

ARN PI-9/00



AR01C0043

# Dosis ocupacional debida a neutrones en aceleradores lineales de uso médico

Larcher, A.M.; Bonet Durán, S.M. y Lerner, A.M.

ARN

autoridad regulatoria nuclear

# DOSIS OCUPACIONAL DEBIDA A NEUTRONES EN ACELERADORES LINEALES DE USO MÉDICO

Larcher, A.M.; Bonet Durán, S.M. y Lerner, A.M.

Autoridad Regulatoria Nuclear  
Argentina

## I. MÉTODO SEMIEMPÍRICO PARA EL CÁLCULO DE DOSIS DEBIDA A NEUTRONES Y GAMMA DE CAPTURA NEUTRÓNICA EN ACELERADORES LINEALES MÉDICOS DE ALTA ENERGÍA

### *1.1. Introducción*

Un acelerador lineal de electrones para uso médico (Figura 1), es un equipo destinado al tratamiento de tumores mediante haces colimados de electrones y/o fotones. Estos aceleradores son dispositivos que emplean ondas electromagnéticas de alta frecuencia, para acelerar electrones que se utilizan directamente en el tratamiento de tumores superficiales, o bien, si se los hace impactar sobre un blanco apropiado, pueden producir fotones de alta energía destinados al tratamiento de tumores profundos.



**Figura 1.** Acelerador lineal de electrones para uso médico

Dependiendo de la energía de los electrones y fotones y de los materiales que componen el cabezal del acelerador y el blanco, estos equipos producirán además de la radiación antes mencionada, campos neutrónicos de regular intensidad, los cuales aparecen como una radiación no deseada que supone un riesgo radiológico adicional para pacientes, trabajadores y público. A la dosis equivalente debida a los propios neutrones, se suman las dosis debidas al campo gamma de captura neutrónica, producido por la captura de neutrones térmicos en el

hormigón del bunker, y las dosis gamma debidas a fenómenos de activación neutrónica de elementos del propio acelerador (colimadores, cuñas, etc.) y del aire del recinto.

En este trabajo se presenta un método semiempírico para el cálculo de:

- Dosis equivalente debida a neutrones en el interior del recinto del acelerador y en el laberinto.
- Dosis equivalente debida a gamma de captura neutrónica en el laberinto.

### ***1.II. Generación y transporte de neutrones en un acelerador lineal de uso médico***

El campo de radiación en torno de un acelerador lineal de uso médico, es una complicada mezcla de fotones provenientes de las fugas del cabezal, fotones dispersados por el paciente, los detenedores de haz y las paredes del bunker, y fotones generados por los electrones detenidos en cualquier otra parte distinta del blanco.

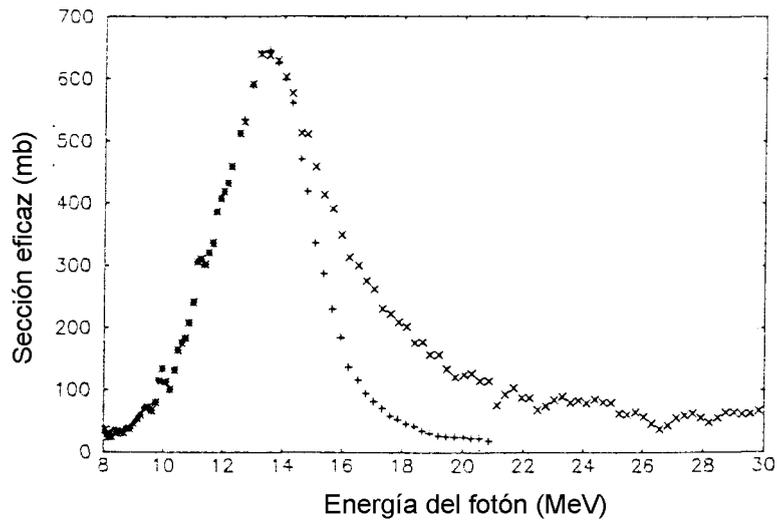
Si la energía del acelerador es suficientemente alta para producir neutrones ( $E \geq 10$  MeV), existirá además una componente neutrónica del campo de radiación. La producción primaria de neutrones se debe a reacciones  $(\gamma, n)$  existiendo una pequeña contribución debida a reacciones  $(\gamma, pn)$  y  $(\gamma, 2n)$  si la energía así lo permite. La generación directa de neutrones por electrones es inferior en aproximadamente dos órdenes de magnitud.

En el rango de energías estudiado (10 MeV – 25 MeV), la producción de neutrones se origina en un fenómeno de interacción llamado “Resonancia Gigante Fotonuclear” o “Resonancia Gigante” (RG) a secas.

La sección eficaz para la RG se caracteriza por poseer una energía umbral, un rápido crecimiento hasta un pico prominente y un decrecimiento más gradual a energías mayores. Para nucleidos medianos y pesados ( $A > 40$ ) que son los que más interesan en el problema estudiado, por el tipo de materiales constitutivos del blanco y del cabezal del acelerador, el pico ocurre a energías entre los 13 MeV y 18 MeV, en tanto que las energías umbral para la reacción  $(\gamma, n)$  oscilan entre 6 y 13 MeV.

Elemento	Nº atómico	Abundancia isotópica [%]	Energía umbral para $(\gamma, n)$ [MeV]
Pb	206	25,1	8,08
	207	21,7	6,74
	208	52,3	7,37
Fe	54	5,8	13,40
	56	91,7	11,20
W	182	26,4	8,05
	183	14,4	6,19
	184	30,6	7,41
	186	28,4	5,75

**Tabla 1.** Energías umbral para reacciones fotoneutrónicas. Mc Call [1]



**Figura 2.** Secciones eficaces para reacciones  $(\gamma, n)$  [+++] y  $(\gamma, xn)$  [xxx] para  $^{208}\text{Pb}$ . NCRP 79 [19]

La curva de rendimiento de fotoneutrones crece rápidamente con la energía de los electrones hasta aproximadamente los 25 MeV y mucho más suavemente para energías mayores, haciéndose prácticamente constante para  $E > 35$  MeV.

El espectro neutrónico en la resonancia gigante contiene dos componentes: un espectro de evaporación y un espectro de emisión directa. El espectro de evaporación constituye la mayor componente y puede ser descrito adecuadamente por una distribución maxwelliana de la forma:

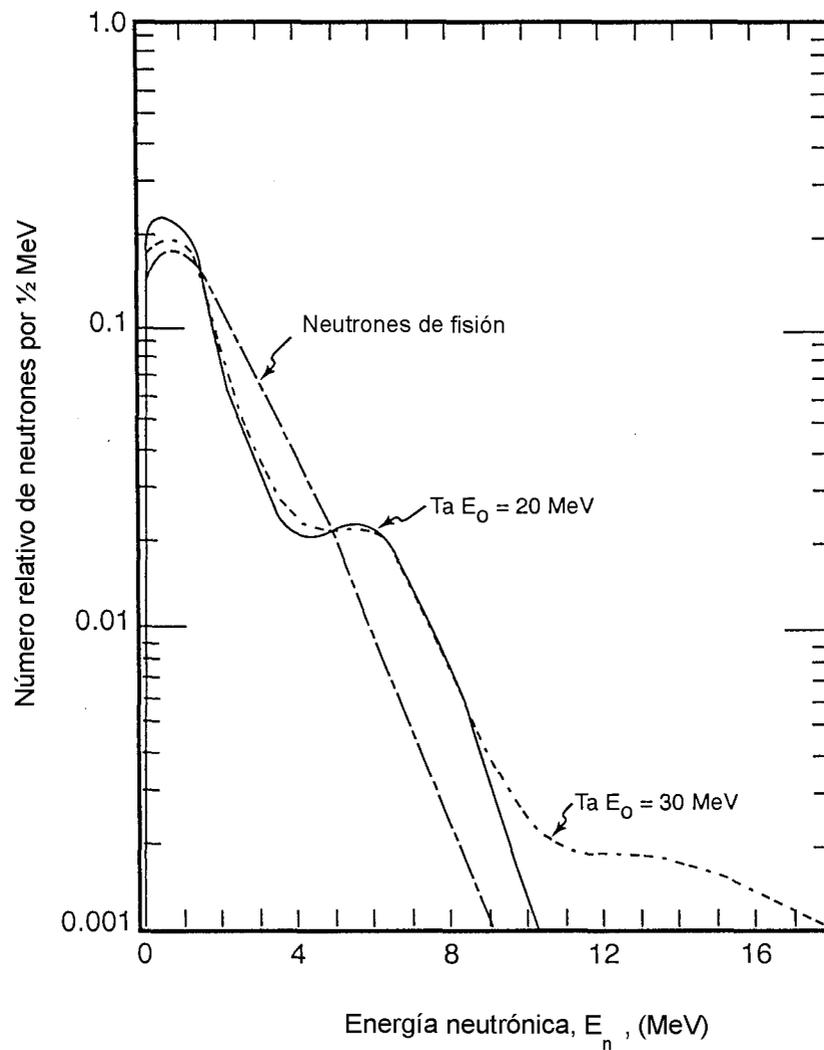
$$\frac{dN}{dE_n} = \frac{E_n}{T^2 e^{(-\frac{E_n}{T})}} \quad (1)$$

