

## Dosis equivalente ambiental $H^*(10)$ por neutrones producidos en un Varian Clinac 2300 mediante detectores tipo CR-39

J. J. Rodríguez Balza\* and I. Barrutia Barreto

*Departamento de Investigación, Innova Scientific SAC.  
Avenida La Marina 1453, San Miguel 15086, Lima-Perú.  
\*e-mail: juanjorb23@gmail.com*

Received 10 September 2021; accepted 27 September 2021

Mediante detectores de trazas tipo CR-39 se determinó la dosis equivalente ambiental  $H^*(10)$  por neutrones rápidos y térmicos en un acelerador Varian Clinac 2300 que opera en el rango de 6-18 MV. Mediciones preliminares fueron efectuadas ante una fuente moderada de neutrones  $^{252}\text{Cf}$  para obtener la respuesta del detector según el rango de energía. Se obtuvieron valores de tasa de densidad de trazas, flujo y dosis equivalente ambiental  $H^*(10)$  por neutrones rápidos y térmicos en la mesa de tratamiento del recinto. Se determinó que la dosis equivalente ambiental  $H^*(10)$  por unidad de dosis Gy en el isocentro es de  $162 \pm 11 \mu\text{Sv/Gy}$  a una distancia de 13 cm del isocentro. Se presentan igualmente valores de flujo y tasa de densidad de trazas en el cabezal del acelerador.

*Descriptores:* Dosis equivalente ambiental por neutrones, CR-39, densidad de trazas, fluencia.

Using CR-39 nuclear track detectors, ambient dose equivalent  $H^*(10)$  by fast and thermal neutrons in a Varian Clinac 2300 medical accelerator operating in the range of 6-18 MV was determined. Preliminary measurements to obtain the detector response in a moderated  $^{252}\text{Cf}$  neutron source were made according to the neutron energy. Track density rate, fluence rate and ambient dose equivalent  $H^*(10)$  values were obtained for fast and thermal neutrons in the couch. Ambient dose equivalent  $H^*(10)$  per unit Gy dose at the isocenter was  $162 \pm 11 \mu\text{Sv/Gy}$  at a distance of 13 cm from the isocenter. Track density rate and fluence rate in the linac head are also presented.

*Keywords:* Ambient dose equivalent; CR-39; track density; neutron fluence.

DOI: <https://doi.org/10.31349/RevMexFis.68.021101>

### 1. Introducción

El uso de la radioterapia sigue cobrando auge como técnica del tratamiento contra el Cáncer. Los aceleradores lineales de uso médico (LINAC) para radioterapia producen haces de fotones de alta energía de radiación de frenado. Cuando estos equipos operan por encima de los 10 MeV se producen neutrones rápidos cuya distribución es casi isotrópica [1]. Los neutrones provenientes de aceleradores lineales médicos se producen principalmente a través de reacciones fotonucleares ( $\gamma, n$ ) del tipo  $^{180}\text{W}(\gamma, n)^{179}\text{W}$ ,  $^{182}\text{W}(\gamma, n)^{181}\text{W}$ ,  $^{184}\text{W}(\gamma, n)^{183}\text{W}$  y  $^{186}\text{W}(\gamma, n)^{185}\text{W}$ , si el blanco es de Tungsteno [2]. Otras reacciones fotonucleares son posibles en materiales distintos al blanco. Estas incluyen reacciones ( $\gamma, p$ ) y reacciones ( $\gamma, \alpha$ ). También es posible tener reacciones ( $n$ , fisión) si el blindaje de hormigón contiene átomos de uranio residuales [3]. Estos fotoneutrones contaminan el haz terapéutico y son motivo de estudio cuantitativo [4].

Los neutrones tienen una eficacia biológica relativa (RBE) sustancialmente mayor que los fotones, por lo tanto, un pequeño número de neutrones puede producir un componente de dosis no despreciable. Incluso, pequeñas dosis absorbidas en los órganos de riesgo (OAR) por los neutrones dispersados aumentan la probabilidad de inducir un cáncer secundario [5, 6]. Los fotoneutrones inducen adicionalmente reacciones secundarias del tipo activación neutrónica, producción de gamma inmediatos y captura por resonancia (con menor frecuencia, fisión, formación de núcleos livianos y radiación de aniquilación). Si estos procesos ocurren en el cuer-

po del paciente entonces deben considerarse en el cálculo de la dosis.

Los electrones que conforman el haz cuando interactúan con las láminas de dispersión u otros materiales que conforman el cabezal del acelerador lineal producen interacciones electro-neutrónicas ( $e, e'n$ ) mediante fotones virtuales y fotones de Bremsstrahlung [7] que, a su vez, pueden producir reacciones fotoneutrónicas ( $\gamma, n$ ) en el que los fotones interactúan con un blanco de Tungsteno (W) o Plomo (Pb) cuando estos están presentes en el cabezal del LINAC [8]. Dichos fotoneutrones pueden estar conformados por neutrones de evaporación o neutrones de “knock-out” [9].

El campo de fotones que se produce en un LINAC es muy intenso, colimado, pulsado y acompañado de microondas de alta frecuencia. Este tipo de entorno usualmente limita el uso de sistemas activos de detección dentro del cuarto de tratamiento [10], aunque se utilizan también los detectores pasivos para la medición de la dosis equivalente de neutrones [11]. Algunos métodos incluyen mediciones con detectores pasivos termoluminiscentes (TLD), donde se ha determinado la utilidad para obtener dosis por neutrones térmicos en salas de radioterapia [12]. Al respecto, Barquero y colaboradores midieron con pares de TLD la fluencia de neutrones térmicos en el cabezal de un acelerador lineal de 18 MV, en donde también obtuvieron fluencia y dosis equivalente por neutrones térmicos en la mesa de tratamiento [13]. Similarmente en otras investigaciones se han calculado también dosis equivalente por neutrones posicionando pares de TLD en un fantoma de calibración [14–17].

Se han efectuado mediciones con otros detectores pasivos tales como LR-115 y CR-39, en el caso de los LR-115 se destacan los resultados de Vukovic y colaboradores quienes determinaron tasas de dosis por neutrones térmicos de 1.96 Sv/h en la dirección del haz de fotones a 1 m del cabezal en un LINAC Mevatron de 15 MV y un valor de 0.62  $\mu\text{Sv/h}$  fuera del cuarto de tratamiento [18], similarmente Poje y colaboradores obtuvieron para una carga de trabajo de 900 Gy por semana una dosis equivalente neutrónica por año por persona de 2 mSv en la sala de control de un LINAC Oncor de 18 MV para una tamaño de campo de  $40 \times 40 \text{ cm}^2$  [19].

Se ha reportado también el uso combinado de CR-39 y TLD, vale la pena destacar la investigación de Dawn y colaboradores quienes determinaron fluencia de neutrones y dosis equivalente ambiental en aceleradores de 10 MV y 15 MV a los que adicionalmente mediante el método de Monte Carlo obtuvieron el espectro de neutrones en el isocentro (IC) y a distintas profundidades en un fantoma. Los autores confirmaron que la dosis equivalente ambiental de neutrones rápidos por unidad de dosis de fotones (mSv/Gy) en el IC disminuye con la profundidad, mientras que, para los neutrones térmicos aumenta con la profundidad hasta 6 cm y luego disminuye a partir de ese valor [11].

De modo que en esta investigación se propone determinar la dosis equivalente ambiental  $H^*(10)$  por neutrones rápidos y térmicos en la mesa de tratamiento de un LINAC Varian Clinac 2300 18 MV mediante el uso de detectores de trazas nucleares de estado sólido (SSNTD siglas en inglés) tipo CR-39. Adicionalmente, se pretende obtener la densidad de trazas en función del tiempo de irradiación y el flujo de neutrones rápidos y térmicos en el cabezal del acelerador y en la mesa de tratamiento.

## 2. Aspectos teóricos

La rapidez de fluencia de neutrones  $\Phi$ , expresada en  $\text{n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{Gy}^{-1}$ , en un LINAC puede calcularse mediante un modelo propuesto por McCall que consiste en las siguientes relaciones [20]:

$$\Phi_{dir} = \frac{aQ}{4\pi d^2}, \quad (1)$$

$$\Phi_{sc} = 5.4 \frac{aQ}{S}, \quad (2)$$

$$\Phi_{th} = 1.26 \frac{Q}{S}, \quad (3)$$

donde  $a$  es el factor de transmisión para neutrones que penetran el cabezal blindado del LINAC. La cantidad  $S$  es la superficie interna en  $\text{cm}^2$  del cuarto de tratamiento, y  $Q$  es la intensidad de la fuente neutrónica expresada en neutrones emitidos por unidad de dosis gamma entregada en el IC. Finalmente  $d$  es la distancia en cm del blanco al punto donde es evaluada la fluencia directa. Un estudio completo de valores de  $Q$  para diferentes LINACs y energías de operación se pueden encontrar en [21].

