por la posibilidad de generarse fisuras como consecuencia del desgaste del material.

El uso de técnicas computacionales para la optimización de procesos en el área de protección radiológica, como la presentada en este estudio, disminuye el tiempo requerido en esta tarea dentro del ámbito hospitalario, al pasar de cinco

días de trabajo para un análisis por técnicas manuales (con RadiAnd), a dos días con este algoritmo.

Por último, se ha presentado un algoritmo que permite un análisis semiautomático del proceso de control de calidad de los EPP-Pb, mediante criterios de aceptación o rechazo que involucren tanto aspectos radiobiológicos como económicos, y mediante la aplicación del modelo de cuantificación publicado por otros autores [1]. Esta herramienta puede orientar a las áreas de salud y seguridad en el trabajo y física médica, sobre el cambio de estos elementos, según corresponda.

Como evolución de esta primera fase del trabajo con el algoritmo, se espera incluir la reducción de ruido presente en cada EPP-Pb y el uso de otras técnicas para segregar y clasificar los diferentes objetos en la imagen, como grietas y arrugas pronunciadas de forma automática.

5. Referencias

- [1]. E. B. Duran y B. Phillips, "Rejection criteria for defects in lead apparel used for radiation protection of X-ray workers". Radiation Protection Services, BC Center for Disease Control. 2003. [En línea]. https://www.fisicamedica.it/archivio/sites/default/files/documenti/003_Rejection_Criteria_for_Defects_in_Lead_Apparel_used_for_Radiation_Protection_of_X-Ray_Workers__E-B-_Duran_and_B-_Phillips_.pdf
- [2]. *1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Publication 60*, International Commission on Radiological Protection, Ontario, vol. 21, n.º 1-3, 1991. [En línea]. www.icrp.org
- [3]. *Radiological Protection in Medicine. Publication 105*, International Commission on Radiological Protection, Ontario, vol. 33, n.º 6, 2007. [En línea]. www.icrp.org
- [4]. *Application of the Commission's Recommendations to the Protection of People Living in Long-term Contaminated Areas after a Nuclear Accident or a Radiation Emergency. Publication 111*, International Commission on Radiological Protection, Ontario, vol. 39, n.º 3, 2009. [En línea]. www.icrp.org
- [5]. *Exposure Factors Handbook*, U.S. Environmental Protection Agency, Washington, D. C., EPA/600/R-09/052F, 2011. [En línea]. <https://cfpub.epa.gov/ncea/risk/recordisplay.cfm?deid=236252>

- [6]. Resolución 181434 de 2002. Por la cual se adopta el reglamento de protección y seguridad radiológica, Ministerio de Minas y Energías, 2002. [En línea]. https://www.icbf.gov.co/cargues/avance/docs/resolucion_minminas_181434_2002.htm
- [7]. K. Lambert y T. McKeon, "Inspection of lead aprons: Criteria for rejection", *Health Physics*, vol. n.º 80, supl. 5, pp. S67-S69, 2001. <https://doi.org/10.1097/00004032-200105001-00008>
- [8]. K. Greenway, A. Murphy, F. Gaillard et al., "Hounsfield unit", Radiopaedia.org (internet), 2015, jul. <https://doi.org/10.5334/rID-38181>
- [9]. R. Bibb, "3-Export data format and media", en *Medical modelling: The application of advanced design and development techniques in medicine*, Sawston: Woodhead Publishing, 2006, pp. 32-36. <https://doi.org/10.1533/9781845692001.32>
- [10]. T. R. Moen, B. Chen, D. R. Holmes et al., "Low-dose CT image and projection Dataset", *Medical Physics*, vol. 48, n.º 2, nov., pp. 902-911, 2021. <https://doi.org/10.1002/mp.14594>
- [11]. W. Serna Serna, J. P. Trujillo Lemus y J. H. Rivera Piedrahita, "Descripción del estándar DICOM para un acceso confiable a la información de las imágenes médicas", *Scientia et Technica*, vol. 2, n.º 45, ago., 2010, SN - 0122-1701. <https://www.redalyc.org/articulo.oa?id=84917249053>
- [12]. K. E. Hazzan y M. Pacella, "Crack identification in tungsten carbide using image processing techniques", *Procedia Structural Integrity*, vol. 37, pp. 274-281, 2022. <https://doi.org/10.1016/j.prostr.2022.01.085>
- [13]. O. H. Moreno-Torres, J. A. Ballesteros-Ricaurte y J. S. González-Sanabria, "Transformación de archivos Dicom a formatos XML, JPEG y PNG", *Revista Científica*, vol. 21, n.º 1, ene., pp. 71-80, 2015. <https://doi.org/10.14483/udistrital.jour.RC.2015.21.a7>
- [14]. M. J. Pérez Langarano, *Implementación de un sistema web para la interpretación, procesamiento y visualización de imágenes Dicom en el hospital Guayaquil*, tesis de pregrado, Universidad Politécnica Salesiana, Quito, 2018. <http://dspace.ups.edu.ec/handle/123456789/16507>
- [15]. Y. Wang, J. Y. Zhang, J. X. Liu et al., "Research on crack detection algorithm of the concrete bridge based on image processing", *Procedia Computer Science*, vol. 154, pp. 610-616, 2019. <https://doi.org/10.1016/j.procs.2019.06.096>
- [16]. Joel José P.C. Rodrigues, Sandra Sendra Compte, Isabel de la Torra Diez, 4 - Digital Imaging and Communications in Medicine, e-Health Systems, Elsevier, 2016, Pages 53-74, ISBN 9781785480911, <https://www.elsevier.com/books/e-health-systems/rodrigues/978-1-78548-091-1>
- [17]. Z. J. Yang, A. Qsymah, Y. Z. Peng et al., "4D characterisation of damage and fracture mechanisms of ultra high performance fibre reinforced concrete by in-situ micro X-ray computed tomography tests", *Cement and Concrete Composites*, vol. 106, p. 103473, 2020. <https://doi.org/10.1016/j.cemconcomp.2019.103473>
- [18]. L. Schöttl, P. Kolb, W. V. Liebig et al., "Crack characterization of discontinuous fiber-reinforced composites by using micro-computed tomography: Cyclic in-situ testing, crack segmentation and crack volume fraction", *Composites Communications*, vol. 21, p. 100384, 2020. <https://doi.org/10.1016/j.coco.2020.100384>
- [19]. R. C. Gonzales y R. E. Woods, *Digital image processing*, 4.ª ed., Londres: Pearson Education, 1999. <https://dl.icdst.org/pdfs/files4/01c56e081202b62bd7d3b4f8545775fb.pdf>
- [20]. J. C. Castillo García, *Algoritmos para la restauración de imágenes digitales en colores*, tesis de maestría, Centro de Investigación en Computación, Instituto Politécnico Nacional, 2015. <https://www.saber.cic.ipn.mx/SABERv3/Repositorios/webVerArchivo/25863/1>
- [21]. P. Querejeta Simbeni, "Procesamiento digital de imágenes". [En línea], 2015. <http://lcr.uns.edu.ar/fvc/NotasDeAplicacion/FVC-QuerejetaSimbeniPedro.pdf>
- [22]. H. Kim, E. Ahn, M. Shin et al., "Crack and non-crack classification from concrete surface images using machine learning", *Structural Health Monitoring*, vol. 18, n.º 3, pp. 725-738, 2019. <https://doi.org/10.1177/1475921718768747>
- [23]. G. Roelofs, "Chapter 19 - PNG Lossless Image Compression", en *Communications, Networking and Multimedia, Lossless Compression Handbook*, K. Sayood, ed.,