Donde  $T$  es un parámetro característico para cada núcleo, denominado “temperatura nuclear”, que se mide en unidades de energía [MeV], y es también función de la energía de excitación. Uno debería notar que el pico del espectro corresponde a  $\hat{E}_n = T$  (energía más probable) y la

energía promedio es  $\bar{E}_n = 2T$ .

Los neutrones de evaporación, se emiten isotrópicamente.

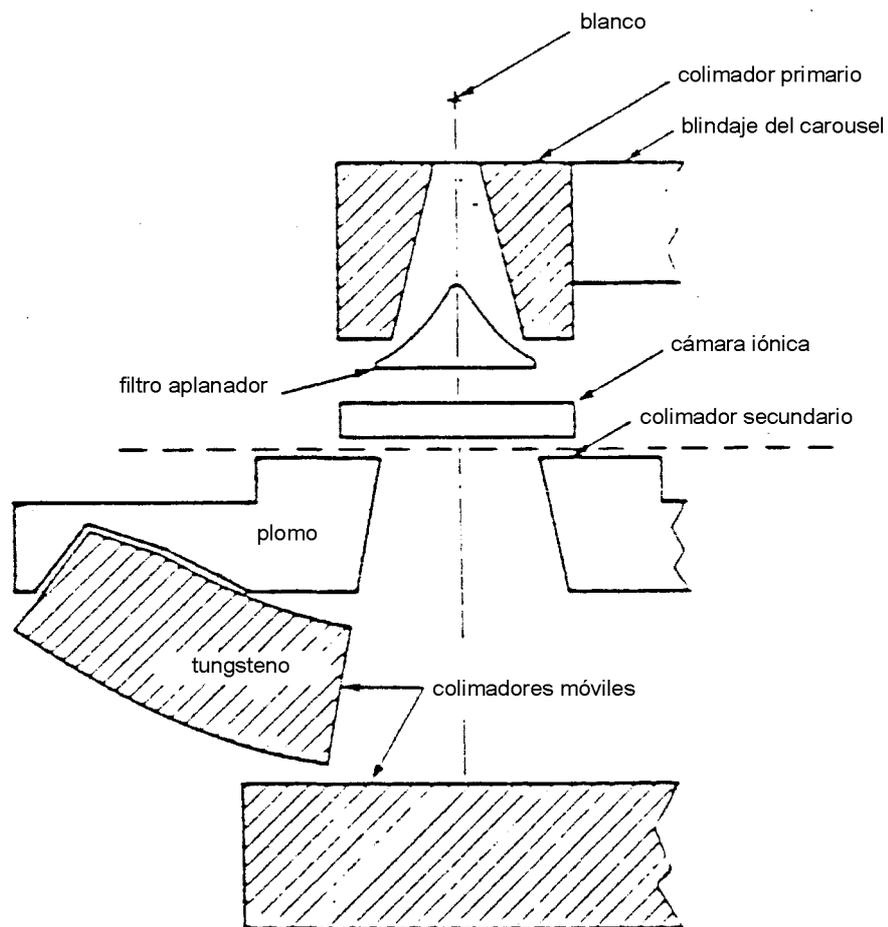
Los neutrones de emisión directa tienen, en general, mayor energía que los de evaporación y pueden ser emitidos en forma no isotrópica. Para materiales con número atómico medio o alto y energías cercanas al pico de resonancia, la emisión directa alcanza entre un 12% y un 15% del total de neutrones.



**Figura 3.** Comparación de un espectro típico en energía para fotoneutrones con un espectro de neutrones de fisión Mc Call [1]

La Figura 3 muestra un espectro típico de fotoneutrones donde se ve que la emisión directa de neutrones es responsable por el salto que se produce en la región de altas energías. El espectro se compara contra un espectro típico de fisión con el que presenta una notoria similitud.

Tal como se dijo, la generación de fotoneutrones en un acelerador lineal depende fundamentalmente de la energía de los electrones/fotones y del material de los distintos elementos que componen el cabezal del acelerador.



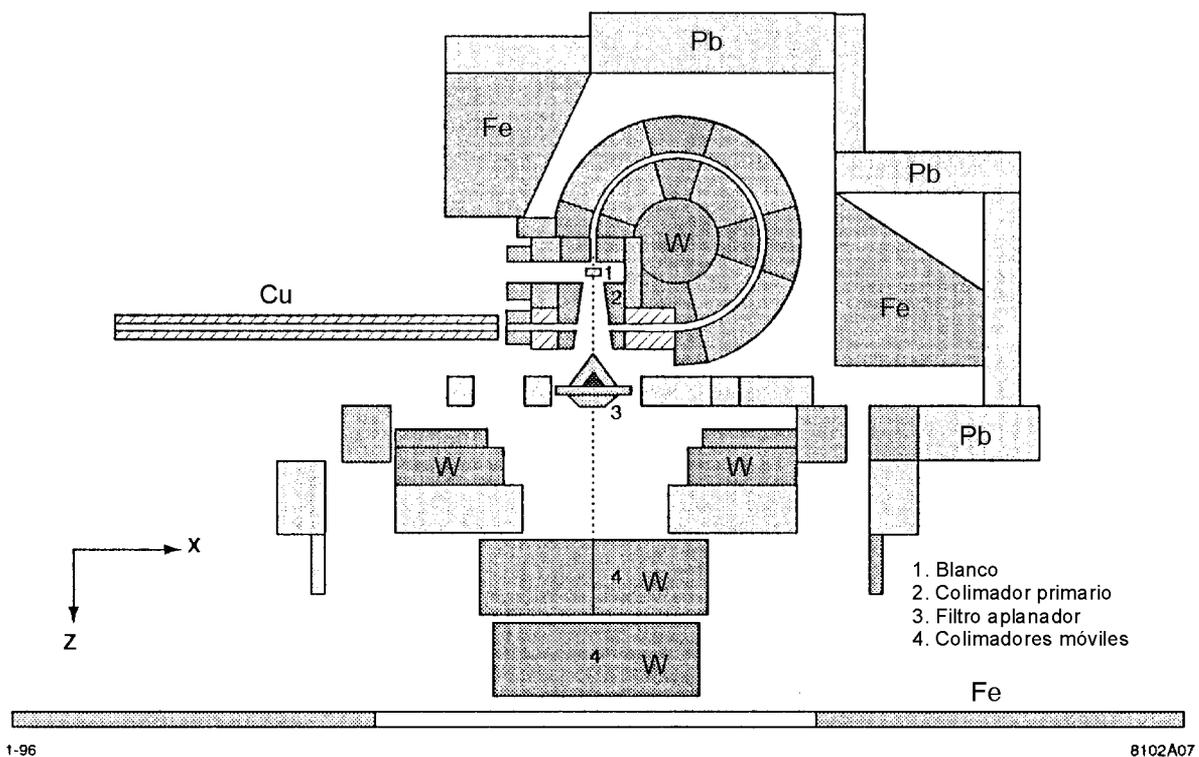
**Figura 4.** Principales componentes del cabezal de un acelerador Varian Clinac 2500

Elemento blanco	Energía de los electrones [MeV]			
	10	15	20	25
Al	0,0	0,0	0,0	0,03
Cu	0,0	0,0	0,11	0,25
Fe	0,0	0,0	0,07	0,17
Pb	0,0	0,25	0,70	0,93
W	0,0	0,25	0,70	1,00