En particular para los neutrones rápidos se tiene que:

$$\Phi_f = \frac{aQ}{4\pi d^2} + 5.4 \frac{aQ}{S}. \quad (4)$$

### 2.1. Trazas nucleares en detectores de estado sólido (SSNTD)

Este método consiste en el registro de partículas cargadas como productos de reacciones nucleares o de decaimientos radiactivos. Se basa en el uso de materiales sensibles a partículas cargadas como el plástico Poliialil-Diglicol o CR-39, Nitrato de Celulosa, Makrofol, entre otros.

La constitución de las trazas es esencialmente de naturaleza geométrica. Las trazas pueden ser de formas muy variadas dependiendo del ángulo de incidencia de la partícula, el tipo de material impactado y de partícula incidente, su energía y el método de revelado químico que se le aplique. La transformación de una traza latente en una traza visible es provocada por la acción simultánea de dos procesos grabado: la disolución química a lo largo de la trayectoria de la partícula a una velocidad lineal  $v_T$  (velocidad de revelado de la traza o “track etch rate”) y la disolución del material en la superficie grabada y el espacio interior de la traza grabada a una velocidad  $v_B$  (velocidad de revelado volumétrico o “bulk etch rate”). Se supone que  $v_T$  es constante a lo largo de la traza y  $v_B$  es constante e isotrópica para los detectores pasivos utilizados en este estudio.

Para condiciones de incidencia normal de las partículas y  $v_B = \text{constante}$ , es posible determinar el espesor de la capa removida del detector y de ahí establecer una relación directa con la velocidad  $v_B$  midiendo la masa del detector antes y después del proceso de revelado, método conocido como método del cambio de masa del detector [22,23], conociendo la densidad del detector,  $v_B$  puede ser hallado mediante:

$$v_B = \frac{\Delta m}{2A\rho_d t}, \quad (5)$$

donde  $\Delta m$  es la diferencia de masa,  $A$  es el área de la superficie desgastada,  $\rho_d$  la densidad del detector y  $t$  el tiempo de revelado químico.

### 2.2. Dosimetría de neutrones con detectores SSNTD

Los detectores de trazas nucleares (NTDs) particularmente el CR-39 es considerado el detector SSNTD de partículas cargadas más sensible [24]. Este ha sido utilizado en diversas mediciones tales como fisión nuclear, fragmentación nuclear de alta energía, fusión, rayos cósmicos, partículas extrañas tales como monopolos magnéticos, radón, dosimetría de neutrones, fabricación de nanoestructuras entre otros [25–29].

El flujo de neutrones rápidos  $\phi_{rap}$ , expresado en  $\text{n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ , puede obtenerse a partir de la densidad de trazas  $\rho$  [30] mediante la expresión:

$$\phi_{rap} = \frac{\rho_{rap} - \rho_o}{K_{rap} t_{irr}}, \quad (6)$$

donde  $t_{irr}$  es el tiempo de irradiación expresado en segundos,  $K_{rap}$  es la respuesta del detector expresado en trazas/neutrón y está relacionado con la sección eficaz y el rango de energías del neutrón. Similarmente,  $\rho_{rap}$  y  $\rho_o$  representan la densidad de trazas de neutrones rápidos y densidad de trazas del fondo respectivamente; los cuales según sea el caso, pueden obtenerse mediante:

$$\rho = \frac{\Sigma_{trazas}}{nA}, \quad (7)$$

donde  $\Sigma_{trazas}$  representa la suma total de todas las trazas contadas, mientras que  $n$  y  $A$  se refieren al número de campos ópticos analizados y al área del campo en  $cm^2$  respectivamente.

De forma similar, el flujo de neutrones térmicos,  $\phi_{ter}$ , se define como:

$$\phi_{ter} = \frac{W(\rho - \rho_{cadmio})}{K_{ter}\rho_{conv}N_A f_w \sigma e^{-\Sigma x} B t_{irr}}, \quad (8)$$

donde  $K_{ter}$  es la respuesta del CR-39 ante neutrones térmicos,  $W$  es el peso atómico del Boro en g/mol,  $\rho$  y  $\rho_{cadmio}$  son las densidades de trazas sin y con cubierta de Cadmio respectivamente,  $\rho_{conv}$  es la densidad del convertidor de neutrones en  $g/cm^3$ ,  $N_A$  es el número de Avogadro,  $f_w$  la fracción en peso del  $^{10}B$  contenido en el convertidor,  $\sigma$  la sección eficaz, expresado en  $cm^2$ , de la reacción  $^{10}B(n, \alpha)^7Li$ ,  $e^{-\Sigma x}$  la atenuación promedio del neutrón en el convertidor,  $B$  el coeficiente de intensidad de la reacción estudiada el cual está comprendido entre 0 y 1, y  $t_{irr}$  el tiempo de irradiación expresado en segundos [31].

Asimismo, el flujo de neutrones epitérmicos  $\phi_{epi}$  se expresa como:

$$\phi_{epi} = \frac{W\rho_{cadmio}}{K_{epi}\rho_{conv}N_A f_w \sigma e^{-\Sigma x} B t_{irr}}. \quad (9)$$

De este modo la dosis equivalente ambiental  $H^*(10)$  puede obtenerse mediante la ecuación:

$$H^*(10) = \varphi \cdot [H^*(10)/\Phi] \cdot 10^{-9} \text{ mSv}, \quad (10)$$

donde  $\varphi$  es la fluencia de neutrones expresado en  $n \cdot cm^{-2}$  y  $[H^*(10)/\Phi]$  el coeficiente de conversión fluencia a dosis equivalente ambiental, expresado en  $pSv \cdot cm^2$ , el cual depende de la energía del neutrón incidente y se pueden hallar en la publicación 74 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) [32].

### 3. Materiales y métodos

#### 3.1. Mediciones preliminares en la fuente $^{252}Cf$

Los detectores utilizados en esta investigación fueron obtenidos del fabricante Track Analysis System Limited, los cuales poseen un tamaño de  $2 \times 2 \text{ cm}^2$  con un espesor de 1 mm ( $\rho_d = 1.32 \text{ g/cm}^3$ ). La velocidad de revelado volumétrico fue determinada utilizando la Ec. (5).

Previo a la exposición de los CR-39 en el LINAC, se determinó la respuesta  $K$  del detector dependiendo del rango

de energías del neutrón. En este trabajo se determinaron tres valores de  $K$ .

La respuesta  $K_{ter}$  del detector ante neutrones térmicos ( $0.025 < E_{n,ter} < 0.5 \text{ eV}$ ) se halla mediante:

$$K_{ter} = \frac{W(\rho - \rho_{cadmio})}{\phi_{ter}\rho_{conv}N_A f_w \sigma e^{-\Sigma x} B t_{irr}}. \quad (11)$$

De forma similar, la respuesta  $K_{epi}$  del detector ante neutrones epitérmicos ( $0.5 \text{ eV} < E_{n,epi} < 0.1 \text{ MeV}$ ) se halla mediante:

$$K_{epi} = \frac{W\rho_{cadmio}}{\phi_{epi}\rho_{conv}N_A f_w \sigma e^{-\Sigma x} B t_{irr}}. \quad (12)$$

Mientras que la respuesta  $K_{rap}$  del detector ante neutrones rápidos ( $0.1 < E_{n,rap} < 7 \text{ MeV}$ ):

$$K_{rap} = \frac{\rho_{rap}}{\phi_{rap}t_{irr}}. \quad (13)$$

Cada CR-39 fue dividido en tres “ventanas” del mismo tamaño: una ventana llamada “Bare” para la detección de neutrones rápidos vía reacción (n,p), otra ventana llamada “Boro” que fue recubierta con un material convertidor de  $H_3^{10}BO_3$ , del fabricante Sigma-Aldrich ( $\rho_{conv} = 1.44 \text{ g/cm}^3$ ), enriquecido isotópicamente al 99% de  $^{10}B$  el cual posee una alta sección eficaz ( $\sigma = 3840 \text{ barns}$ ) para la detección de neutrones térmicos vía reacción  $^{10}B(n, \alpha)^7Li$ . La última ventana llamada “Cadmio” (ver Fig. 1) fue preparada siguiendo la misma técnica para la ventana “Boro” adicionalmente emparedado con una lámina de Cadmio de 1 mm de espesor para la detección de neutrones epitérmicos, aprovechando la propiedad de la caída abrupta de la sección eficaz que tiene el Cadmio de absorber neutrones por debajo de la energía de corte (0.4 eV) [33].