- Cambridge: Academic Press, 2003, pp. 371-390. <https://doi.org/10.1016/B978-012620861-0/50020-6>
- [24] J. L. Devore. (2018). *Fundamentos de probabilidad y estadística*, 1.^a. ed. XXXXXX. XXXXXXXX. https://www.academia.edu/42825973/FUNDAMENTOS_DE_PROBABILIDAD_Y_ESTAD%C3%8DSTICA
- [25]. L. Bjørkås, S. Blø, M. K. Rekdal et al., “Quality of radiation protection aprons and quality control routines at different diagnostic imaging modalities”, *Radiography Open*, vol. 6, n.º 1, pp. 64-74, 2020. <https://doi.org/10.7577/radopen.4050>
- [26]. O. Bawazeer, “Quality assurance of personal radiation shield for kilovoltage photon: A multicentre experience”, *Risk Management Healthcare Policy*, vol. 24, n.º 14, mar., pp. 1263-1270, 2021. <https://doi.org/10.2147/RMHP.S298783>
- [27]. R. S. Livingstone y A. Varghese, “A simple quality control tool for assessing integrity of lead equivalent aprons”, *Indian Journal of Radiology and Imaging*, vol. 28, n.º 2, abr.-jun., pp. 258-262, 2018. https://doi.org/10.4103/ijri.IJRI_374_17
- [28]. R. Michel y M. J. Zorn, “Implementation of an X-ray radiation protective equipment inspection program”, *Health Physics*, vol. 82, supl. 2, pp. S51-S53, 2002. <https://doi.org/10.1097/00004032-200202001-00012>
- [29]. J. P. McCaffrey, H. Shen, B. Downton et al., “Radiation attenuation by lead and onlead materials used in radiation shielding garments”, *Medical Physics*, vol. 34, n.º 2, pp. 530-537, 2007. <https://doi.org/10.1118/1.2426404>
- [30]. M. M. Rehani, O. Ciraj-Bjelac, E. Vañó et al., “ICRP Publication 117. Radiological protection in fluoroscopically guided procedures performed outside the imaging department”, *Annals of the ICRP*, vol. 40, n.º 6, pp. 1-102, 2010. DOI: 10.1016/j.icrp.2012.03.001
- [31]. M. Matsuda y T. Suzuki, “Evaluation of lead aprons and their maintenance and management at our hospital”, *Journal of Anesthesia*, vol. 30, n.º 3, pp. 518-521, 2016. <https://doi.org/10.1007/s00540-016-2140-2>
- [32]. D. Oppliger-Schäfer y H. W. Roser, “Quality assurance of X-ray protection clothing at the university hospital Basel”, en *Annual Conference of SSRMP*, Basel, 2009, pp. 1-5.
- [33]. R. Michel y M. J. Zorn, “Implementation of an X-ray radiation protective equipment inspection program”, *Health Physics*, vol. 82, supl. 2, pp. S51-S53, 2002. <https://doi.org/10.1097/00004032-200202001-00012>
- [34] Australian/New Zealand Standard™. AS / NZS 2161 Occupational Protective Gloves. Part 1: Selection, Use and Maintenance, 2000. AS/NZS 2161.1. <https://www.saiglobal.com/pdftemp/previews/osh/as/as2000/2100/21611.pdf>
- [35]. M. J. Shymko, “Minimizing occupational exposure”, *Radiologic Technology*, vol. 70, n.º 1, pp. 89-90, 1998. Disponible en <https://pubmed.ncbi.nlm.nih.gov/9779512/>

Caracterización de la respuesta de la dosis absorbida en agua a la variación de energías de radiodiagnóstico para dosímetros Fricke preparados bajo la norma ISO/ASTM 51026:2015

Characterization of the response of the absorbed dose in water to the variation of radiodiagnostic energies for Fricke dosimeters prepared under the ISO/ASTM 51026:2015 standard

Laura Guerrero¹, Carlos Torres¹, Camilo Calderón¹, Fabián Aguirre², César Díaz¹, Luis Peña¹

Citación: L. Guerrero, C. Torres, C. Calderón, F. Aguirre, C. Díaz y L. Peña, “Caracterización de la respuesta de la dosis absorbida en agua a la variación de energías de radiodiagnóstico para dosímetros Fricke preparados bajo la norma ISO/ASTM 51026:2015”, *Revista de Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*, n.º 7, 2023. <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.7.2023.682>

Resumen

El dosímetro Fricke es un dispositivo químico ampliamente utilizado en radioterapia; sin embargo, para aplicaciones en radiología diagnóstica existen muy pocos estudios sobre la respuesta de las soluciones Fricke a energías medias típicas manejadas en radiodiagnóstico. En este artículo se presentan los resultados de la caracterización de la respuesta en dosis absorbida en agua en función de la energía para dosímetros Fricke preparados según la norma ISO/ASTM 51026:2015, empleando las calidades de haz para radiodiagnóstico RQR (*radiation qualities radiology*) implementadas en el Laboratorio Secundario de Calibración Dosimétrica del Servicio Geológico Colombiano. La caracterización de la respuesta de los dosímetros Fricke se realizó acumulando una dosis absorbida en agua de 10 Gy medida previamente con una cámara de ionización. La energía media de los haces estuvo entre 0,038 y 0,067 MeV. Los resultados obtenidos muestran diferencias de 5% a 80% de la dosis absorbida en agua medida por los dosímetros Fricke, frente a las dosis medidas con cámara de ionización para las energías medias utilizadas en radiodiagnóstico.