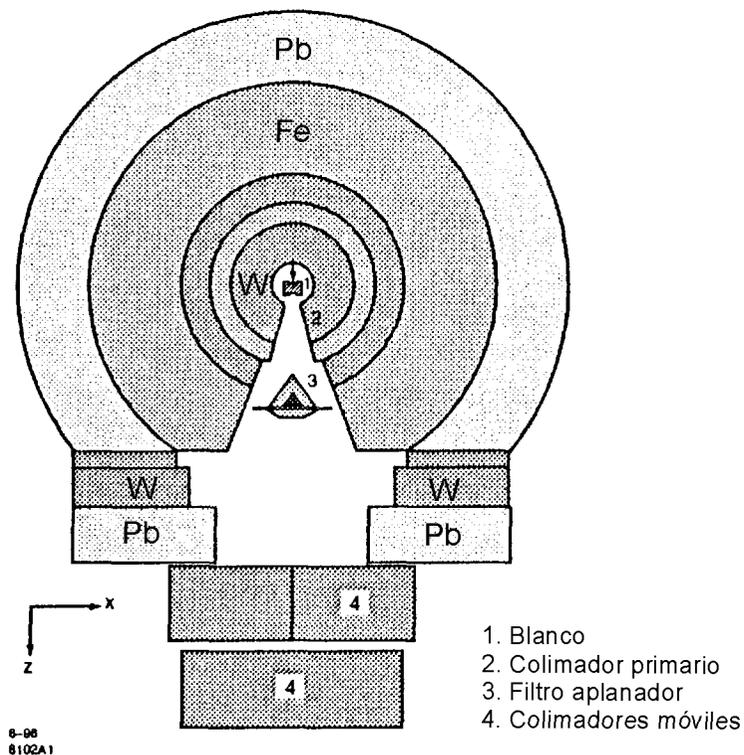
**Tabla 2.** Rendimiento relativo de fotoneutrones en blancos de espesor semi-infinito, en función de la energía de los electrones incidentes. Los valores están normalizados a la unidad para blanco de tungsteno y energía de 25 MeV.

Fuente	Peso relativo
Cañón de electrones	1
Blanco (tungsteno sobre cobre)	1,9
Colimador primario	2,4
Filtros de acero estándar	0,6
Filtro de tungsteno experimental	1,5
Colimador secundario:	
Campo 40x40	0,8
Campo 0x40	1,9
Campo 40x0	2,2
Campo 0x0	1,9

**Tabla 3.** Peso relativo de los diferentes componentes de un acelerador Varian Clinac 2500 como fuente generadora de neutrones



**Figura 5.** Simulación geométrica completa del cabezal de un acelerador Varian Clinac 2100-2300



**Figura 6.** Simulación geométrica simplificada del cabezal de un acelerador Varian Clinac 2100/2300

Componente	Modo 20 MV (energía sobre blanco 22,3 MeV)		Modo 18 MV (energía sobre blanco 18,8 MeV)		Modo 15 MV (energía sobre blanco 14,9 MeV)		Modo 10 MV (energía sobre blanco 10,3 MeV)	
	Neutrones por electrón incidente	Rendimiento de neutrones relativo	Neutrones por electrón incidente	Rendimiento de neutrones relativo	Neutrones por electrón incidente	Rendimiento de neutrones relativo	Neutrones por electrón incidente	Rendimiento de neutrones relativo
Blanco	$3,8 \times 10^{-4}$ (W, Cu)	17,1	$1,9 \times 10^{-4}$ (W, Cu)	15,5	$4,1 \times 10^{-5}$ (W, Cu)	9,2	$1,7 \times 10^{-5}$ (Cu)	0,013
Colimador primario	$7,9 \times 10^{-4}$ (W)	35,5	$4,9 \times 10^{-4}$ (W)	39,9	$1,7 \times 10^{-4}$ (W)	38,0	$5,9 \times 10^{-5}$ (W)	44,2
Filtro aplanador	$2,3 \times 10^{-4}$ (Fe, Ta)	10,3	$1,1 \times 10^{-4}$ (Fe, Ta)	9,0	$1,0 \times 10^{-4}$ (W)	22,4	$4,5 \times 10^{-5}$ (Cu)	0,034
Colimadores móviles	$8,0 \times 10^{-4}$ (W)	36,0	$4,2 \times 10^{-4}$ (W)	34,2	$1,3 \times 10^{-4}$ (W)	29,1	$7,3 \times 10^{-5}$ (W)	54,7
Otros	$2,4 \times 10^{-5}$	1,1	$1,7 \times 10^{-5}$	1,4	$5,8 \times 10^{-6}$	1,3	$1,4 \times 10^{-7}$	1,0
Total	$2,2 \times 10^{-3}$	100,0	$1,2 \times 10^{-3}$	100,0	$4,5 \times 10^{-4}$	100,0	$1,3 \times 10^{-5}$	100,0
Neutron por Gy en el isocentro	$1,2 \times 10^{12}$		$1,2 \times 10^{12}$		$6,8 \times 10^{11}$		$3,8 \times 10^{10}$	

**Tabla 4.** Fuentes de neutrones calculadas en un acelerador Varian Clinac 2100/2300 (geometría completa con colimador cerrado) Kase et al. [8].

Componente	Modo 20 MV (energía sobre blanco 22,3 MeV)		Modo 18 MV (energía sobre blanco 18,8 MeV)		Modo 15 MV (energía sobre blanco 14,9 MeV)		Modo 10 MV (energía sobre blanco 10,3 MeV)	
	Neutrones por electrón incidente	Rendimiento de neutrones relativo	Neutrones por electrón incidente	Rendimiento de neutrones relativo	Neutrones por electrón incidente	Rendimiento de neutrones relativo	Neutrones por electrón incidente	Rendimiento de neutrones relativo
Blanco	$3,8 \times 10^{-4}$ (W, Cu)	17,2	$1,9 \times 10^{-4}$ (W, Cu)	15,6	$4,1 \times 10^{-5}$ (W, Cu)	9,0	$1,8 \times 10^{-9}$ (Cu)	0,013
Colimador primario	$7,6 \times 10^{-4}$ (W)	34,5	$4,7 \times 10^{-4}$ (W)	38,4	$1,7 \times 10^{-4}$ (W)	37,5	$5,6 \times 10^{-6}$ (W)	42,7
Filtro aplanador	$2,3 \times 10^{-4}$ (Fe, Ta)	10,3	$1,1 \times 10^{-4}$ (Fe, Ta)	9,0	$1,0 \times 10^{-4}$ (W)	22,2	$4,8 \times 10^{-9}$ (Cu)	0,035
Colimadores móviles	$8,2 \times 10^{-4}$ (W)	37,4	$4,4 \times 10^{-4}$ (W)	36,3	$1,4 \times 10^{-4}$ (W)	30,6	$7,4 \times 10^{-6}$ (W)	56,4
Otros	$1,4 \times 10^{-5}$	0,64	$8,3 \times 10^{-6}$	0,68	$3,1 \times 10^{-6}$	0,68	$1,1 \times 10^{-7}$	0,87
Total	$2,2 \times 10^{-3}$	100,0	$1,2 \times 10^{-3}$	100,0	$4,5 \times 10^{-4}$	100,0	$1,3 \times 10^{-5}$	100,0
Neutron por Gy en el isocentro	$1,2 \times 10^{12}$		$1,2 \times 10^{12}$		$6,8 \times 10^{11}$		$3,8 \times 10^{10}$	

**Tabla 5.** Fuentes de neutrones calculadas en un acelerador Varian Clinac 2100/2300 (geometría simplificada con colimador cerrado) Kase et al. [8]

Las Figuras 4, 5 y 6 presentan cortes simplificados (empleados para realizar simulaciones mediante el Método de Montecarlo) del cabezal de distintos aceleradores lineales y las Tablas 3, 4 y 5 dan cuenta respectivamente, de los rendimientos neutrónicos de los distintos elementos componentes de cada acelerador.

El espectro neutrónico resultante de las reacciones ( $\gamma, n$ ) se degradará en energía como consecuencia de las interacciones de los neutrones con estructuras del propio acelerador. Los únicos mecanismos significativos de pérdida de energía en los elementos pesados que constituyen el cabezal del AL son: el scattering inelástico y las reacciones ( $n, 2n$ ). El primero domina a bajas energías y las segundas a energías mayores.