Una vez preparadas las ventanas del detector CR-39, este fue expuesto ante una fuente de  $^{252}Cf$  moderada con grafito del Laboratorio de Física Nuclear de la Universidad Simón Bolívar (USB) de  $0.35\varnothing \times 1 \text{ cm}^2$  ( $\bar{E}_n = 2 \text{ MeV}$ ) suministrado por la Agencia Internacional de Energía Atómica (IAEA), esta fue adquirida el 09/10/2001 fecha para la cual disponía de una tasa de emisión de neutrones  $\sim 4.6 \times 10^7 \text{ n/s}$  [34,35]. Posee un peso neto de  $20 \mu\text{g}$  electro-depositada sobre una lámina delgada de níquel de  $1 \text{ mg/cm}^2$  doblemente encapsulada en acero inoxidable soldado [36]. Para reducir la radia-

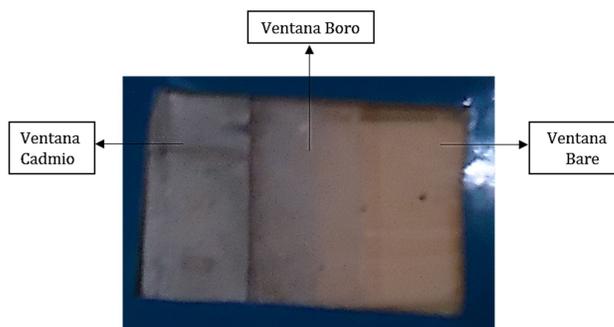


FIGURA 1. CR-39 dividido en tres ventanas según la energía del neutrón.

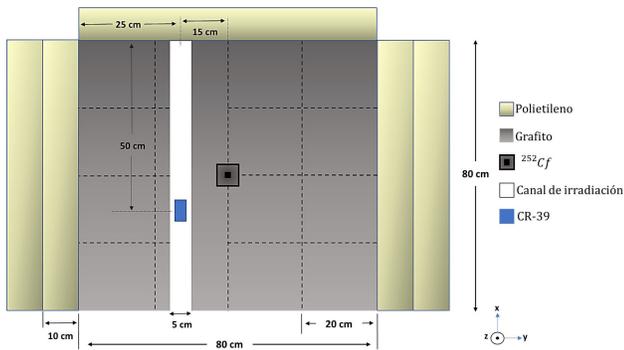


FIGURA 2. Fuente de neutrones de la USB donde se muestra la ubicación del detector. Adaptado de [34].

ción gamma la fuente se encuentra almacenada en un blindaje de Plomo de  $15 \times 15 \times 15 \text{ cm}^3$ . Además, el moderador en el que se encuentra la fuente está constituido por 16 bloques de grafito de  $20 \times 20 \times 60 \text{ cm}^3$  cada uno, formando un paralelepípedo de  $80 \times 80 \times 60 \text{ cm}^3$  [37]. Dichos bloques de grafito fueron donados por “The Atomic Research Institute” AEKI-KFKI de Budapest-Hungría, cortesía del Dr Pálfavi. Adicionalmente alrededor del grafito se cuenta con una protección externa de bloques de polietileno de  $40 \times 20 \times 60 \text{ cm}^3$  enriquecido con Litio (7.5 %) en las caras laterales y superior del montaje [35]. A 20 cm del centro de la fuente a lo largo de todo el cuerpo se encuentra un canal de irradiación donde se colocó el detector, tal y como se puede apreciar en la Fig. 2. Las características espectrales y dosimétricas de la fuente han sido reportadas por varios autores [34, 37].

En esta investigación la calibración del detector solo fue efectuado para obtener la respuesta “K” del CR-39. El espectro de fotoneutrones en un LINAC es diferente al espectro de una fuente de  $^{252}\text{Cf}$ , sin embargo, es considerado aceptable la calibración del detector tal y como lo recomienda la IAEA y la Comisión Nacional de Protección Radiológica (NCRP) [38, 39]. Cabe destacar que Szydłowski y colaboradores, para un estudio en un Varian Clinac 2300 18 MV, expusieron los detectores CR-39 ante una fuente  $^{252}\text{Cf}$  considerando que este procedimiento provee una calibración propia inclusive cuando el espectro en el LINAC es diferente del  $^{252}\text{Cf}$  [40, 41].

Los detectores, antes de ser expuestos a la fuente de neutrones, pasaron por un proceso de pre-revelado (en inglés: pre-etching) a fin de obtener la densidad de trazas de “fondo”. El paso de pre-revelado también mejora la respuesta de los detectores porque este tratamiento elimina las huellas de partículas alfa superficiales y arañazos, si los hubiera [42]. Además, la densidad de trazas inducida por neutrones se incrementa entre 50 a 100 comparado con detectores a los que no se les aplica pre-revelado [39].

Los CR-39 fueron expuestos durante 10 días a una distancia de 18 cm de la fuente de  $^{252}\text{Cf}$  tal y como se puede apreciar en la Fig. 2. En ese punto, el flujo de neutrones rápidos es de  $5.65 \times 10^2 \pm 20 \times 10^2 \text{ n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$  asimismo, el flujo de neutrones epitérmicos fue de:  $1.10 \times 10^2 \pm 20 \times 10^2 \text{ n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$  mientras que el flujo de neutrones térmicos de

$2.22 \times 10^3 \pm 30 \times 10^2 \text{ n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ . Luego de ese tiempo de irradiación los detectores fueron revelados durante 2 horas en una solución de NaOH con una concentración de 6N a  $70 \pm 1 \text{ }^\circ\text{C}$ .

Las imágenes de las trazas fueron tomadas en un microscopio óptico Marca Olympus, que además posee una cámara integrada marca CELESTRON conectada a una PC a través de un puerto USB. El software utilizado para el análisis de trazas fue ImageJ. El objetivo elegido para el conteo de las trazas fue de magnificación  $10 \times^{-0.25}$ . El número de campos de visión contados por cada ventana fue de 110 campos. El tamaño de cada campo fue de  $0.23 \times 0.17 \text{ mm}$  (o  $230 \times 170 \mu\text{m}$ ) y se obtuvo por medio de un Micrómetro tipo portaobjeto con apreciación de  $\pm 0.01 \text{ mm}$ . Las imágenes de cada campo estuvieron ajustadas a una resolución de pantalla de  $1280 \times 768$  píxeles. La densidad de trazas fue calculada utilizando la Ec. (7) y luego la respuesta del detector mediante las Ecs. (11), (12) y (13) según la ventana del detector.

### 3.2. Características del LINAC y ubicación de los detectores

El mismo procedimiento mencionado arriba para la preparación del detector y conteo de las trazas fue utilizado para los detectores expuestos en la mesa de tratamiento y el cabezal del LINAC.

El modelo del acelerador donde se expusieron los detectores es un Varian Clinac 2300 con blanco de W (Tungsteno) y colimadores multiláminas (MLC) de Tungsteno. Este acelerador trabaja en dos modos de energía: 6 MV para electrones y 18 MV para el modo fotones. En total se utilizaron 10 detectores expuestos en cabezal y mesa de tratamiento por un tiempo de 5, 10, 15, 30 y 45 días (tiempo de exposición) mientras este se encontraba en operación para tratar pacientes en modo 18 MV. Los detectores colocados en la superficie lateral externa del cabezal del LINAC estuvieron posicionados a una distancia de 71 cm del blanco, es decir para un diámetro del cabezal de 77 cm el detector fue ubicado a una distancia horizontal de 38.5 cm respecto al eje central del haz terapéutico y a una altura de 60 cm del blanco [Fig. 3a)]. En el caso de los detectores ubicados en la mesa de tratamiento estos fueron posicionados a 110 cm del blanco respecto al eje



FIGURA 3. Ubicación de los detectores CR-39 en: a) Cabezal. b) Mesa de tratamiento.

principal del haz terapéutico. Respecto al IC estos detectores estuvieron posicionados a 13 cm de profundidad y a 9 cm de distancia del eje principal del haz terapéutico [Fig. 3b)]. Cabe destacar que dichos detectores estuvieron ubicados en una posición en el que, el cuerpo del paciente se interponía entre el haz terapéutico y los detectores.

Durante la exposición de los detectores en el LINAC se tomaron registros del tiempo de irradiación del equipo, las unidades monitor (MU), y la dosis absorbida por fotones en el IC. La tasa de unidades monitor en modo 18 MV del equipo en estudio fue de 600 MU/min.

### 3.3. Densidad de trazas, flujo de neutrones y dosis equivalente ambiental

Con base en los registros de la densidad de trazas se obtuvo el flujo en el cabezal y mesa de tratamiento con las ecuaciones 6, 8 y 9. También se calculó la fluencia por unidad de dosis por fotones Gy en el IC. Los valores experimentales obtenidos de fluencia por Gy en IC son comparados con el modelo de McCall, Ecs. 1, 2 y 3 para el cual el valor de “ $a$ ”, en las ecuaciones 1 y 2, utilizado fue 0.85 y  $Q = 0.95 \times 10^{12}$  n-Gy<sup>-1</sup> tomado de Followill y colaboradores [21]. Esto se hace con la finalidad de comparar la diferencia porcentual teórica y experimental en el cabezal con la diferencia porcentual en la mesa de tratamiento.

Para el rango de energías que se manejan en un LINAC es suficiente con dividir el espectro en dos regiones de energías: neutrones térmicos ( $E_n < 0.5$  eV) y neutrones rápidos ( $> 0.5$  eV) [39,43]. De modo que en este trabajo los cálculos de flujo, tasa de densidad de trazas y dosis en el LINAC se hallan sumando las ventanas “Bare” y “Cadmio” para los neutrones rápidos, para los neutrones térmicos se usa la ventana “Boro” y para efectos de comparación se halla la componente de neutrones térmicos-epitérmicos sumando las ventanas “Boro” y “Cadmio”.