Palabras clave: dosímetro, dosis absorbida, sistema dosimétrico Fricke

Revista Investigaciones y Aplicaciones

Nucleares, 7, 2023

Recibido: 14 de octubre de 2022

Aceptado: 16 de enero de 2023

Publicado en línea: 29 de diciembre de 2023

Doi: <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.7.2023.682>



Esta obra está bajo licencia internacional
Creative Commons Reconocimiento 4.0.

¹ Facultad de Ciencias y Educación, Universidad Distrital Francisco José de Caldas, Bogotá, Colombia.

² Dirección de Asuntos Nucleares, Servicio Geológico Colombiano, Bogotá, Colombia.

Autor de correspondencia: Laura Daniela Guerrero, ldguerrero@correo.udistrital.edu.co

Abstract

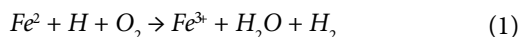
The Fricke dosimeter is one of the most widely used chemical devices in different applications, both clinical and industrial. Recent studies show that it can be used as a primary reference standard in high dose rate brachytherapy. However, for applications in diagnostic radiology, there are very few studies on the response of Fricke solutions to typical average energies used in diagnostic radiology. In this sense, this article shows the results of the characterization of the response as a function of energy for Fricke dosimeters prepared according to the ISO/ASTM 51026:2015 standard, using the implemented RQR (Radiation Qualities radiology) beam qualities for radiodiagnosis. in the Secondary Dosimetric Calibration Laboratory of the Colombian Geological Service. The characterization of the response of the Fricke dosimeters was carried out by accumulating an absorbed dose of 10 Gy in water, previously measured by an ionization chamber. The average energy variations were made from 0.038 to 0.067 MeV. The results obtained show differences of 5% to 80% of the average absorbed dose in water by the Fricke dosimeters, compared to the doses measured with the ionization chamber, for average energy variations used in radiodiagnosis.

Keywords: dosimeter, absorbed dose, Fricke dosimetric system

1. Introducción

La dosimetría es un método que permite determinar la dosis que absorben los materiales o productos que son sometidos directa o indirectamente a un campo de radiación. Estos valores de dosis se reportan en grays (Gy) [1]. La dosimetría Fricke proporciona un medio confiable para determinar la dosis absorbida en agua, basado en un proceso de oxidación de iones ferrosos a iones férricos en solución acuosa ácida por radiación ionizante [2].

Para el uso de la solución Fricke se parte de la reacción general 1; en ella se establece la relación en el cambio de estado de oxidación del hierro en la solución, que pasa de Fe^{2+} a Fe^{3+} .



Este cambio en el estado de oxidación se puede observar más detalladamente en el mecanismo de reacción (figura 1), en el cual se observa la formación de los radicales libres generados por la radiación ionizante en la solución Fricke.

De acuerdo con la norma ISO/ASTM 52628, un dosímetro es un dispositivo que, cuando es irradiado, exhibe un cambio cuantificable que puede relacionarse con la dosis absorbida en un material dado usando

instrumentos y procedimientos de medición apropiados. Y la dosimetría es la medición de la dosis absorbida mediante el uso de un sistema de dosimetría [2]. En nuestro caso, el dosímetro contiene una solución saturada de aire de sulfato ferroso o sulfato de amonio ferroso que indica la dosis absorbida por un aumento en la absorbancia óptica a una longitud de onda específica. Normalmente, un espectrofotómetro calibrado con control de temperatura es usado para medir la absorbancia [2].

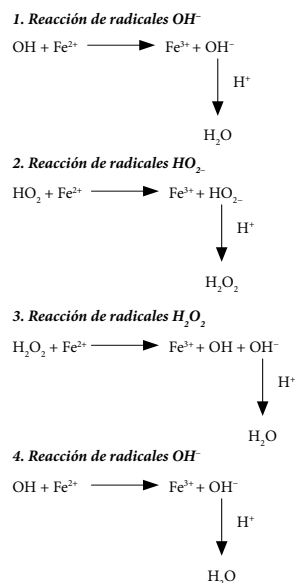


Figura 1. Mecanismos de reacción de radicales libres en la dosimetría Fricke. Modificado a partir de [1]

La dosimetría Fricke abarca, en su totalidad, la preparación, la prueba y el uso del sistema dosimétrico de la solución acuosa ácida de sulfato de amonio ferroso, para determinar la dosis absorbida en agua expuesta a la radiación ionizante [2].

El objetivo de este trabajo es caracterizar la respuesta en dosis absorbida en agua en función de la energía usando dosímetros Fricke preparados según la norma ISO/ASTM 51026:2015. Para ello se emplean las calidades de haz de radiodiagnóstico RQR (*radiation qualities radiology*), acu-mulando una dosis absorbida en agua de 10 Gy, medida previamente con una cámara de ionización. La dosis de 10 Gy se escogió por razones operativas del irradiador de rayos X.