El tungsteno (W) es considerablemente más efectivo que el plomo (Pb) en reducir la energía neutrónica, pues si bien las secciones eficaces no elásticas (inelásticas+ ( $n, 2n$ )) son casi iguales en ambos elementos, el W tiene 1,9 veces más átomos/cm<sup>3</sup> y el scattering inelástico en el W se extiende hasta energías mucho menores. El Pb es virtualmente transparente a los neutrones por debajo de los 0,57 MeV.

Además de estas reacciones existen gran cantidad de colisiones elásticas que si bien no producen pérdida energética, incrementan la trayectoria de los neutrones dentro del blindaje y aumentan por lo tanto la probabilidad de reacciones ( $n, 2n$ ).

En un AL con cabezal de W se considera que puede absorberse hasta un 15% de la fluencia neutrónica. Cuando el elemento predominante en el cabezal es el Pb, se considera cero atenuación. Puede haber por el contrario, en este último caso, un pequeño efecto de build up debido a la producción de reacciones ( $n, 2n$ ).

### ***1.III. Fluencia y energía del espectro fotoneutrónico en el interior del bunker***

Los efectos de un blindaje de hormigón sobre el espectro de neutrones generados en un AL fueron estudiados hace ya 20 años por Richard Mc Call [1], [2] y [3] quien investigó el problema mediante simulaciones con el Método de Montecarlo empleando el código MORSE, y desarrolló a partir de esos cálculos un método semiempírico sobre el cual se han basado el NCRP-79 [19] y la mayoría de los trabajos posteriores.

Los fundamentos del modelo son los que se enuncian a continuación:

La fluencia neutrónica en un punto del recinto que alberga al acelerador puede describirse como una suma de componentes: una componente directa ( $\phi_{dir}$ ) que proviene directamente de la fuente (cabezal); una componente de scattering ( $\phi_{sc}$ ) debida a neutrones rápidos dispersados por las paredes de hormigón y una componente térmica ( $\phi_{th}$ ).

Según el citado modelo, la componente directa sigue la ley de la inversa del cuadrado de la distancia, en tanto que las componentes dispersa y térmica resultan aproximadamente constantes en el interior del recinto y son inversamente proporcionales a la superficie del mismo.

Las expresiones halladas para cada una de las componentes de la fluencia son:

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

$$\phi_{sc} = \frac{5,4aQ}{S} \quad (3)$$

$$\phi_{th} = \frac{1,26Q}{S} \quad (4)$$

donde:

$Q$  es la intensidad de la fuente neutrónica expresada en neutrones emitidos por unidad de dosis gamma entregada en isocentro.

$a$  es una constante que depende del acelerador y expresa un factor de transmisión según el tipo de blindaje del cabezal del AL:  $a = 0,85$  para W y  $a = 1$  para Pb.

$S$  es la superficie interior del recinto expresada en  $\text{cm}^2$ .

$d$  es la distancia de la fuente al punto donde se evalúa la fluencia, expresada en cm.

En el modelo propuesto por Mc Call, la componente térmica se trata separadamente y se observa que su contribución a la dosis neutrónica total es despreciable en comparación al aporte de los neutrones rápidos. Por ello se emplea la fluencia total debida a neutrones rápidos ( $\phi_f$ ), es decir todos los neutrones con energía mayor que la energía de "cut-off" del Cadmio (0,41 eV), para calcular la energía promedio del espectro y a partir de ella, la dosis equivalente en el interior del recinto:

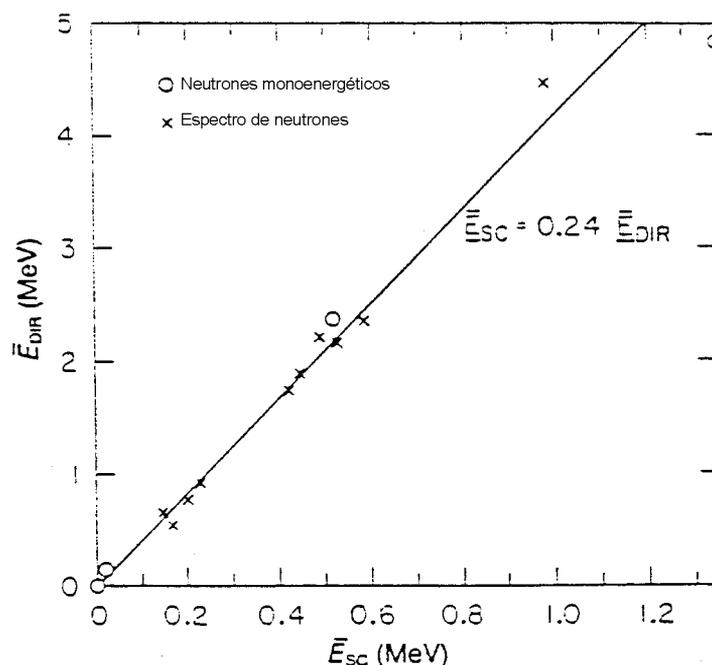
La fluencia debida a neutrones rápidos resulta:

$$\phi_f = \phi_{dir} + \phi_{sc} = \frac{aQ}{4\pi d^2} + \frac{5,4aQ}{S} \quad (5)$$

**Nota:** Recientemente en un trabajo conjunto de Mc Call y Mc Ginley [25], los autores sugieren una posible corrección al valor de la fluencia debida a neutrones dispersos ( $\phi_{sc}$ ) medida en el punto interno del laberinto (A), la cual disminuiría en un factor  $2\pi$ , de modo que:

$$\phi'_{sc} = \frac{\phi_{sc}}{2\pi} \quad (6)$$

Siempre, según el modelo de Mc Call, la energía promedio de la componente dispersa se relaciona linealmente con la energía promedio de la componente directa, tal como puede verse en la Figura 7.



**Figura 7.** Relación entre la energía promedio de un espectro de neutrones primarios y un espectro de neutrones dispersos en el hormigón del bunker Mac Call [1]

Para el rango de energías de interés en aceleradores médicos, la relación está adecuadamente representada por la expresión:

$$\bar{E}_{sc} = 0,24 \bar{E}_{dir} \quad (7)$$

A su vez la energía promedio de la componente directa se obtiene a partir de la energía promedio del haz primario de neutrones  $\bar{E}_0$  (Tabla 6) correspondiente a los neutrones de primera generación provenientes de las reacciones ( $\gamma, n$ ) producidas en el blanco.

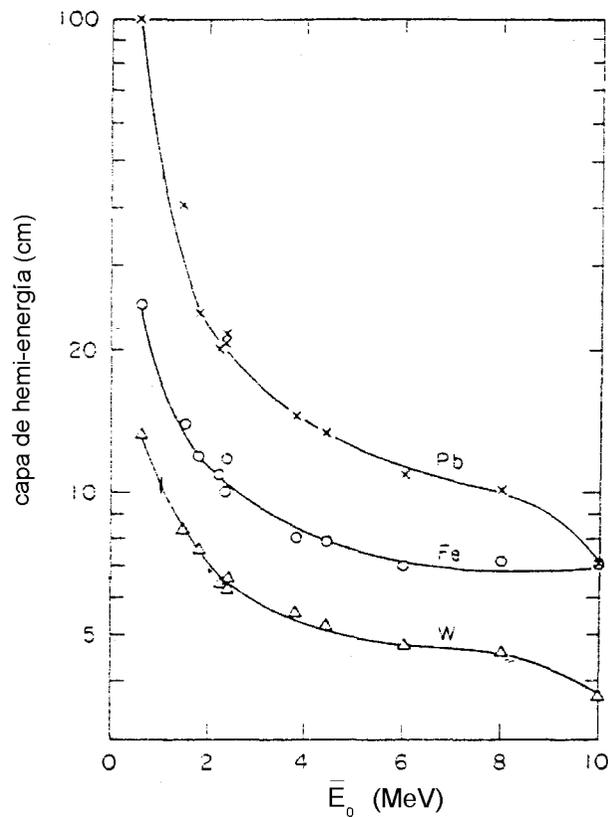
Espectro	Energía neutrónica promedio $E_0$ [MeV]
10 MeV W	0,65
15 MeV W	1,8
25 MeV W	2,2
25 MeV Pb	2,3
<sup>252</sup> Cf	2,15
Artificial	3,8
Pu ( $\alpha, n$ ) Be	4,4
Neutrones monoenergéticos	1,5
Neutrones monoenergéticos	6
Neutrones monoenergéticos	8
Neutrones monoenergéticos	10

**Tabla 6.** Energía promedio del haz primario de neutrones para diferentes espectros Mac Call [1].

La relación está dada por la expresión:

$$\bar{E}_{dir} = \bar{E}_o \left( \frac{1}{2} \right)^{\frac{x}{HEL}} \quad (8)$$

Donde *HEL* (Figura 8) es el valor de la capa hemirreductora en energía ; *x* es el espesor del blindaje del cabezal y *x/HEL* es número de hemiespesores en el blindaje del cabezal.