Para la dosis equivalente ambiental  $H^*(10)$  se utiliza la Ec. (10) según la energía de los neutrones en cada ventana del detector utilizando los coeficientes de conversión fluencia a dosis equivalente ambiental mediante la publicación 74 de la ICRP [32]. Se ha reportado por varios autores que el espectro de fotoneutrones primarios, para el caso de un acelerador 18 MV muestra tres regiones de energía diferenciadas, un máximo entre 0.3 y 0.4 MeV, otro pico entre 1 y 2 MeV y un tercer pico entre 1 eV y 0.1 MeV [44,45]. Otros autores muestran, en un acelerador Varian Clinac 2100 18 MV, un espectro en la mesa de tratamiento con tres regiones a saber: un pico en la zona térmica, una región epitérmica casi plana y dos picos en los intervalos de 0.3 a 0.4 MeV y el otro en 1 MeV [46]. Similarmente Barquero y colaboradores muestran en un acelerador Mevatron-Siemens 18 MV tres regiones distintas, un pico alrededor de 0.1 MeV, una región epitérmica casi plana y una región térmica con valores similares en toda la sala de tratamiento [13]. En este trabajo, siguiendo los resultados anteriores los coeficientes de conversión fluencia a dosis equivalente ambiental [32] fueron seleccionados de acuerdo al rango

de energía para cada ventana del detector. Para los neutrones rápidos (específicamente para la ventana bare) se ha tomado el valor  $\bar{E}_n = 0.5$  MeV que es la energía promedio de los neutrones en el IC reportado por varios autores [47–49], de modo que el coeficiente de conversión  $[H^*(10)/\Phi]$  utilizado es 322 pSv·cm<sup>2</sup>. Para los neutrones epitérmicos el coeficiente de conversión  $[H^*(10)/\Phi]$  es de 88 pSv·cm<sup>2</sup> para 0.1 MeV, mientras que para los neutrones térmicos de energía 0.025 eV el coeficiente utilizado es de 10.6 pSv·cm<sup>2</sup>.

## 4. Resultados y discusión

### 4.1. Mediciones preliminares en la fuente <sup>252</sup>Cf

La densidad de trazas de fondo ( $\rho_o$ ) resultante fue de  $25 \pm 4$  trazas/cm<sup>2</sup>. El valor de esta densidad de trazas fue obtenido de un detector sin exponer que formaba parte del mismo lote de detectores y del mismo fabricante en el momento que fue comprado. En este sentido la densidad de trazas del fondo de ese detector es tomado como la densidad de trazas promedio para todos los detectores expuestos en la fuente y en el LINAC. Este fondo se considera debido a que los detectores al ser comprados fueron transportados en avión y pudieron estar expuestos a radiación ambiental hasta el momento en que son recibidos y almacenados en el laboratorio. El tiempo desde la compra y almacenamiento de ese lote de detectores fue de 3 meses.

En cuanto a la velocidad de revelado volumétrico por el método del cambio de masa se obtuvo un valor de  $v_B = 1.65 \pm 0.09$   $\mu\text{m/h}$ . Valores que concuerdan con los obtenidos por [50,51].

La densidad de trazas por cada ventana expuesta ante la fuente <sup>252</sup>Cf junto a sus microfotografías es presentada en la Tabla I. La ventana con nombre “Bare” hace referencia a la densidad de trazas  $\rho_{\text{bare}}$  inducidas por neutrones rápidos que interaccionan con el detector vía reacción (n, p), asimismo para la ventana “Boro” se muestra el valor de la densidad de trazas de neutrones térmicos  $\rho_{\text{ter}}$  vía reacción (n,  $\alpha$ ) con el boro como material convertidor; luego, la ventana con nombre “Cadmio” muestra la densidad de trazas por neutrones epitérmicos  $\rho_{\text{epi}}$  vía reacción (n,  $\alpha$ ) con un convertidor adicional de Cadmio.

TABLA I. Densidad de trazas obtenidas ante la fuente moderada de <sup>252</sup>Cf.

Ventana Bare	Ventana Boro	Ventana Cadmio
$\rho_{\text{bare}} \pm \delta\rho_{\text{bare}}$	$\rho_{\text{ter}} \pm \delta\rho_{\text{ter}}$	$\rho_{\text{epi}} \pm \delta\rho_{\text{epi}}$
( $\times 10^3$ trazas/cm <sup>2</sup> )	( $\times 10^3$ trazas/cm <sup>2</sup> )	( $\times 10^3$ trazas/cm <sup>2</sup> )
141 $\pm$ 2	1545 $\pm$ 6	248 $\pm$ 2

TABLA II. Respuesta  $K$  para el rango de neutrones rápidos, térmicos y epitérmicos.

Energía	$\rho \pm \delta\rho$ ( $\times 10^3$ trazas/cm <sup>2</sup> )	$\varphi \pm \delta\varphi$ ( $\times 10^7$ neutrones/cm <sup>2</sup> )	$K \pm \delta K$ ( $\times 10^{-4}$ trazas/neutrón)
Rápidos	141 $\pm$ 2	49.2 $\pm$ 1.30	2.87 $\pm$ 0.180
Epitérmicos	248 $\pm$ 2	9.53 $\pm$ 0.150	3.89 $\pm$ 0.750
Térmicos	1545 $\pm$ 6	193 $\pm$ 2.61	1.20 $\pm$ 0.111

En cada microfotografía se observan trazas de diferentes diámetros, siendo el tiempo de revelado para todos los detectores de 2 horas. El programa analizador de imágenes (ImageJ) arrojó que, para la ventana “Bare” el mayor número de trazas coincide para un diámetro en el intervalo de  $(4.004 - 5.704) \pm 1.003 \mu\text{m}$ . Para la ventana correspondiente a los neutrones térmicos (ventana boro) el diámetro para el mayor número de trazas coincide en el intervalo de  $(8.292 - 8.912) \pm 1.321 \mu\text{m}$ . Finalmente, para los neutrones epitérmicos el diámetro donde ocurre el mayor conteo va de 7.185 a 7.995 ( $\pm 1.825 \mu\text{m}$ ).

Los valores que se usaron para obtener la respuesta de los neutrones térmicos y epitérmicos en la Ec. (11) fueron: Para el Boro  $W = 10.8 \pm 0.8$  g/mol, la densidad del  $\text{H}_3^{10}\text{BO}_3$  (material convertidor) es  $\rho_{\text{conv}} = 1.435$  g/cm<sup>3</sup>, el número de Avogadro  $N_A = 6.022 \times 10^{23}$ . La fracción en peso del  $^{10}\text{B}$  contenido en  $\text{H}_3^{10}\text{BO}_3$  es  $f_w = 0.173$  o/w. El coeficiente de intensidad  $B=0.94$  debido a que la reacción del  $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$  que se aplica en este trabajo corresponde al primer estado excitado del  $^7\text{Li}$  que representa el 94% de todas las posibles reacciones. La sección eficaz  $\sigma$  de captura de neutrones térmicos para la reacción  $\text{H}_3^{10}\text{BO}_3$  es  $\sigma = 3843 \pm 3$  b =  $3.843 \times 10^{-21}$  cm<sup>2</sup>. La sección eficaz macroscópica  $\Sigma$ , del  $\text{H}_3^{10}\text{BO}_3$  se calculó a partir de su densidad, utilizando [52], de donde para un espesor de  $\text{H}_3^{10}\text{BO}_3$  de 100  $\mu\text{m}$  los neutrones térmicos son atenuados un 13.23%.

En cuanto a la respuesta  $K$  (trazas/neutrón) del detector se hallaron los valores en relación al rango de energías, los correspondientes a los neutrones rápidos, epitérmicos y térmicos, siendo los flujos de  $\phi_{\text{rap}} = 5.65 \times 10^2 \pm 20 \times 10^2$  n·cm<sup>-2</sup>·s<sup>-1</sup>,  $\phi_{\text{epi}} = 1.10 \times 10^2 \pm 20 \times 10^2$  n·cm<sup>-2</sup>·s<sup>-1</sup> y  $\phi_{\text{ter}} = 22.2 \times 10^2 \pm 30 \times 10^2$  n·cm<sup>-2</sup>·s<sup>-1</sup> respectivamente. En la Tabla II se muestran los valores de las respuestas para un tiempo de irradiación de 10 días.