2. Marco teórico

2.1. Dosis absorbida en la solución Fricke

Para trabajar la terminología general utilizada en dosimetría se usan como referencias las normas ISO/ASTM 52628-13 Standard Practice for Dosimetry in Radiation Processing, e ISO/ASTM 51026:15 Standard Practice for Using the Fricke Dosimetry System. A partir de ellas se define la ecuación 2 para calcular la dosis absorbida en la solución del dosímetro Fricke:

$$D_F = \frac{\Delta A}{\epsilon * G * \rho * d} \quad (2)$$

Donde:

D_F = dosis absorbida de la solución Fricke (Gy)

ΔA = absorbancia neta a la longitud de onda óptima (303 nm)

ρ = densidad de la solución dosimétrica ($1,024 \times 10^{-3}$ kg/m³ a 25 °C)

ϵ = coeficiente de absorción lineal molar de los iones férricos (Fe³⁺) m²/mol

G = rendimiento químico de radiación de iones férricos (Fe³⁺) mol/J

d = longitud del camino óptico de la solución dosimétrica (m)

El procedimiento descrito en la norma ISO/ASTM 51026:15 Standard Practice for Using the Fricke Dosimetry System puede ser aplicado para radiación gamma, rayos X y electrones de alta energía [2].

Uno de los parámetros establecidos en dicho procedimiento es el coeficiente de absorción lineal molar (ϵ) en la ecuación 3, el cual es una constante que relaciona la absorbancia espectrofotométrica (A_λ) de una especie ópticamente absorbente a una longitud de onda determinada (λ) por unidad de longitud de trayecto (d) con la concentración molar de esa especie en solución (c). Sus unidades son m²/mol [4].

$$\epsilon = \frac{A_\lambda}{d \times c} \quad (3)$$

Otro parámetro importante es el rendimiento químico de radiación G (ecuación 4), que está dado por el cociente de n_x por E , donde n_x es la cantidad media de una entidad específica x , producida o modificada por la energía media impartida a la materia [2].

$$G_x = \left(\frac{n_x}{E} \right) \quad (4)$$

El comportamiento del rendimiento químico es constante entre los valores de 20 y 400 Gy de dosis absorbida [2]. Sin embargo, por debajo de este rango, se observa una variación en la dosis absorbida debido al cambio en la energía media asociada con el voltaje aplicado al tubo de rayos X. Esta variación en el rendimiento químico tiene un impacto directo en la cantidad de dosis absorbida por la solución Fricke.

La respuesta dada por el dosímetro a una dosis de radiación determinada puede depender de la temperatura de irradiación y la temperatura de medición. Es posible aplicar una corrección al parámetro de rendimiento químico de radiación (G) para la temperatura de irradiación, y al coeficiente de absorción lineal molar (ϵ) para las temperaturas de medición. Este rendimiento químico de radiación depende del tipo y la energía de radiación empleados y cambia significativamente a bajas energías de fotones [4].

La respuesta del dosímetro es bastante sensible a las impurezas orgánicas que pueden estar presentes en la solución, incluso si las cantidades son mínimas, ya que estas impurezas pueden provocar un cambio detectable en la respuesta observada; trazas de iones metálicos también pueden afectar las soluciones dosimétricas irradiadas directamente en la respuesta del dosímetro, y una última

interferencia se produce por un aumento de la temperatura (por encima de los 25 °C), que puede ser significativa si transcurre un largo periodo de tiempo entre la preparación de la solución y la medición fotométrica [4].

Con este procedimiento se busca determinar la dosis absorbida, definida por el cociente de dE por dm, donde dE es la energía media impartida por la radiación ionizante, y dm, la masa [2] del material, que en nuestro caso son los dosímetros cargados con la solución Fricke.

Llamamos *sistema dosimétrico* al sistema utilizado para determinar la dosis absorbida, que consta no solo de dosímetros (instrumentos de medición), sino también de sus patrones de referencia y los procedimientos particulares relativos al uso del sistema.

Finalmente, para la presentación de los resultados es relevante la *función de respuesta*, que es la representación matemática de la relación entre la respuesta del dosímetro y la dosis absorbida en un sistema de dosimetría dado.

Podemos relacionar otros términos comunes usados en la dosimetría, como a) la dosimetría de rutina, que es un sistema de dosimetría calibrado a partir de un sistema de dosimetría estándar de referencia, y se emplea para mediciones de rutina de la dosis absorbida, incluso para mapear la dosis y monitorear el proceso; b) la trazabilidad, que es una propiedad del resultado de una medición, o el valor de un estándar por el cual se puede relacionar con referencias establecidas generalmente, estándares nacionales o internacionales a lo largo de una cadena ininterrumpida de comparaciones, todas con incertidumbres establecidas; c) la incertidumbre, que es un parámetro asociado con el resultado de una medición que caracteriza la dispersión de los valores que podrían atribuirse razonablemente al mensurando o cantidad derivada [2].

2.2. Dosis absorbida en agua a partir de la dosis absorbida en la solución Fricke D_f

La dosis absorbida en agua D_w se deriva de la dosis absorbida en la solución de Fricke [3]. Para calcular D_w podemos utilizar la ecuación (ICRU 64), dada por

$$D_w = \left(\frac{\mu_{en}}{\rho} \right)_{Fricke}^{agua} P_{wall} D_f \quad (5)$$

Donde D_w es la dosis absorbida en agua, $\left(\frac{\mu_{en}}{\rho} \right)_{Fricke}^{agua}$ es la relación entre los coeficientes másicos de absorción de energía del agua y la solución Fricke para una energía determinada, P_{wall} es el factor de corrección por el material del contenedor de la solución Fricke, y D_f es la dosis absorbida en Fricke.

2.3. Energías empleadas en radiodiagnóstico

Las energías medias empleadas en los procedimientos en los que intervienen imágenes diagnósticas con rayos X, específicamente de radiología convencional, varían desde 27 hasta 67 keV [4]. Para lograr un espectro con energías en este rango se debe encontrar un espesor de filtración adicional de aluminio que pueda filtrar ciertas energías bajas, para de esta manera conseguir las energías medias requeridas.

Una de las metodologías para establecer la filtración de aluminio adecuada en los diferentes voltajes aplicados al tubo de rayos X es descrita en la norma IEC 61267 [8].

La verificación de que este espesor de aluminio filtra las energías requeridas se realiza comparando el valor medido de la primera capa hemirreductora (1.^a CHR), que por definición es el espesor de cierto material específico que atenúa la intensidad inicial del haz a la mitad de su valor. La 1.^a CHR puede medirse haciendo una curva de atenuación, que puede obtenerse atravesando láminas de aluminio entre el haz primario y el detector, aumentando el espesor de las láminas al tiempo que se mide la intensidad del haz. Este procedimiento se conoce como *establecimiento de calidades de radiación*. En radiología convencional se implementan las calidades denominadas RQR (*radiation qualities in radiation beams emerging from the X-ray source assembly*), sigla establecida en la normativa [8], [9], [13].