**Figura 8.** Espesor de un blindaje esférico requerido para reducir a la mitad la energía promedio del espectro neutónico, los datos están dados para Fe, Pb y W Mac Call [1]

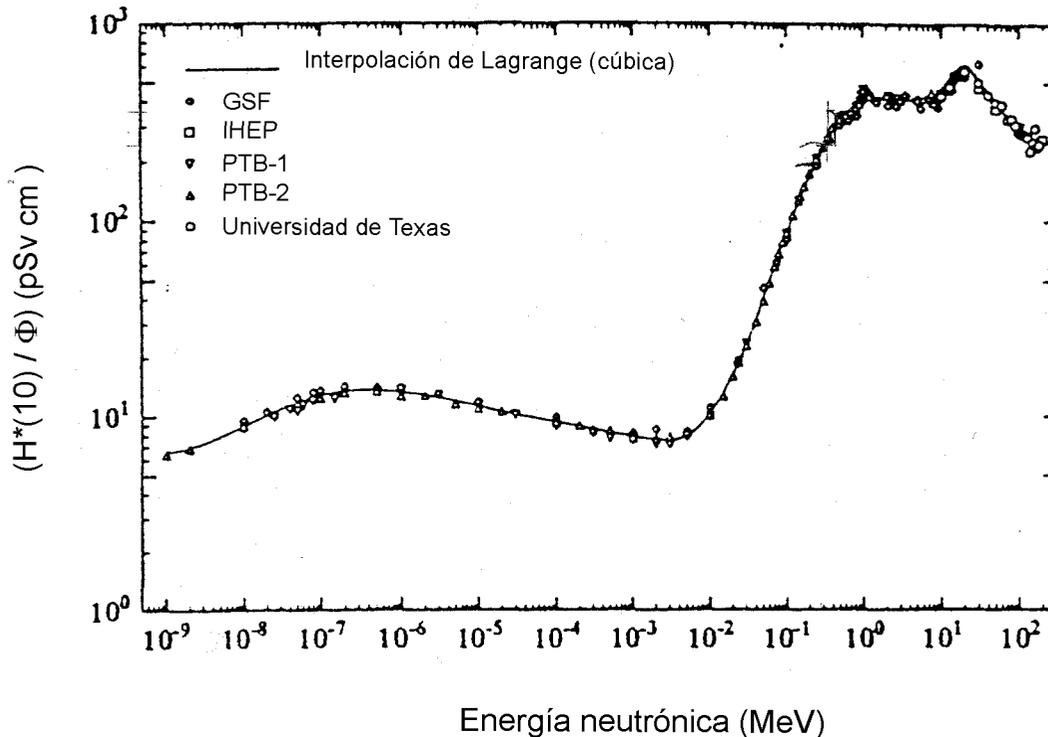
Entonces la energía promedio del espectro de neutrones rápidos será:

$$\bar{E} = \frac{\bar{E}_{dir} \phi_{dir} + \bar{E}_{sc} \phi_{sc}}{\phi_{dir} + \phi_{sc}} \quad (9)$$

$$\bar{E} = \bar{E}_{dir} \frac{1 - 4,1\pi d^2}{S + 5,44\pi d^2} \quad (10)$$

$$\bar{E} = \bar{E}_o \left( \frac{1}{2} \right)^{\frac{x}{HEL}} \frac{1 - 4,1\pi d^2}{S + 5,44\pi d^2} \quad (11)$$

A partir de las expresiones de la fluencia total rápida ( $\phi_f$ ) y la energía promedio del espectro ( $\bar{E}$ ) podrá obtenerse la dosis equivalente debida a neutrones empleando los factores de conversión apropiados, dosis equivalente/fluencia, en función de la energía del espectro (Figura 9).



**Figura 9.** Coeficientes de conversión de referencia para dosis equivalente ambiental debida a neutrones proporcionados por varios institutos. ICRP 74 [27]

#### ***I.IV. Cálculo de dosis debida a neutrones en el interior del laberinto***

Los recintos para aceleradores médicos son diseñados en general en forma laberíntica a fin de evitar puertas con blindaje masivo que deberían tener sistemas hidráulicos de apertura y cierre.

Existen en la literatura dos o tres métodos empíricos para el cálculo de dosis debida a neutrones que se emplean en el diseño de laberintos y puertas de recintos blindados:

1) El primer método simplificado debido a Mc Call y colaboradores [2] es un método de albedo que puede describirse como sigue:

Se determinan sobre el plano del recinto la porción de paredes, piso y techo que pudieran ser irradiadas en forma directa por neutrones provenientes del acelerador y que son visibles desde la entrada del recinto. Se selecciona (sin demasiada precisión) un centro efectivo para cada una de esas cuatro áreas (piso, techo y dos paredes en ángulo). Se miden los ángulos de incidencia y reflexión respecto de esos puntos y se hace la simplificación de que todos los neutrones que chocan contra esa área efectiva, pasan por el punto central. Luego se calcula la dosis albedo  $\alpha$ , según el método desarrollado por French y Wells (1964):

$$\alpha = \alpha(-\alpha) (\cos \theta_i)^{2/3} \cos \theta_r \quad (12)$$

$\theta_i$ : ángulo de incidencia y  $\theta_r$ : ángulo de reflexión, medidos respecto de la normal a la pared.

Para el rango del espectro neutrónico usual en AL, el valor  $\alpha(\bar{E}_o) = 0,11$ , resulta una buena aproximación para hormigón.

A continuación se asume que tanto la variación de dosis equivalente entre el acelerador y los centros efectivos, como entre dichos centros y la puerta del recinto, sigue la ley de la inversa del cuadrado de la distancia y se suman las distintas contribuciones de dosis, cada una de las cuales tiene una expresión del tipo:

$$H = \frac{D \alpha(E_o) (\cos \theta)^2}{d_1^2} \frac{\cos \theta}{d_2^2} A \quad (13)$$

[H]= [mSv/Gy fot]

A: cada una de las áreas consideradas

$d_1$ : distancia isocentro-punto central del área definida

$d_2$ : distancia punto central del área definida-puerta

**Nota:** este cálculo sólo es válido para neutrones rápidos

2) El segundo método es el desarrollado por Mc Ginley [15] en base a un cálculo original de Kersey.[12]. Calcula la dosis equivalente debida a neutrones en la entrada del laberinto en base a los siguientes supuestos: 1) la variación de dosis equivalente neutrónica en el interior del recinto sigue la ley de la inversa del cuadrado de la distancia; 2) La atenuación en el laberinto cae logarítmicamente con la distancia y 3) Kersey plantea que una longitud de 5 metros resulta una buena aproximación a la longitud decirreductora de la dosis equivalente para el rango de energías de interés:

Mc Ginley y Burker [15] realizaron una validación del método de Kersey para 13 recintos de aceleradores, encontrando que la relación de dosis equivalente calculada por el método de Kersey, a la dosis medida, variaba entre 0,82 y 2,3.