La respuesta del CR-39 a neutrones rápidos obtenida fue de  $2.87 \times 10^{-4}$  trazas/neutrón, utilizando un procedimiento similar, pero en condiciones de revelado 6.25 N NaOH a 70°C por 10 h. El-Badry y colaboradores obtuvieron una respuesta de  $2.38 \times 10^{-4}$  trazas/neutrón para neutrones rápidos ante una fuente “desnuda” de  $^{252}\text{Cf}$  cuya fluencia  $\varphi$  fue  $4.67 \times 10^7$  n·cm<sup>-2</sup> para una densidad de trazas  $\rho$  de  $1.11 \times 10^4$  trazas·cm<sup>-2</sup> [51]. Similarmente Domingo y colaboradores expusieron ante varias fuentes de neutrones (incluido  $^{252}\text{Cf}$ ) un dosímetro personal de CR-39 con un irradiador de polietileno y Nylon obteniendo un valor de  $2.01 \times 10^{-4}$  trazas/neutrón con revelado de tipo electroquímico [53]. Valores cercanos a este trabajo también fueron obtenidos por Turek y

colaboradores con diferentes fuentes de neutrones y con diferentes ángulos de incidencia, considerando una incidencia perpendicular la respuesta del CR-39 ante una fuente desnuda de  $^{252}\text{Cf}$  fue de  $2.55 \times 10^{-4}$  trazas/neutrón con revelado electroquímico [54]. En cuanto a la respuesta del CR-39 ante neutrones epitérmicos se llegó a un valor de  $3.89 \times 10^{-4}$  trazas/neutrón similar al valor de El-khatib y colaboradores quienes obtuvieron un valor de  $3.41 \times 10^{-4}$  trazas/neutrón para detectores CR-39 cubiertos con 80  $\mu\text{m}$  de policarbonato,  $^6\text{LiF}$  y Cadmio en condiciones de revelado electroquímico [55].

#### 4.2. Valores de la densidad de trazas con el tiempo de irradiación

De acuerdo a la Fig. 4, la densidad trazas en la mesa de tratamiento obtenida por los detectores Bare, Cadmio y Boro aumentan linealmente con el tiempo de irradiación. En la Fig. 4a) se observa que para la ventana bare, que son neutrones provenientes de la reacción (n, p) la tasa de densidad de trazas es de  $7 \pm 1$  trazas·cm<sup>-2</sup>·s<sup>-1</sup> mientras que en la ventana Cadmio tiene un valor de  $93 \pm 5$  trazas·cm<sup>-2</sup>·s<sup>-1</sup> que se corresponden a las reacciones (n,  $\alpha$ ) con convertidor de Cadmio. La mayor tasa de densidad de trazas se observa en la Fig. 4c) que son los provenientes de neutrones térmicos con un valor de  $116 \pm 7$  trazas·cm<sup>-2</sup>·s<sup>-1</sup> y la menor la correspondiente a los neutrones provenientes de la reacción (n, p). De modo que la componente térmica-epitérmica (Boro + Cadmio) predomina con respecto la componente de neutrones rápidos (Bare + Cadmio).

Asimismo, en la Tabla III se observan los valores de la tasa de densidad de trazas en la mesa de tratamiento en la que se añaden los valores obtenidos en el cabezal. La tasa de densidad de trazas por neutrones rápidos (Bare + Cadmio) y térmicos (Boro) en la mesa de tratamiento es de  $101 \pm 6$  trazas·cm<sup>-2</sup>·s<sup>-1</sup> y  $116 \pm 7$  trazas·cm<sup>-2</sup>·s<sup>-1</sup> respectivamente. Mientras que en el cabezal la tasa de densidad de trazas por neutrones rápidos y térmicos es de  $215 \pm 12$  trazas·cm<sup>-2</sup>·s<sup>-1</sup> y  $83 \pm 5$  trazas·cm<sup>-2</sup>·s<sup>-1</sup>. Comparando los valores en cabezal y mesa de tratamiento para los neutrones rápidos la tasa de densidad de trazas disminuye en la mesa de tratamiento mientras que la tasa de densidad de trazas por neutrones térmicos aumenta en la mesa de tratamiento respecto al valor obtenido en el cabezal. Cabe destacar que esta reducción de la tasa de densidad de trazas por neutrones rápidos se debe principalmente al efecto de la distancia de los detectores al blanco.

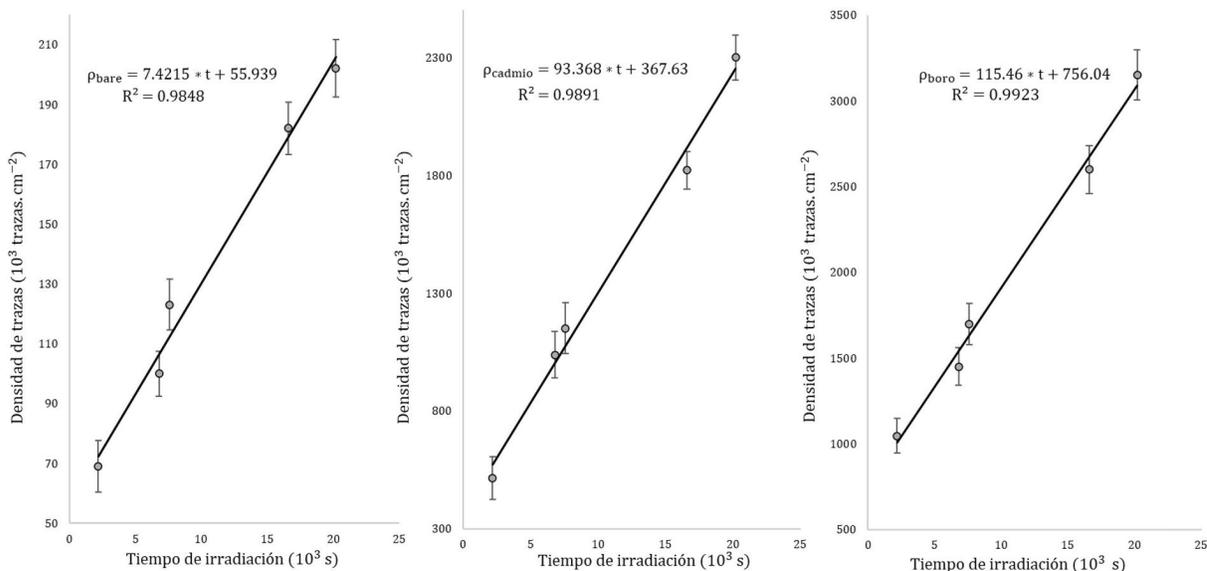


FIGURA 4. Densidad de trazas en función del tiempo de irradiación en la mesa de tratamiento. a) Ventana Bare, b) Ventana Cadmio (neutrones epitérmicos) y c) Ventana Boro (neutrones térmicos).

TABLA III. Tasa de densidad de trazas (trazas·cm<sup>-2</sup>·s<sup>-1</sup>) en cabezal y mesa de tratamiento.

Ubicación	Ventana Bare	Ventana Boro	Ventana Cadmio
Cabezal	98 ± 5	117 ± 7	83 ± 5
Mesa de Tratamiento	7 ± 1	93 ± 5	116 ± 7

Similarmente, el aumento de la tasa de densidad de trazas por neutrones térmicos en la mesa de tratamiento puede deberse a la presencia de los pacientes durante las mediciones, debido a que el cuerpo de los mismos se interponía entre el haz terapéutico y los detectores.

**4.3. Fluencia y flujo de neutrones rápidos y térmicos en cabezal y mesa de tratamiento**

En la mesa de tratamiento la fluencia total por unidad de dosis Gy en el IC fue de  $8.74 \times 10^6 \pm 0.418 \times 10^6$  n·cm<sup>-2</sup>·Gy<sup>-1</sup> mientras que el valor obtenido con la ecuación de McCall fue de  $9 \times 10^6$  n·cm<sup>-2</sup>·Gy<sup>-1</sup>, lo cual evidencia una diferencia porcentual del 3%. Adicionalmente, al comparar con otros estudios se encontró que la fluencia en la mesa de tratamiento, a 10 cm de distancia del haz de fotones para un tamaño de campo 0 × 0 cm<sup>2</sup>, un valor de  $8.34 \times 10^6$  n·cm<sup>-2</sup>·Gy<sup>-1</sup>

mediante método de Monte Carlo MCNPX en un Varian Clinac 2100 C/D 18 MV [4]. En el cabezal la diferencia porcentual respecto a McCall fue del 6% para una fluencia de  $1.53 \times 10^7 \pm 0.213 \times 10^7$  n·cm<sup>-2</sup>·Gy<sup>-1</sup> cuyo valor teórico fue de  $1.63 \times 10^7$  n·cm<sup>-2</sup>·Gy<sup>-1</sup>. Asimismo, también se obtuvieron valores del flujo de neutrones en el cabezal y la mesa de tratamiento cuyos resultados se presentan en la Tabla IV. Para el caso de los neutrones rápidos se observa que el flujo disminuye de  $39 \times 10^4$  n·cm<sup>-2</sup>·s<sup>-1</sup> a  $6 \times 10^4$  n·cm<sup>-2</sup>·s<sup>-1</sup> del cabezal a la mesa de tratamiento mientras que el flujo de neutrones térmicos aumenta de  $10.3 \times 10^4$  n·cm<sup>-2</sup>·s<sup>-1</sup> a  $14.5 \times 10^4$  n·cm<sup>-2</sup>·s<sup>-1</sup> del cabezal a la mesa de tratamiento. El comportamiento es similar a los resultados obtenidos en la Sec. 3.2 en el sentido de que, en la mesa de tratamiento se evidencia que el flujo de neutrones térmicos-epitérmicos predomina con respecto al flujo de neutrones rápidos, mientras que en el cabezal sucede lo contrario.