Los parámetros que deben establecerse se muestran en la tabla 1.

Tabla 1. Parámetros para caracterizar el haz, según la norma IEC 61267 [13]

Calidad de radiación	Voltaje tubo de rayos X (kV)	Primera HVL (mm Al)
RQR4	60	2,19
RQR5	70	2,58
RQR6	80	3,01
RQR7	90	3,48
RQR8	100	3,97
RQR9	120	5,00
RQR10	150	6,57

2.4. Dosis absorbida en agua a partir del kerma en aire medido con cámara de ionización.

La magnitud dosimétrica fundamental en radiodiagnóstico es el kerma en aire, definido como la energía cinética que adquieren las partículas cargadas cuando las partículas sin carga interactúan en el material, que en este caso es aire, por unidad de masa. La unidad en el Sistema Internacional (SI) de esta magnitud es J/kg, que en dosimetría se conoce como *gray* (Gy).

Para determinar el kerma en aire se realizan mediciones de carga colectada mediante una cámara de ionización que tiene como medio sensible el aire, y un electrómetro que registra la acumulación de esa carga. Con los valores promedio de la carga colectada y la utilización del coeficiente de calibración de la cámara se pueden obtener valores de la magnitud de la tasa de kerma en aire, que se determina mediante la siguiente ecuación:

$$\dot{k}_{\text{air}} = N_k \bar{M} k_{\text{mo}} k_{\text{TP}} \quad (6)$$

Donde $\dot{k}_{\text{air}}$ es la tasa de kerma en aire, es decir, la variación del kerma en aire con respecto al tiempo; N_k es el coeficiente de calibración de la cámara; $\bar{M}$ es el promedio de carga colectada por unidad de tiempo; k_{mo} es la corrección por variaciones de la intensidad del campo de radiación, y k_{TP} es la corrección por variaciones de la densidad de aire, que afecta la cantidad de carga acumulada producida por la ionización; este coeficiente puede ser calculado como

$$k_{\text{TP}} = \frac{P_0}{P} \frac{T}{T_0} \quad (7)$$

Donde P_0 es la presión de referencia, tomada como 101 kPa; P la presión en el momento de la medición de la carga; T_0 la temperatura de referencia, tomada como 273,15 K, y T , la temperatura medida.

En radiodiagnóstico se puede considerar que, para un material y un campo de radiación dados, la dosis absorbida y el kerma son numéricamente iguales cuando se establece el equilibrio de electrones secundarios [11].

Entonces, para determinar la dosis absorbida en agua a partir de la medición del kerma en aire en condiciones de equilibrio electrónico, podemos utilizar esta ecuación:

$$D_w = \left(\frac{\mu_{\text{en}}}{\rho} \right)_{\text{aire}}^{\text{agua}} D_{\text{aire}} \quad (8)$$

Donde D_w es la dosis absorbida en agua; $\left(\frac{\mu_{\text{en}}}{\rho} \right)_{\text{aire}}^{\text{agua}}$ es la relación entre los coeficientes másicos de absorción del agua y el aire para una energía determinada, D_{aire} es la dosis absorbida en aire.

3. Materiales y métodos

3.1. Preparación de la solución Fricke

La solución Fricke fue preparada siguiendo la Norma ISO/ASTM (ISO/ASTM,2015). Se preparó utilizando 0,392 g de sulfato de amonio ferroso grado analítico, ácido sulfúrico en una concentración de 0,4 M (solución sulfúrica ácida-acuosas) con agua tridestilada, y 0,058 g de cloruro de sodio para el retiro de impurezas. Después de su preparación, la solución Fricke se dejó saturar y se almacenó a una temperatura baja (4 ± 1) °C, protegida de la luz [6].

3.2. Irradiación de los dosímetros Fricke y ΔA

La irradiación de los dosímetros se realizó con diferentes energías, usando un sistema compuesto por un tubo de rayos X con una tensión máxima de 320 kV y una configuración de filtros de aluminio, tal como se muestra en la figura 2.



Figura 2. Sistema de irradiación para la caracterización de la respuesta en energía de los dosímetros Fricke preparados según la norma ISO/ASTM (ISO/ASTM, 2015)

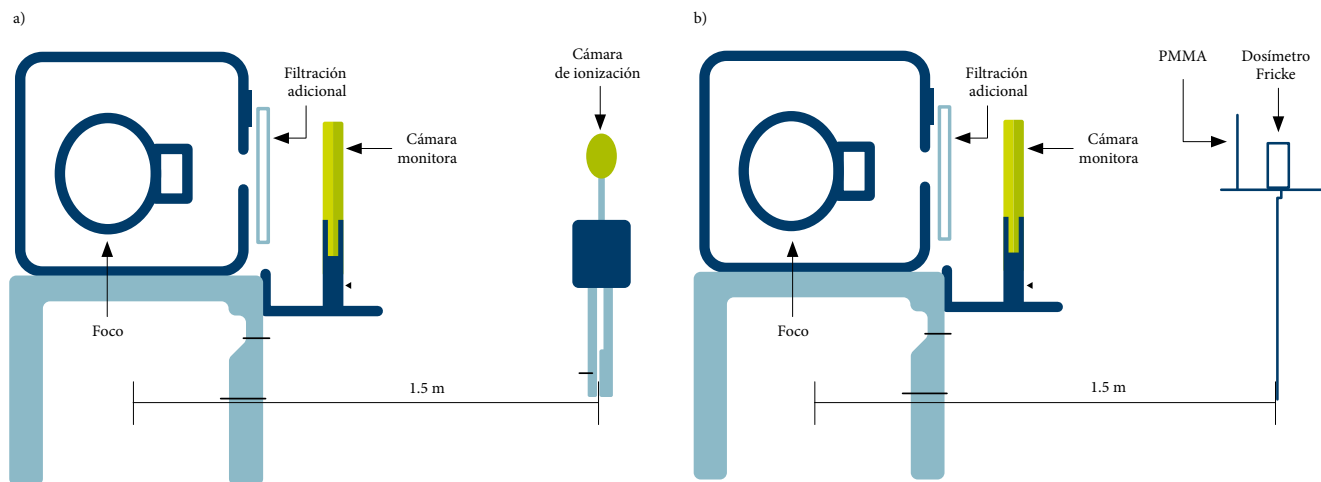


Figura 3. a) Esquema general de posicionamiento de una cámara de ionización para el irradiador de rayos X. b) Esquema general del equipo de irradiación de rayos X en aire con pantalla de PMMA