Mc Ginley presenta la ecuación empírica de Kersey de la siguiente manera:

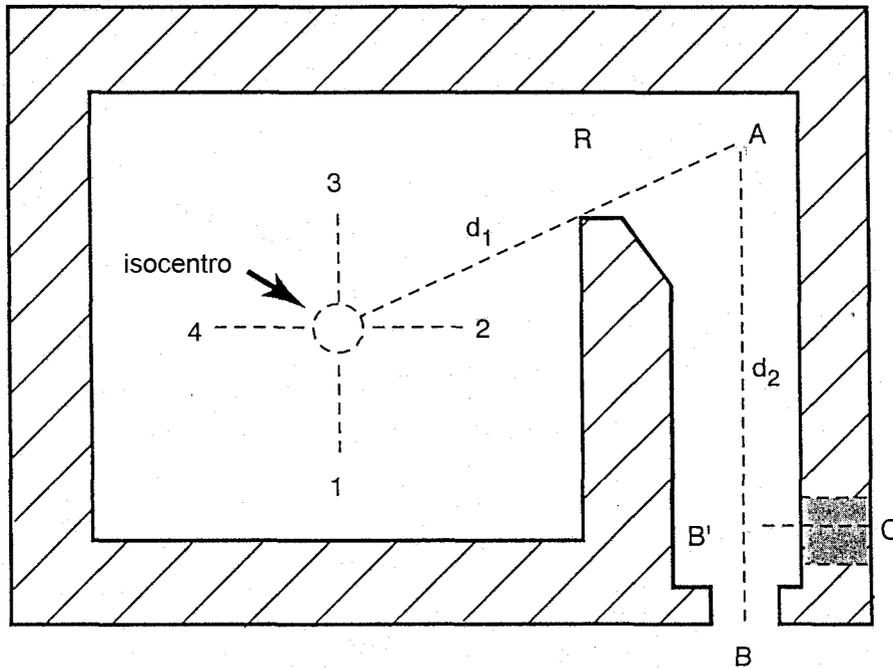
$$H = H_o \frac{T}{T_o} \left( \frac{d_o}{d_1} \right)^2 10^{-\frac{d_2}{5}} \quad (14)$$

$H_o$ : es la dosis equivalente neutrónica a una distancia  $d_o$  del blanco ( $H_o$  corresponde a la dosis debida a neutrones directos, dispersos y térmicos. Las últimas dos componentes variarán con la superficie interna del recinto. Para pequeños recintos las dosis debidas a neutrones dispersos y térmicos son mayores que para grandes recintos).

$T/T_o$ : es la razón entre la menor y la mayor de las áreas transversales de la parte interna del laberinto. En la mayoría de los recintos  $T/T_o \cong 1$ .

$d_1$ : distancia en metros desde el isocentro al punto de la línea central del laberinto desde el cual se hace visible el isocentro (punto A).

Para un laberinto con una sola rama  $d_2$  es la longitud del laberinto (distancia entre A y B en la Figura 10). Si el laberinto tiene dos ramas deben sumarse las longitudes de ambas ramas ( $AB' + B'C$ ).



**Figura 10.** Plano en planta para un recinto laberíntico típico de un acelerador lineal

Los autores observaron experimentalmente que la existencia de una segunda rama reducía las dosis neutrónicas en un factor 3. Sobre esta base plantearon la siguiente relación para un laberinto con dos ramas:

$$H = H_0 \left( \frac{T}{T_0} \right) \left( \frac{d_0}{d_1} \right)^2 10^{-\frac{d_2}{5}} 10^{-\frac{d_3}{5}} \left( \frac{1}{3} \right) \quad (15)$$

Donde,  $d_2$  y  $d_3$  son respectivamente la longitud de la primera y la segunda ramas del laberinto

Conociendo la dosis neutrónica en el extremo del laberinto, puede calcularse el espesor de material necesario para blindar la puerta

**Nota:** la dosis neutrónica varía con la posición del gantry y la apertura del colimador, obteniéndose los máximos valores con el colimador completamente cerrado.

#### **I.V. Cálculo de la dosis debida a radiación gamma de captura**

Muchas puertas de recintos blindados para aceleradores se diseñan con un espesor de plomo suficiente como para blindar los fotones que fugan del cabezal y los dispersados desde el recinto de tratamiento hacia el laberinto. Sin embargo, en la puerta del recinto aparecerá una componente fotónica adicional de alta energía debida a captura neutrónica en los materiales utilizados para construir el laberinto. La energía promedio de los gamma de captura en hormigón es de aproximadamente 3,6 MeV.

Mc Ginley [14], basándose en una técnica similar a la utilizada para el cálculo de la dosis neutrónica en el laberinto, desarrolla un método empírico para estimar la dosis debida a fotones de captura en la puerta de recintos de aceleradores lineales.

La dosis gamma de captura ( $H_\gamma$ ) en la entrada del laberinto por unidad de dosis debida a fotones en isocentro está dada por la expresión:

$$H_\gamma = K \phi_{\text{total}} 10^{-\frac{d_2}{TVD_2}} \quad (16)$$

$K$ : es la razón de la dosis debida a gamma de captura respecto a la fluencia neutrónica total en el punto A (Figura 10). A partir de datos experimentales resulta un valor para  $K$  de:

$$K = 0,77 \cdot 10^{-2} \text{ cm}^2 \text{ Gy}$$

$d_2$ : longitud del laberinto

La distancia de circunreductora  $TVD_2$  es aproximadamente 6,2m para energías del equipo entre 16 y 22 MeV.

$$\phi_{\text{total}} = \frac{Qa}{4\pi d_1^2} + \frac{5,4 a Q}{S} + \frac{1,26 Q}{S} \quad (17)$$

$d_1$ : distancia del isocentro al punto A de la Figura 10.

Para laberintos donde la distancia  $AB > 3$  m, el campo fotónico de captura es dominante y la componente fotónica dispersa puede ser ignorada.

## II. VALIDEZ DEL MODELO SEMIEMPÍRICO DE CÁLCULO. APLICACIÓN DEL MÉTODO AL CÁLCULO DE LA DOSIS DEBIDA A NEUTRONES Y GAMMA DE CAPTURA EN LOS ACELERADORES LINEALES DE 15 MV EN OPERACIÓN EN EL PAÍS

En el país se encuentran en operación a la fecha (abril de 2000), ocho aceleradores lineales de uso médico con la posibilidad de acelerar fotones hasta 15 MeV, los cuales serán identificados en este trabajo como AL1 hasta AL7 (dado que no pudieron efectuarse mediciones en uno de los aceleradores citados).

El Proyecto ACDOS-9-P-1 de la ARN ha tenido como objetivo la validación del modelo semiempírico de cálculo presentado en la primera parte de este trabajo, a través de mediciones de dosis debidas a neutrones y gamma en los aceleradores de 15 MeV en operación.

A continuación se presenta un resumen de los resultados obtenidos del cálculo y las mediciones y un análisis de los mismos.

### **II. I. Mediciones y cálculo de dosis**

#### II.I.1 Condiciones de medición

Las mediciones realizadas con instrumentos de campo consistieron en mapeos de dosis neutrónica en diversos puntos por fuera del blindaje de hormigón y mediciones de dosis debida a neutrones y gamma en el exterior de las puertas de los recintos blindados. En los recintos AL3 y AL6, dado su buen diseño y la longitud de los laberintos (Figura 11) pudieron efectuarse también mediciones en puntos situados en el interior del laberinto inmediatamente antes de la puerta.

Todas las determinaciones de dosis fueron realizadas con el gantry de los aceleradores a 0°, para un campo de 10x10 cm, un rendimiento de 2Gy/min (120 Gy/h) y en contacto con la puerta de los recintos a la altura de gonadas.

Los equipos de medición utilizados, fueron:

#### **Para medición de dosis gamma:**

Equipo Automess  
Modelo: Monitor 6150 AD3 S/N 83436  
Fecha de calibración: 7/7/98  
Límite de detección: 0,1  $\mu$ Sv/h

#### **Para medición de dosis neutrónica:**

Equipo Ludlum Measurement, Inc.  
Modelo 12-4; Count Ratemeter N°Serie:141281.  
Fecha de calibración: 8/9/98  
Límite de detección: 0,1  $\mu$ Sv/h

#### II.I.2. Hipótesis de cálculo

En el cálculo de las dosis debidas a neutrones mediante el modelo semiempírico presentado se hicieron las siguientes suposiciones:

- El material constitutivo del cabezal de los aceleradores es fundamentalmente tungsteno (W), con lo cual se consideró un valor del parámetro  $a = 0,85$  y un espesor de blindaje equivalente  $x = 10\text{cm}$  para todos los casos.