**4.4. Dosis equivalente ambiental en la mesa de tratamiento**

La dosis equivalente ambiental H\*(10) obtenida por neutrones rápidos (Bare+ Cadmio) va de  $93 \pm 9$  mSv a  $307 \pm 35$  mSv. Similarmente para los neutrones térmicos los resultados van de  $14 \pm 2$  a  $43 \pm 7$  mSv y, en el caso de la componente

TABLA IV. Flujo de neutrones  $\phi$  ( $\times 10^4$  n·cm<sup>-2</sup>·s<sup>-1</sup>) en cabezal y mesa de tratamiento en las distintas ventanas junto al flujo debido a neutrones rápidos, térmicos y total.

Ubicación	Bare	Ventana Cadmio	Ventana Boro	Neutrones Rápidos	Neutrones Térmicos	Flujo $\phi$ Total
Cabezal	34.2 ± 2.47	4.63 ± 0.75	10.3 ± 1.20	39 ± 2.41	10.3 ± 1.20	49 ± 1.4
Mesa de Tratamiento	2.60 ± 0.31	3.80 ± 0.88	14.5 ± 1.34	6.4 ± 0.90	14.5 ± 1.34	21 ± 2.3

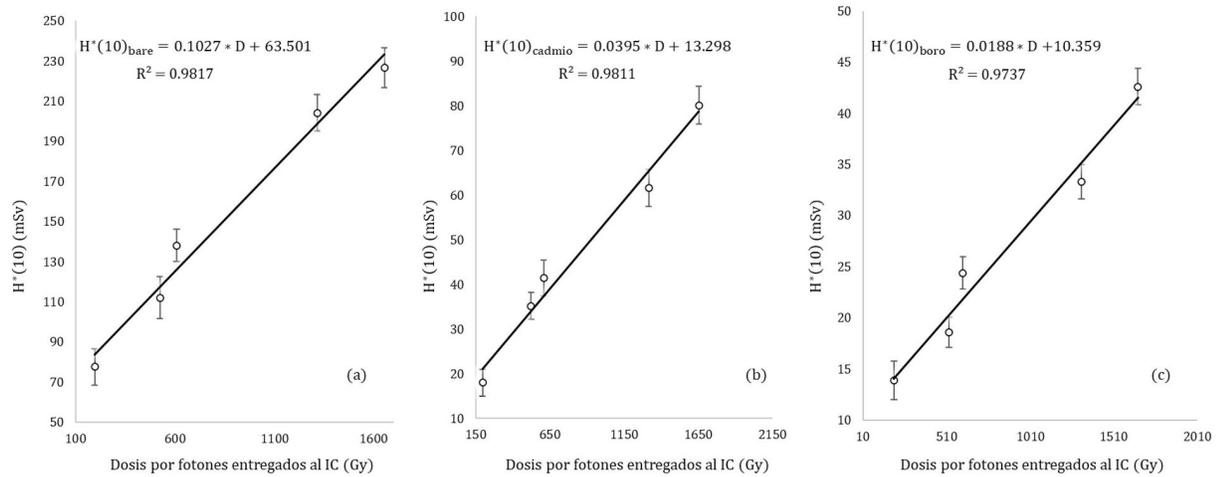


FIGURE 5. Dosis Equivalente Ambiental  $H^*(10)$  por unidad de dosis  $D$  entregada en el IC. a) Ventana Bare. b) Ventana Cadmio. c) Ventana Boro.

TABLA V. Valores máximos y mínimos de  $H^*(10)$  y Fluencia  $\varphi$  de neutrones rápidos y térmicos en la mesa de tratamiento.

Dosis (Gy)	$\varphi_{rap} \pm \delta\varphi_{rap}$ ( $\times 10^8$ n·cm $^{-2}$ )	$H^*(10)_{rap}$ (mSv)	$\varphi_{ter} \pm \delta\varphi_{ter}$ ( $\times 10^8$ n·cm $^{-2}$ )	$H^*(10)_{ter}$ (mSv)
196	$4.14 \pm 0.66$	$93 \pm 9$	$13.0 \pm 2.2$	$14 \pm 2$
1654	$16.1 \pm 2.8$	$307 \pm 35$	$40.2 \pm 6.8$	$43 \pm 7$

de neutrones térmicos-epitérmicos (Boro+Cadmio) los valores van de  $29 \pm 5$  a  $123 \pm 11$  mSv para las fluencias dadas en la Tabla V en las que solo se muestran la mínima y máxima dosis (Gy) aplicada. De modo que la dosis equivalente ambiental total (rápidos + térmicos) muestra valores de  $107 \pm 11$  mSv a  $350 \pm 28$  mSv.

En la Fig. 5 se graficó la dosis equivalente ambiental  $H^*(10)$  versus la dosis por fotones en el IC ( $D$ ) aplicado en cada sesión a los detectores, para cada ventana: Bare, Cadmio y Boro; se muestra también la dosis equivalente ambiental de neutrones por unidad de dosis de fotones en el IC  $H^*(10)/D$  tomada de las pendientes de las rectas. En la Fig. 5a) que corresponde a las reacciones (n, p) la dosis equivalente por Gy obtenida es de  $103 \pm 10$   $\mu$ Sv/Gy mientras que para las ventanas correspondientes a los neutrones epitérmicos y térmicos (Figs. 5b) y 5c)) la dosis equivalente por Gy de fotones es de  $40 \pm 5$   $\mu$ Sv/Gy y  $19 \pm 3$   $\mu$ Sv/Gy respectivamente. De este modo la dosis equivalente por Gy debida a neutrones rápidos (Bare+Cadmio) es de  $143 \pm 11$   $\mu$ Sv/Gy y, la dosis debida a la componente térmica-epitérmica (Boro+Cadmio) es de  $59 \pm 6$   $\mu$ Sv/Gy. Por lo tanto, en la mesa de tratamiento la dosis equivalente ambiental por Gy con mayor valor es debida a los neutrones rápidos (Bare+Cadmio) versus la componente térmica-epitérmica. En consecuencia, al sumar las dosis por cada ventana se obtiene que la dosis equivalente ambiental total por Gy de fotones es de  $162 \pm 11$   $\mu$ Sv/Gy.

Este resultado ( $0.162$  mSv/Gy) fue comparado con otros estudios similares en cuanto al tipo de acelerador y energía. Por ejemplo, mediante el uso de detectores de burbujas en un acelerador Varian Clinac 2100 C/D 18 MV Vanhavere y

colaboradores obtuvieron en el IC una dosis equivalente ambiental de  $0.102$  mSv/Gy [56]. Otros mediante simulaciones con MCNPX obtuvieron en el IC un valor de  $0.200$  mSv/Gy para un acelerador Elekta SL 25 18 MV [45].

Con base en la dosis equivalente total obtenida de  $162 \pm 11$   $\mu$ Sv/Gy, si a un paciente se le aplica una dosis de 60 Gy con fotones en un acelerador de 18 MV se estima una dosis equivalente ambiental de  $60$  Gy  $\times$   $162$   $\mu$ Sv/Gy  $\sim$   $10$  mSv. Para dosis equivalentes ambientales mayores que  $2$  mSv/Gy fuera del volumen tratamiento se considera de alto riesgo para tejidos u órganos sanos [57].

## 5. Conclusiones

Se determinaron la dosis equivalente ambiental,  $H^*(10)$ , por neutrones y la dosis equivalente ambiental por unidad de dosis de fotones en el IC,  $H^*(10)/D$ , en la mesa de tratamiento de un acelerador Varian Clinac 2300 18 MV. La dosis equivalente ambiental total  $H^*(10)$  por neutrones mostró valores que van de  $107 \pm 11$  mSv a  $350 \pm 28$  mSv, en particular para los neutrones rápidos las dosis van de  $93 \pm 9$  mSv a  $307 \pm 35$  mSv (para fluencias entre  $4 \times 10^8$  y  $16 \times 10^8$  n·cm $^{-2}$ ) mientras que para los neutrones térmicos las dosis van de  $14 \pm 2$  a  $43 \pm 7$  mSv (para fluencias entre  $13 \times 10^8$  y  $40 \times 10^8$  n·cm $^{-2}$ ). Similarmente la componente de dosis por neutrones térmicos-epitérmicos va de  $29 \pm 5$  a  $123 \pm 11$  mSv. Siendo entonces la dosis obtenida por neutrones rápidos de mayor valor respecto a los neutrones térmicos y respecto a la componente de neutrones térmicos-epitérmicos.