En primer lugar, se establecieron las calidades de radiación RQR4 a RQR9, con las cuales se obtuvieron espectros siguiendo la metodología propuesta por la norma IEC 61267 [13]. En segundo lugar, se obtuvo la tasa de kerma en aire mediante la ecuación 7, de cada una de las calidades RQR, mediante una cámara de ionización plano-paralela calibrada en el año 2019 en las calidades RQR2 a RQR9, y cuyas mediciones son trazables en el Laboratorio Primario de la Oficina Internacional de Pesas y Medidas (BIPM, sigla de Bureau International des Poids et Mesures). También se realizaron verificaciones intermedias de la cámara con una fuente de chequeo de Sr-90. Para esto se posicionó la cámara a 1,5 m de distancia del foco del tubo de rayos X, tal como se muestra en la figura 3a. Posteriormente se midió la tasa de kerma en aire y se estableció el tiempo necesario para suministrar 10 Gy en cada una de las calidades de radiación RQR. Luego, a la misma distancia se colocaron los dosímetros Fricke dentro de ampollas circulares de vidrio ámbar de 7 ml, recubiertas con papel parafinado, y se irradió un dosímetro en cada configuración. Frente al dosímetro Fricke se colocó una pantalla de PMMA de 4 mm de espesor, con el fin de lograr el equilibrio electrónico y poder asumir la equivalencia entre kerma en aire y la dosis absorbida en aire (figura 3b).

3.3. Medición de absorbancia ΔA

Para llevar a cabo un análisis de la solución dosimétrica se recomienda usar un espectrofotómetro de alta precisión;



Figura 4. Sistema dosimétrico compuesto por el espectrofotómetro BECKMAN DU-640 y los dosímetros de ampollita

en este caso se usó el espectrofotómetro Beckman DU 640, con cubetas de cuarzo y paso óptico de 10 mm, previamente calibrado en cada medición (figura 4). Al conjunto compuesto por espectrofotómetro y dosímetro se le denomina *sistema dosimétrico* [6]. Se tomaron las medidas de absorbancia a 303 nm antes y después de su irradiación, dejando tres controles iniciales sin irradiar, tal como se recomienda en la norma ISO/ASTM 51026:2015.

3.4. Determinación de la dosis absorbida en la solución Fricke

Primero se calcula una absorbancia media para los dosímetros no irradiados (A_0). En nuestro caso, estos fueron sellados

y almacenados a 4 °C en un refrigerador, para luego medir la absorbancia neta (ΔA) dada por la ecuación 9 en cada dosímetro irradiado, restando A_0 de su absorbancia A_p , así:

$$\Delta A = A_i - A_0 \quad (9)$$

La temperatura dentro de la celda de cuarzo tiende a estabilizarse después de unos segundos. La temperatura dentro de los espacios fue controlada para que se mantuviera entre los 20 y 22 °C. La norma ISO/ASTM 51026:2015 establece que los parámetros son válidos para un rango de temperatura de irradiación de 10 a 60 °C, y para un rango de temperatura de medición de absorbancia de 15 a 35 °C [6].

4. Resultados y discusión

Para encontrar la dosis absorbida en la solución Fricke D_F , en primer lugar se calcularon los rendimientos químicos de cada una de las energías medias asociadas con el voltaje aplicado al tubo de rayos X (tabla 3). Se utilizaron los valores de $G(\text{Fe}^{3+})$ medidos por el método ionométrico, reportados por Fregene [7], donde se contemplan energías bajas de rayos X. Además, se realizó un ajuste de la curva, que se muestra en la figura 5.

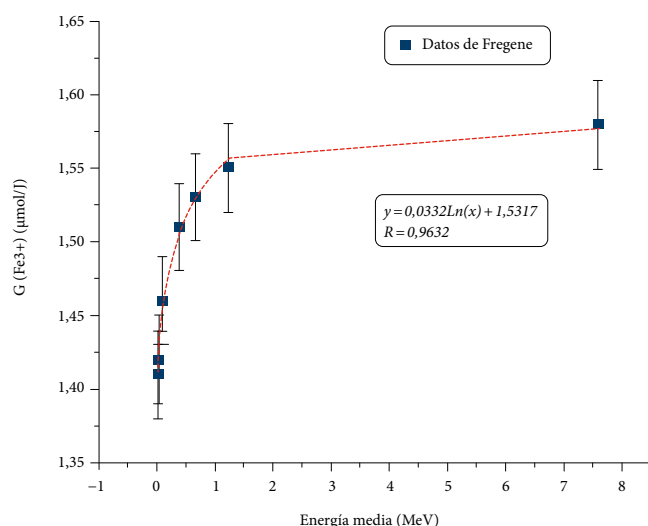


Figura 5. Valores de rendimiento químico a partir de valores experimentales tomados de Fregene [7] y ajuste de curva con un coeficiente de correlación $R=0,9632$

Tabla 2. Valores de rendimiento químico a partir de valores experimentales tomados de Fregene [7]

Energía media (MeV)	G (Fe ³⁺) (μmol/J)
0,03	1,42
0,04	1,42
0,45	1,43
0,66	1,43
1,23	1,44
7,60	1,58

Con los valores obtenidos de $G(\text{Fe}^{3+})$, y los valores reportados en la norma [6], para ϵ , d y ρ , se calcularon los valores de dosis absorbida en la solución Fricke D_F (ecuación 2).

Los datos obtenidos se muestran en la tabla 3. Las equivalencias de energía media y potencial del tubo correspondientes a cada calidad RQR trabajada se tomaron del trabajo de Rosado *et al.* [12].