- Dado que no se encontraron en la literatura valores de rendimiento neutrónico ( $Q$ ) para aceleradores SIEMENS de 15 MeV se utilizó para dichos aceleradores un valor de  $Q$  tomado como promedio de los valores consignados en la Tabla I.1 (Apéndice I) para todos los aceleradores de 15 MeV. Para el acelerador Varian Clinac 20 se tomó de manera conservadora el rendimiento neutrónico más alto disponible en la citada tabla.
- Los valores de  $E_0$  también se consideraron iguales para todos los aceleradores ya que se empleó el espectro correspondiente a fotones de 15 MeV sobre tungsteno (Tabla 6).
- El valor  $T/T_0$  se consideró igual a 1 en todos los casos como hipótesis conservadora.
- Se tomó en cuenta la corrección al modelo introducida por Mc Call y Mc Ginley [25] y se introdujo el factor de reducción  $2\pi$  para el cálculo del término correspondiente a la fluencia de scattering.

Acelerador	Marca y Modelo	$Q$ $10^{12}$ [n/segGy]	$S$ $10^4$ [cm <sup>2</sup> ]	$d_2$ [cm]	$\phi_r$ $10^6$ [n/cm <sup>2</sup> Gy]	$\phi_{tot}$ $10^6$ [n/cm <sup>2</sup> Gy]	$\dot{H}_n$ (calculada) [μSv/h]	$\dot{H}_n$ (medida) [μSv/h]	$\dot{H}_{\gamma l}$ (calculada) [μSv/h]	$\dot{H}_{\gamma c}$ (calculada) [μSv/h]	$\dot{H}_{\gamma}$ (medida) [μSv/h]
AL1	SIEMENS KD 7760 C/B	0,64	126,5	400	0,67	1,47	3800	150	0,8	35	30
AL2	SIEMENS Mevatron 67 C/B	0,64	147,6	250	0,43	0,96	5700	80	0,6	36	20
AL3 *	SIEMENS Mevatron MD S/B	0,64	144,0	700	0,43	1,14	91	15	0,004	8	2
AL4	SIEMENS KDS2 S/B	0,64	147,0	180	0,49	1,04	6400	110	22	50	65
AL5	VARIAN Clinac 20 C/B	0,97	144,0	430	0,68	1,52	2400	40	0,13	30	18
AL6 *	CGR Saturne 41 S/B	0,47	139,4	580	0,34	0,74	108	7	0,002	7	4
AL7	CGR Saturne 41 C/B	0,47	173,0	450	0,25	0,59	750	15	0,003	10	10

\* Los recintos blindados de los aceleradores AL3 y AL6 tienen laberintos con una segunda “pierna” de dimensión  $d_3 = 150$  cm. Las dosis neutrónicas medidas antes de la puerta de AL3 y AL6 fueron de  $100 \mu\text{Sv/h}$  y  $80 \mu\text{Sv/h}$ , respectivamente.

**Tabla 7.** Rendimiento neutrónico  $Q$ ; dimensión del laberinto  $d_2$ ; superficie del recinto blindado  $S$ ; fluencia de neutrones rápidos  $\phi_r$ ; fluencia neutrónica total  $\phi_{tot}$ ; tasa de dosis neutrónica calculada (antes de la puerta) y medida (después de la puerta)  $\dot{H}_n$ ; tasa de dosis por gamma de captura calculada (antes de la puerta) y medida (después de la puerta)  $\dot{H}_{\gamma c}$ ; tasa de dosis por gamma de baja energía  $\dot{H}_{\gamma l}$

## **II.II. Análisis de los resultados obtenidos**

Todas las mediciones por fuera del hormigón, tal como estaba previsto, arrojaron valores inferiores al límite de detección del instrumento empleado.

La Tabla 7 presenta los valores de dosis debida a neutrones y gamma, medidos en el **exterior de las puertas de los recintos blindados**, junto con los valores calculados por el método semiempírico propuesto que permite estimar las dosis neutrónicas y las debidas a gamma de captura neutrónica, en puntos situados inmediatamente **antes de la puerta**.

Sólo se pudieron obtener planos constructivos de las puertas de los aceleradores AL3, AL6 y AL7, pero se pudo establecer (aunque sin posibilidad de verificación) que los recintos de los restantes aceleradores, a excepción del AL7, tienen puertas que utilizan madera como blindaje para neutrones. El espesor de madera es de aproximadamente 10 cm. Todas las puertas están revestidas además con espesores de entre 3 y 5 mm de Pb para absorber la radiación gamma dispersa.

La puerta del recinto del AL3 tiene además 0,5 mm de cadmio metálico como absorbente de neutrones y 10 mm de plomo para detener la radiación gamma emergente, incluidos los gamma de captura neutrónica.

El blindaje contra neutrones de la puerta del AL7 está constituido por 97 mm de parafina borada (el espesor decirreductor de la parafina de  $0,9 \text{ g/cm}^3$  de densidad es similar al de la madera de  $0,8 \text{ g/cm}^3$  para las energías en cuestión) y el blindaje para gamma de esta puerta, es de 5mm de plomo.

Con estos datos se analizó el comportamiento del modelo de cálculo para lo cual se hicieron suposiciones e inferencias que si bien se fundamentan en datos de la bibliografía, lamentablemente no han podido ser corroboradas por otro conjunto independiente de mediciones tal como se había pensado en la formulación original del proyecto.

### **II.II.1. Dosis debida a neutrones**

En función de los valores hallados para hemiespesores de madera y Pb se estableció que una puerta estándar de las analizadas (10 cm de madera y 3-5 mm de Pb) produciría una reducción en la dosis neutrónica de entre 5 y 10 veces y detendría con gran eficiencia la radiación gamma dispersa de baja energía (5mm de Pb corresponden al espesor decirreductor para radiación gamma de 0,5 MeV y la radiación dispersa que alcanza la puerta del recinto tendrá energía promedio entre los 100 y 200 keV).

Se postuló entonces que las dosis debidas a neutrones medidas en el exterior, en contacto con la puerta, deberían ser aproximadamente 10 veces menores que las existentes antes de la puerta (3ª columna, Tabla 8).

De la comparación de la dosis neutrónicas calculadas con las medidas, surge que los valores calculados para los recintos de los aceleradores AL1, AL2, AL4, AL5 y AL7 estarían sobreestimadas en factores que van desde 2,5 a 7 veces. En cambio en los aceleradores AL3 y AL6, donde existe una rama más en los laberintos, el modelo se comporta muy bien y además la dosis medida antes de la puerta coincide prácticamente con la calculada.

Parecería que la hipótesis de la caída logarítmica de la dosis en el laberinto se comporta mejor para aquellos laberintos cuya longitud es mayor que la distancia decirreductora de 5 m postulada [15]. En los primeros 5m la reducción de la dosis con la distancia resultaría más pronunciada. Esta observación coincide con la aproximación que realiza McGinley para laberintos con

una segunda rama, (normalmente bastante más corta que la distancia de reducción), donde al decaimiento logarítmico  $10^{-d/3}$  le añade un factor de reducción de 1/3. Dicho factor es completamente empírico y surge de los resultados de mediciones realizadas por el autor en algunos recintos.

En nuestro caso se logra un mejor ajuste del modelo aplicando un factor de reducción 1/5 en todos los casos en los que  $d_i < 5$ m. Utilizando dicho factor se construyó la Tabla 7 para mostrar la relación entre valores calculados y valores medidos.

Acelerador	Dosis neutrónica calculada antes de la puerta [ $\mu$ Sv/h]	Dosis neutrónica estimada después de la puerta [ $\mu$ Sv/h]	Dosis neutrónica medida después de la puerta [ $\mu$ Sv/h]
AL1	760	76	150
AL2	1140	114	80
AL3	90	9	10
AL4	1280	128	110
AL5	480	48	40
AL6	108	10	7
AL7	150	15	15

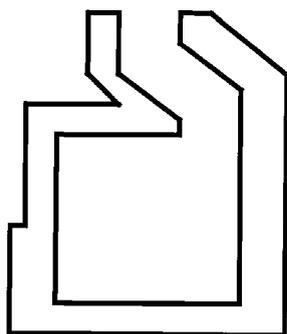
**Tabla 8**

Puede verse que con esta suposición los valores ajustan muy bien dentro del error promedio del 50% atribuido a la aproximación [15].