La dosis equivalente ambiental total por unidad de dosis de fotones en el IC obtenida en la mesa de tratamiento fue de  $162 \pm 11 \mu\text{Sv/Gy}$  ( $\sim 0.162 \text{ mSv/Gy}$ ). Específicamente para los neutrones rápidos y térmicos se obtuvieron dosis de  $103 \pm 10 \mu\text{Sv/Gy}$  y  $19 \pm 3 \mu\text{Sv/Gy}$  respectivamente. También, para la componente de neutrones térmicos-epitérmicos se obtuvo  $59 \pm 6 \mu\text{Sv/Gy}$ .

Se determinó el flujo de neutrones rápidos y térmicos en el cabezal y la mesa de tratamiento. En el cabezal se obtuvieron valores de  $39 \times 10^4 \text{ n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$  para neutrones rápidos y  $10 \times 10^4 \text{ n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$  para neutrones térmicos, siendo mayor el flujo proveniente de la componente de neutrones rápidos en comparación a la componente de neutrones térmicos-epitérmicos. Sin embargo, en la mesa de tratamiento el mayor flujo de neutrones obtenido proviene de la componente de neutrones térmicos con un valor de  $14.5 \times 10^4 \pm 1.34 \times 10^4 \text{ n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$  en comparación con el flujo de neutrones rápidos de valor  $2.60 \times 10^4 \pm 0.31 \times 10^4 \text{ n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ . En cuanto al flujo de neutrones total se obtuvieron valores de  $49 \times 10^4 \pm 1.4 \times 10^4 \text{ n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$  y  $21 \times 10^4 \pm 2.3 \times 10^4 \text{ n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$  en cabezal y mesa de tratamiento respectivamente. También se obtuvieron valores de fluencia total por unidad de dosis Gy en el IC ( $\text{n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{Gy}^{-1}$ ) de  $1.53 \times 10^7 \pm 0.213 \times 10^7 \text{ n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{Gy}^{-1}$  en el cabezal y  $8.74 \times 10^6 \pm 0.418 \times 10^6 \text{ n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{Gy}^{-1}$  en la mesa de tratamiento.

La tasa de densidad de trazas obtenida en la mesa de tratamiento por neutrones rápidos y térmicos fue de  $101 \pm 6$  y  $116 \pm 7 \text{ trazas}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$  respectivamente, mientras que en el cabezal se obtuvieron tasas de  $215 \pm 12$  y  $83 \pm 5$

$\text{trazas}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$  para neutrones rápidos y térmicos respectivamente. En la mesa de tratamiento la tasa de densidad de trazas de la componente térmica-epitérmica ( $209 \pm 12 \text{ trazas}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ ) predomina con respecto a la componente de neutrones rápidos ( $101 \pm 6 \text{ trazas}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ ), mientras que en el cabezal predomina la componente de neutrones rápidos ( $215 \pm 12 \text{ trazas}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ ) respecto a la componente de neutrones térmicos-epitérmicos ( $200 \pm 12 \text{ trazas}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ ).

Se obtuvo la respuesta  $K$  del CR-39 del detector según el rango de energía de los neutrones. La respuesta del CR-39 ante neutrones rápidos (ventana bare) fue de  $2.87 \pm 0.180 \times 10^{-4}$  trazas/neutrón mientras que para los neutrones térmicos (ventana Boro) y epitérmicos (ventana Cadmio) fue de  $(1.20 \pm 0.111) \times 10^{-4}$  trazas/neutrón y  $(3.89 \pm 0.750) \times 10^{-4}$  trazas/neutrón respectivamente.

## Agradecimientos

Esta investigación fue desarrollada gracias al cofinanciamiento entre el Departamento de Física de La Universidad del Zulia, Maracaibo-Venezuela y el Centro de Investigación de Inova Scientific SAC, Lima-Perú.

Los autores agradecen al Dr. Laszlo Sajo-Bohus de la Universidad Simón Bolívar por las diligencias respectivas para el uso de la fuente de  $^{252}\text{Cf}$  del Laboratorio de Física Nuclear. También, los autores extienden este agradecimiento a los Físicos Médicos M.Sc. Vladimir Collantes y al M.Sc. Stalin Escalona de la Clínica Sagrada Familia por permitir las mediciones en el LINAC de su recinto.

1. L. Deng, N. Zhou, Y.-S. Chen and Y. Tu, Photoneutron radiation field of ducts in barrier of 15 MV medical electron accelerators, *Radiat. Phys. Chem.* **140** (2017) 340, <https://doi.org/10.1016/j.radphyschem.2017.02.001>
2. D. Al-Othmany, S. Abdul-Majid y M. Kadi, Fast Neutron Dose Mapping in a linac Radiotherapy Facility, *Tenth Radiation Physics and Protection Conference*, **10**(2010) 123, <https://www.researchgate.net/publication/258219414>.
3. L. Paredes *et al.*, Fast neutron leakage in 18 MeV medical electron accelerator, *Radiat. Meas.* **31** (1999) 475, [https://doi.org/10.1016/S1350-4487\(99\)00199-7](https://doi.org/10.1016/S1350-4487(99)00199-7).
4. A. Karimi *et al.*, Essential considerations for accurate evaluation of photoneutron contamination in Radiotherapy, *Appl. Radiat. Isotopes.* **145** (2019) 24, <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2018.12.007>.
5. R. Nath *et al.*, Neutrons from high-energy x-ray medical accelerators: An estimate of risk to the radiotherapy patient, *Med. Phys.* **11** (1984) 231, <https://doi.org/10.1118/1.595497>.
6. G. Xu, B. Bednarz y H. Paganetti, A review of dosimetry studies on external-beam radiation treatment with respect to second cancer induction, *Phys. Med. Biol.* **53** (2008)193, <http://dx.doi.org/10.1088/0031-9155/53/13/R01>.
7. T. Soto-Bernal *et al.*, Neutron production during the interaction of monoenergetic electrons with a Tungsten foil in the radiotherapeutic energy range, *Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. A.* **868** (2017) 27, <http://dx.doi.org/10.1016/j.nima.2017.06.027>.
8. T. Soto-Bernal *et al.*, Neutron production in the interaction of 12 and 18 MeV electrons with a scattering foil inside a simple LINAC head, *Appl. Radiat. Isotopes.* **139** (2018) 46, <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2018.04.024>.
9. G. Tosi *et al.*, Neutron measurements around medical electron accelerators by active and passive detection techniques, *Med. Phys.* **18** (1991) 54, <https://doi.org/10.1118/1.596751>.
10. R. Nath *et al.*, *Neutron Measurements around High Energy X-Ray Radiotherapy Machines*, AAPM Report 19. 1st ed. (AAPM, New York, 1986) pp. 7-12.