Para calcular la dosis absorbida en agua D_w a partir de la dosis absorbida en la solución Fricke se utilizó la ecuación 5. P_{wall} se asume como 1, adaptando los datos de P_w calculados con simulación Monte Carlo por Rosado *et al.* [4], para energías bajas de rayos X, teniendo en cuenta que el material de las ampollitas es vidrio de 1 mm de espesor. Los valores de $\left(\frac{\mu_{\text{en}}}{\rho}\right)_{\text{Fricke}}^{\text{agua}}$ correspondientes a las energías medias se obtuvieron por interpolación de los valores de coeficientes de absorción de agua y Fricke de referencia reportados por el NIST [10]. Los valores de D_w obtenidos se muestran en la tabla 3.

Posteriormente se realizó una gráfica que compara la respuesta en energía en función de la dosis absorbida en agua de los dosímetros que contenían la solución Fricke preparada, aplicando una radiación X de baja energía, usando la ecuación 5 y teniendo en cuenta los valores del rendimiento químico $G(\text{Fe}^{3+})$, mostrados en la tabla 3.

La dosis absorbida en agua D_w , determinada a partir de la medición del kerma en aire en condiciones de equilibrio electrónico, se calculó por medio de la ecuación 8, y la relación de los coeficientes de atenuación aire-agua se tomó de los datos reportados por el NIST [10].

Los valores de dosis Fricke son un promedio obtenido con mediciones por triplicado de cada energía media. En este caso, las incertidumbres asociadas a cada energía varían entre 5 % y 7 %, con una desviación estándar obtenida en todos los valores de energías aplicados a una dosis de 10 Gy de 3,118, que muestra uniformidad en los datos obtenidos de manera logarítmica.

Tabla 3. Valores de voltaje aplicados al tubo de rayos X y la correspondiente energía media, los valores de $G(\text{Fe}^{3+})$ calculados a partir del ajuste de la curva de la figura 5, la dosis absorbida en la solución Fricke determinada por espectrofotometría, la dosis absorbida en agua D_F y D_w , a partir de la ecuación 5

Voltaje aplicado al tubo (kV)	Energía media (keV)	Filtración total mm Al	1 a CHR (mm Al)	Rendimiento químico $G(\text{Fe}^{3+})$ (mol/J)	Dosis Fricke Espectrofotómetro $D_F(\text{Gy})$	$D_F(\text{Gy})$	$D_w(\text{Gy})$
70	38,20	2,11	2,12	1,42	12,24	11,19	10,67
80	41,64	2,45	2,50	1,43	18,38	17,68	10,21
100	48,64	2,69	2,92	1,43	19,47	17,92	10,94
120	56,20	2,88	3,38	1,44	20,46	18,68	10,34
150	66,56	3,15	3,85	1,45	20,72	19,72	10,81

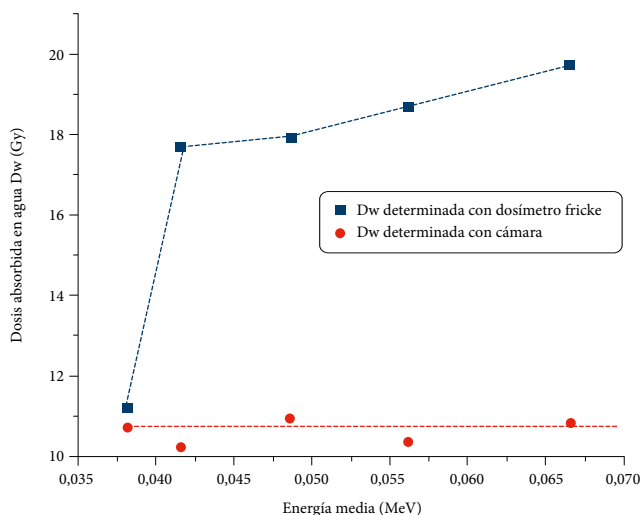


Figura 6. Respuesta de la dosis absorbida en agua D_w medida con dosímetros Fricke (cuadrados negros) y con cámara de ionización (puntos rojos), en función de la energía media

En la figura 6 se puede observar que, en función de la energía, la dosis absorbida en los dosímetros Fricke en el rango estudiado presenta diferencias notables que varían desde 5 % hasta 80 % con respecto a la dosis absorbida en agua, determinada a partir de la medición del kerma aire. También se puede apreciar que en valores mayores de 0,042 MeV, la respuesta en energía tiene una variación máxima de 5,13 % en una dosis absorbida en agua cercana a los 20 Gy, con rayos X generados con voltajes que variaron de 50 a 100 kV (rayos X de baja energía), y de 100 a 300 kV (rayos X de media energía).

Esto sugiere que con energías medias (voltajes aplicados de 100 a 300 kV) y energías altas (>300 kV) de rayos X, el comportamiento de la dosis absorbida en agua podría variar muy poco.

La temperatura en este caso fue controlada en los procedimientos de irradiación y medición espectrofotométrica, manteniéndola entre los 20 y 22 °C, debido a que se trabajó a una temperatura ambiente. Se tiene en cuenta que

esta variabilidad es despreciable, debido a que se tuvieron en cuenta los parámetros establecidos la norma ISO/ASTM 51026:2015 [6].

También observamos que el aumento de absorbancia está sujeto a la variación de energía, como resultado de la formación de radicales OH^- y HO_2^- , que produce un aumento de los iones Fe^{3+} debido a que el radical hidroxilo es una especie oxidante y puede usarse para oxidar y romper las moléculas orgánicas, por lo que tiene un papel predominante en el daño por radiación ionizante [1].

5. Conclusiones

La metodología aplicada en la preparación, medición e irradiación fue meticulosa en todos los pasos, y las muestras se mantuvieron empacadas y almacenadas a baja temperatura, controlando la misma en el momento de realizar cada uno de los ensayos, para lo cual se midieron nuevamente los dosímetros de control (A_0) y se rectificó la temperatura en cada medición de absorbancia.

Los datos obtenidos revelan un comportamiento inesperado de la solución Fricke en dosis por debajo de los 10 Gy, ya que los valores alcanzados exceden significativamente las expectativas, siendo estos menores a los esperados. Sin embargo, al emplear los valores de $G(\text{Fe}^{3+})$ reportados por Fregene (1,41-1,58 $\mu\text{mol/J}$), se observa un ajuste adecuado a la dosis utilizada.

A partir de dosis absorbidas de 12 a 20 Gy medidas con el espectrofotómetro se observa una variación atribuida al cambio en la energía media relacionada con el voltaje aplicado al tubo de rayos X, influenciando el rendimiento químico y, por ende, la cantidad de dosis absorbida por la solución Fricke.

En otras palabras, la cantidad de radiación absorbida por la solución Fricke se ve influenciada por el cambio en el comportamiento del rendimiento químico, especialmente en rangos de dosis más bajos.

De los resultados obtenidos relativos a la respuesta de la dosis absorbida en agua para las energías utilizadas en radiología diagnóstica, queda en evidencia que la solución Fricke preparada según los parámetros recomendados por la norma ISO/ASTM 51026:2015 presenta diferencias grandes con respecto a la dosis absorbida en agua medida con cámara de ionización, lo cual sugiere que con energías bajas y dosis absorbidas en agua cercanas a los 10 Gy, los dosímetros Fricke no tienen una buena respuesta en energía para el rango de radiodiagnóstico.

Agradecimientos

Los autores agradecen al personal del LSCD y de la Planta de Irradiación Gamma del SGC, así como a los funcionarios de los laboratorios de Física y Química de la Facultad de Ciencias y Educación de la Universidad Distrital, por su apoyo, seguimiento y el tiempo que dedicaron a nuestro trabajo.

Referencias

- [1] G. Jayson, B. Parsons y A. Swallow, "The mechanism of the Fricke dosimeter", *International Journal for Radiation Physics and Chemistry*, vol. 7, n.os 2-3, pp. 363-370, abr. 1975. [https://doi.org/10.1016/0020-7055\(75\)90075-3](https://doi.org/10.1016/0020-7055(75)90075-3)
- [2] Standard practice for dosimetry in radiation processing, ISO/ASTM 52628, 2013.
- [3] C. E. de Almeida y C. Salata, "Absorbed dose to water standard for 192Ir HDR sources using Fricke Dosimetry", *Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*, vol. 4, n.os 31-44, 2020. <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.4.2020.565>
- [4] P. H. Rosado, C. Salata, M. G. David et al. "Determination of the absorbed dose to water for medium-energy x-ray beams using Fricke dosimetry", *Medical Physics*, vol. 47, n.º 11, pp. 5802-5809, oct. 2020. <https://doi.org/10.1002/mp.14473>
- [5] *Determinación de la dosis absorbida en radioterapia con haces externos: Un código de práctica internacional para la dosimetría basada en patrones de dosis absorbida en agua*. Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), Colección de Informes Técnicos n.º 398, Viena, abr. 2005.
- [6] Práctica para el uso del sistema de dosimetría Fricke, ISO/ASTM 51026, 2015.
- [7] 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, n.º 2, jun. 1967, pp. 256-272.
- [8] C. E. Calderón, "Determinación de los parámetros característicos del haz de rayos X en radiodiagnóstico: Implementación calidad RQR 3", *Momento*, vol. 58, 2019, pp. 89-102. <https://doi.org/10.15446/mo.n58.73555>
- [9] C. C., Cavinato y L. L. Campos, "Preliminary results on energy dependence of the fricke gel dosimeter for low energy x-radiation", In: International Congress Of The International Radiation Protection Association, 12th, October 19-24, 2008, Buenos Aires, Argentina. Proceedings, 2008. <http://repositorio.ipen.br/handle/123456789/13185>
- [10] J. Hubbell y S. Seltzer, "Tables of X-ray mass attenuation coefficients and mass energy-absorption coefficients 1 keV to 20 MeV for Elements Z = 1 to 92 and 48 Additional Substances of Dosimetric Interest", NIST Physical Measurement Laboratory, 1995. <http://phys-ics.nist.gov/PhysRefData/XrayMassCoef/cover.html>
- [11] F. Pernička e I. D. McLean (dirs.), *Dosimetry in diagnostic radiology: An international code of practice*, Technical Reports Series n.º 457. Viena: International Atomic Energy Agency, 2007. https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TRS457_web.pdf

[12] P. Rosado, M. Nogueira, P. Squair *et al.* “Determination of the mean energy for attenuated and unattenuated IEC diagnostic X-ray beams”, International Nuclear Atlantic Conference (INAC), Santos, SP, Brasil, set. 29-oct. 5, 2007. Associação Brasileira de Energia Nuclear (ABEN).

[13] IEC, *Equipement de diagnostic médical à rayonnement X: Conditions de rayonnement pour utilisation dans la détermination des caractéristiques*,
12. ^a ed. Ginebra: IEC, 2005.

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

Criterios 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/>

“En su edición número 7, ofrecemos a nuestros lectores cuatro frentes temáticos, en los cuales se ve reflejada la producción de nuevo conocimiento atribuida a autores externos y a los investigadores de nuestra institución.”

4 Editorial

David Leonardo Alonso

6 Estimation of radioactive activity by gamma spectroscopy

Estimación de actividad radiactiva por espectroscopía gamma

Alejandro Restrepo y Juan Sebastián Ramírez

19 Visualización interactiva de las importaciones de materiales radiactivos en Colombia de 2012 a 2022

Interactive display of imports of radioactive materials into Colombia from 2012 to 2022

Andrea Sánchez Galindo y Juan Guillermo Ramírez

30 Desarrollo de un algoritmo computacional para la semiautomatización del control de calidad de elementos de protección personal plomados

Development of a computational tool based on image processing for the quality control automation of lead based personal protection equipment

John Camilo Alcalde Poveda y Erika Muñoz Arango

43 Caracterización de la respuesta de la dosis absorbida en agua a la variación de energías de radiodiagnóstico para dosímetros Fricke preparados bajo la norma ISO/ASTM 51026:2015

Characterization of the response of the absorbed dose in water to the variation of radiodiagnostic energies for Fricke dosimeters prepared under the ISO/ASTM 51026:2015 standard

Laura Guerrero, Carlos Torres, Camilo Calderón, Fabián Aguirre, César Díaz, Luis Peña

52 Política Editorial