11. S. Dawn *et al.*, Evaluation of in-field neutron production for medical LINACs with and without flattening filter for various beam parameters - Experiment and Monte Carlo simulation, *Radiat. Meas.* **118** (2018) 98, <http://dx.doi.org/10.1016/j.radmeas.2018.04.005>.
12. R. Barquero *et al.*, Thermoluminescence measurements of neutron dose around a medical linac, *Radiat. Prot. Dosim.* **101** (2002) 493, <https://doi.org/10.1093/oxfordjournals.rpd.a006035>.
13. R. Barquero *et al.*, Neutron spectra and dosimetric features around an 18 mv linac accelerator, *Health Phys.* **88** (2005) 48, <https://doi.org/10.1097/01.hp.0000142500.32040.ac>.
14. N. Shagoli *et al.*, Neutron dose evaluation of Elekta Linac at two energies (10 and 18 MV) by MCNP code and comparison with experimental measurements, *J. Adv. Phys.* **6** (2014) 1006, <https://doi.org/10.24297/jap.v6i1.1820>.
15. E. Bezak, R. Takam y L. Marcu, Peripheral Photon and Neutron Doses from Prostate Cancer External Beam Irradiation, *Radiat. Prot. Dosim.* **167** (2015) 591, <https://doi.org/10.1093/rpd/ncu362>.
16. T. Fujibuchi *et al.*, Measurement of the secondary neutron dose distribution from the LET spectrum of recoils using the CR-39 plastic nuclear track detector in 10 MV X-ray medical radiation fields, *Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. B.* **349** (2015) 239, <http://dx.doi.org/10.1016/j.nimb.2015.03.006>.
17. E. Mohamedy *et al.*, Assessment the Photo-neutron Contamination of IMRT and 3D-Conformal Techniques Using Thermoluminescent Dosimeter (TLD), *J. Pharm. Res. Int.* **25** (2018) 1, <https://doi.org/10.9734/jpri/2018/v25i430107>.
18. B. Vukovic *et al.*, A neutron track etch detector for electron linear accelerators in radiotherapy, *Radiol. Oncol.* **44** (2010) 62, <https://doi.org/10.2478/v10019-010-0003-2>.
19. M. Poje *et al.*, The Neutron Dose Equivalent Around High Energy Medical Electron Linear Accelerators, *Nucl. Technol. Radiat. Prot.* **29** (2014) 207, <http://dx.doi.org/10.2298/NTRP1403207P>.
20. R. McCall, T. Jenkins y R. Shore, Transport of Accelerator Produced Neutrons in a Concrete Room, *IEEE Trans. Nucl. Sci.* **26** (1979) 1593, <https://doi.org/10.1109/TNS.1979.4330446>.
21. D. Followil *et al.*, Neutron source strength measurements for Varian, Siemens, Elekta, and General Electric linear accelerators, *J. Appl. Clin. Med. Phys.* **4** (2003) 189, <https://doi.org/10.1120/jacmp.v4i3.2514>.
22. D. Nikezic y K. Yu, Formation and growth of tracks in nuclear track materials, *Mat. Sci. Eng. R.* **46** (2004) 51, <https://doi.org/10.1016/j.mser.2004.07.003>.
23. C. Yip *et al.*, Chemical etching characteristics for cellulose nitrate, *Mater. Chem. Phys.* **95** (2006) 307, <https://doi.org/10.1016/j.matchemphys.2005.06.024>.
24. M. Rana, CR-39 nuclear track detector: An experimental guide, *Nucl. Instr. Meth. Phys. Res. A.* **910** (2018) 121, <https://doi.org/10.1016/j.nima.2018.08.077>.
25. L. Tommasino y G. Espinosa, Neutrons, radon, nanoparticles, and nanoholes: Everything comes to a full circle with track detectors, *Radiat. Meas.* **50** (2013) 22, <https://doi.org/10.1016/j.radmeas.2012.08.011>.
26. F. d'Errico *et al.*, Track size distributions in CR-39 neutron dosimeters treated with carbon dioxide, *Radiat. Meas.* **106** (2017) 607, <https://doi.org/10.1016/j.radmeas.2017.05.005>.
27. S. Paul *et al.*, Measurement of thick target neutron yield from the reaction (p + <sup>181</sup>Ta) with projectiles in the range of 6 – 12 MeV, *Nucl. Instr. Meth. Phys. Res. A.* **880** (2018) 75, <https://doi.org/10.1016/j.nima.2017.10.046>.
28. D. Salim y S. Ebrahiem, Measurement of Radon concentration in College of Education, Ibn Al- Haitham buildings using Rad-7 and CR-39 detector, *Energy Procedia.* **157** (2019) 918, <https://doi.org/10.1016/j.egypro.2018.11.258>.
29. M. Rana, Annealing of fission fragment tracks in CR-39 nuclear track detector - Phenomenological model, *Nucl. Instr. Meth. Phys. Res. A.* **940** (2019) 40, <https://doi.org/10.1016/j.nima.2019.05.089>.
30. M. L'Annunziata, Handbook of Radioactivity Analysis, 2nd ed. (Elsevier, San Diego, 2003) pp. 198-199.
31. L. Sajo-Bohus, E. Greaves y J. Pálfalvi, Boron Studies in Interdisciplinary Fields Employing Nuclear Track Detectors (NTDs), *Radioisotopes - Applications in Bio-Medical Science*, 1st Edition. (London, 2011) 2712, <https://doi.org/10.5772/24555>.
32. International Commission Of Radiological Protection, Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation Publication 74, 1st ed. (Pergamon, New Jersey, 1993), pp. 349-350.
33. M. Barrera *et al.*, Thermal and epithermal neutron fluence rate gradient measurements by PADC detectors in LINAC radiotherapy treatments-field, *AIP Conf. Proc.* **1671** (2015) 030002, <https://doi.org/10.1063/1.4927191>.
34. R. Alvarado *et al.*, Neutron flux characterization using LR-115 NTD and binary glass metal as converter, *Rev. Mex. Fís. S.* **56** (2010) 5, <https://www.redalyc.org/articulo.oa?id=57030351002>.
35. E. Greaves *et al.*, Cryolite-Alumina Solutions Analysis by Neutron Activation, *AIP Conf. Proc.* **884** (2007) 482, <https://doi.org/10.1063/1.2710636>.
36. Aea Technology, Technical records Cf-252 source, 1st ed. (Vienna, 2000), pp. 49-50.
37. L. Sajo-Bohus *et al.*, Graphite moderated 252Cf source, *Appl. Radiat. Isotopes.* **100** (2015) 108, <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2015.02.025>.
38. International Atomic Energy Agency, Compendium of Neutron Spectra and Detector Responses for Radiation Protection Purposes. Supplement to Technical Reports Series No. 318, 1st ed (IAEA, Vienna, 2001), pp. 85-86.
39. National Council On Radiation Protection And Measurements, Neutron Contamination from Medical Electron Accelerators Report 79, 1st ed. (NCRP, Maryland, 1984), pp. 36-39.

40. A. Szydłowski *et al.*, Application of nuclear track detectors as sensors for photoneutrons generated by medical accelerators, *Radiat. Meas.* **50** (2013) 74, <https://doi.org/10.1016/j.radmeas.2012.06.011>.
41. L. Sajo-Bohus, H. Vega-Carrillo y H. Virk, SSNTD Technique in Photo-Neutron Applications, *Solid State Phenom.* **239** (2015) 180, <https://doi.org/10.4028/www.scientific.net/SSP.239.180>.
42. E. Vilela *et al.*, Optimization of CR-39 for fast neutron dosimetry applications, *Radiat. Meas.* **31** (1999) 437, [https://doi.org/10.1016/S1350-4487\(99\)00141-9](https://doi.org/10.1016/S1350-4487(99)00141-9).
43. A. Mohammadi *et al.*, New aspect determination of photoneutron contamination in 18 MV medical linear accelerator, *Radiat. Meas.* **95** (2016) 55, <https://doi.org/10.1016/j.radmeas.2016.03.006>.
44. H. Vega-Carrillo *et al.*, Neutron and photon spectra in LINACs, *Appl. Radiat. Isotopes.* **71** (2012) 75, <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2012.03.034>.
45. S. Martínez-Ovalle *et al.*, Neutron Dose Equivalent and Neutron Spectra in Tissue for Clinical Linacs Operating at 15, 18 and 20 MV, *Radiat. Prot. Dosim.* **147** (2011) 498, <https://doi.org/10.1093/rpd/ncq501>.
46. A. Alem-Bezoubiri *et al.*, Monte Carlo estimation of photoneutrons spectra and dose equivalent around an 18 MV medical linear accelerator, *Radiat. Phys. Chem.* **97** (2014) 381, <https://doi.org/10.1016/j.radphyschem.2013.07.013>.
47. A. Facure *et al.*, A study of neutron spectra from medical linear accelerators, *Appl. Radiat. Isotopes.* **62** (2005) 69, <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2004.05.072>.
48. J. Liu *et al.*, Calculation of Photoneutrons from Varian Clinac Accelerators and Their Transmissions in Materials. No. SLAC-PUB-7404. Stanford Linear Accelerator Center (SLAC), *International Conference on Radiation Dosimetry and Safety.* (2006) 7404, <https://inspirehep.net/literature/731803>.
49. International Commission of Radiological Protection, Data for Use in Protection against External Radiation, ICRP Publication 51, 1st ed. (ICRP, Oxford, 1987), pp. 241-242.
50. P. Fowler *et al.*, Track Recording Properties of the Plastic CR-39 for Non-Relativistic Ions in the Charge Range  $6 \geq Z \geq 29$ , *Proceedings of the 10th International Conference.* (1980) 239, <https://doi.org/10.1016/B978-0-08-025029-8.50033-0>.
51. B. El-Badry *et al.*, Neutron response study using poly allyl diglycol carbonate, *Pramana - J. Phys.* **69** (2007) 669, <https://doi.org/10.1007/s12043-007-0165-7>.
52. A. Munter, NIST, Center for Neutron Research, Scattering Length Density Calculator; <https://www.ncnr.nist.gov/resources/sldcalc.html>.
53. C. Domingo *et al.*, Measurements in quasi-monoenergetic neutron beams at the EC-IRMM Van der Graaf accelerator for calibration of the UAB PADC based neutron dosimeter, *Radiat. Meas.* **44** (2009) 981, <https://doi.org/10.1016/j.radmeas.2009.10.093>.
54. K. Turek, J. Bednar y E. Piesch, Determination of the Neutron Angular Response Using a Single Etched Track Detector, *Radiat. Prot. Dosim.* **59** (1995) 205, <https://doi.org/10.1093/oxfordjournals.rpd.a082652>.
55. A. El-khatib *et al.*, The development of neutron dosimeter using CR-39 detector, *Radiat. Eff. Defects Solids.* **128** (1994) 319, <https://doi.org/10.1080/10420159408221054>.
56. F. Vanhavere, D. Huyskens y L. Struelens, Peripheral neutron and gamma doses in radiotherapy with an 18 MV linear accelerator, *Radiat. Prot. Dosim.* **110** (2014) 607, <https://doi.org/10.1093/rpd/nch135>.
57. C. Ongaro *et al.*, Analysis of photoneutron spectra produced in medical accelerators, *Phys. Med. Biol.* **45** (2000) 55, <https://doi.org/10.1088/0031-9155/45/12/101>.