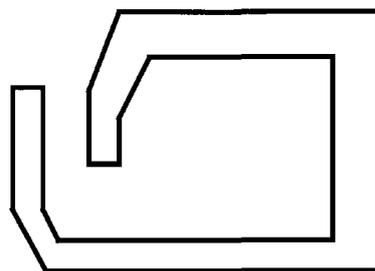
### **II.II.2. Consideraciones particulares para cada acelerador**

Observando el diseño de cada bunker (Figura 11) podría decirse que aquellos que presentan características más inadecuadas para reducir las dosis neutrónicas, son los recintos de los aceleradores AL2 y AL4. por la escasa longitud del laberinto, y el AL1 porque su superficie es pequeña (aprox. 20% menor que el promedio) y el laberinto está diseñado de modo que el iso-centro queda más "expuesto" y por lo tanto la contribución del haz directo es significativa. Estos hechos se reflejan en los valores de dosis medidos.

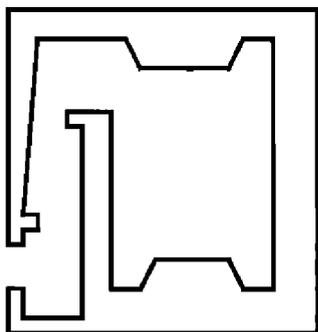
En el acelerador AL5, hay que considerar una contribución a la dosis medida, debida a la fuga neutrónica proveniente de la parte superior de la puerta por falta de un solapamiento adecuado. Este hecho fue subsanado oportunamente e incluso se adicionó un espesor de 10 cm de polí-carbonato borado a la superficie interna de la puerta.



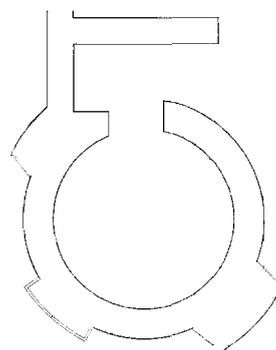
AL1



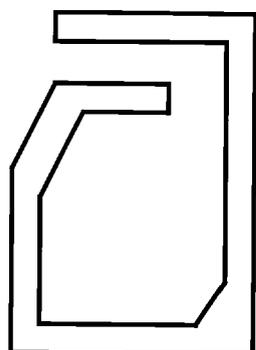
AL2



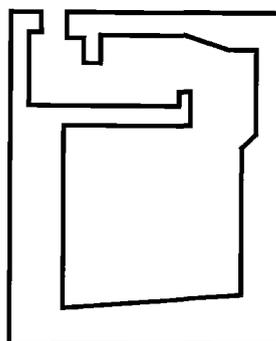
AL3



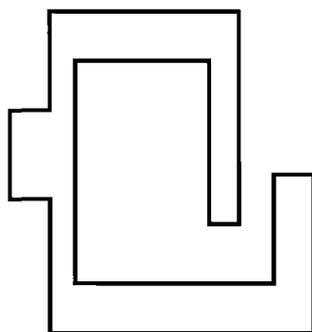
AL4



AL5



AL6



AL7

Figura 11. Esquemas de diseño de bunker

### II.II.3. Dosis debida a gamma de captura

Tal como puede observarse en la Tabla 8, la tasa de dosis gamma medida en el exterior de las puertas es casi totalmente atribuible a radiación gamma de captura neutrónica. Sólo en los aceleradores AL2 y AL4 que tienen laberintos muy cortos ( $d_2 < 3m$ ), se hace significativa la contribución de la dosis gamma debida a radiación dispersa.

Con respecto a los blindajes, en los aceleradores AL3 y AL5 que tienen 10mm de Pb en su puerta, se aprecian reducciones de la dosis gamma correspondientes a 1 ó 2 hemiespesores. En los demás, los blindajes de 3 a 5mm de Pb diseñados para detener los gamma de baja energía provenientes de la fuga del cabezal y radiación dispersa (columna 3 Tabla 9), resultan insuficientes para las energías correspondientes a gamma de captura.

Acelerador	Dosis gamma de captura calculada antes de la puerta [ $\mu Sv/h$ ]	Dosis gamma dispersa calculada antes de la puerta [ $\mu Sv/h$ ]	Dosis gamma medida después de la puerta [ $\mu Sv/h$ ]
AL1	35	0,8	30
AL2	36	6	20
AL3	8	0,004	2
AL4	50	22	65
AL5	30	0,13	18
AL6	7	0,002	4
AL7	10	0,009	10

Tabla 9

### II.III. Consideraciones de protección radiológica

Se efectuó una evaluación conservadora de la dosis debida a neutrones y gamma que recibiría un operador situado "en contacto" con la puerta del recinto blindado durante un tiempo de 70 horas/año correspondiente a la siguiente suposición:

20 pacientes diarios (25% del total) con un minuto de tratamiento (rendimiento 2 Gy/min) durante 5 días a la semana y 40 semanas por año.

Acelerador	Dosis anual $n+\gamma$ [mSv/año]
AL1	12,6
AL2	7
AL3	1,2
AL4	12,4
AL5	4*
AL6	0,7
AL7	1,7

\* Esta dosis se ha reducido en la actualidad sensiblemente, por el agregado de blindaje de policarbonato borado.

Tabla 10

Los resultados que se consignan en la Tabla 10, indican la necesidad de efectuar nuevas mediciones en los aceleradores AL1, AL2 y AL4 y si se confirman los valores hallados se deberá analizar la necesidad de adecuar los blindajes de las puertas de dichos recintos para que se cumplan las restricciones de dosis establecidas en la normativa vigente

#### ***II.IV. Conclusiones***

El relevamiento efectuado en el marco del Proyecto ACDOS-9-P-1 demostró claramente que las dosis ocupacionales debidas a neutrones y gamma de captura neutrónica en aceleradores de 15 MeV son significativas y deben ser tomadas en cuenta en futuras evaluaciones de blindajes para equipos de dichas energías o mayores.

Se dispone ahora de una metodología de cálculo sencilla para efectuar dichas evaluaciones. Lamentablemente no pudo llevarse a cabo una validación del modelo con doble chequeo tal como se había planificado. No obstante, con pequeños ajustes como el efectuado para laberintos cuya pierna es de menor longitud que la distancia decirreductora, el modelo parecería funcionar adecuadamente (también existen datos en la literatura internacional que lo avalan).

Los resultados del relevamiento demuestran así mismo, la necesidad de continuar con la investigación de las dosis debidas a neutrones en recintos de aceleradores lineales de alta energía, dado que se han instalado nuevos equipos de 15 MeV en el último año y se prevé que se instalen en el país aceleradores de mayor energía aún.

## APÉNDICE I

**Tabla I.1.** Datos de rendimiento neutrónico [neutrones/Gy de fotones en isocentro] para aceleradores lineales de distintas marcas, modelos y energías.

Acelerador Marca - Modelo	Energía nominal [MeV]	Rendimiento [n/Gy fot]
Varian Clinac 18	10	6,5 E10
	10	5,7 E10
	10	5,6 E10
<b>Varian Clinac 1800</b>	<b>10</b>	<b>6,0 E10</b>
<i>Varian Clinac 2100/2300</i>	10	3,8 E10
Toshiba LMR-15	10	4,6 E11
<b>GE Saturne 41</b>	<b>12</b>	<b>2,4 E11</b>
Siemens Mevatron XX	14	7,7 E11
	14	9,8 E11
	14	8,2 E11
	14	8,0 E11
	14	8,0 E11
Varian Clinac 20	15	7,1 E11
	15	9,7 E11
	15	8,9 E11
<b>Varian Clinac 1800</b>	<b>15</b>	<b>7,6 E11</b>
<i>Varian Clinac 2100/2300</i>	15	6,8 E11
<b>GE Saturne 41</b>	<b>15</b>	<b>4,7 E11</b>
<b>Philips SL 20</b>	<b>17</b>	<b>6,9 E11</b>
Varian Clinac 20	18	2,0 E12
	18	2,2 E12
	18	3,5 E12
	18	3,5 E12
Varian Clinac 1800	18	2,9 E12
	18	2,8 E12
	18	3,0 E12
	18	2,9 E12
<b>Varian Clinac 1800</b>	<b>18</b>	<b>1,22 E12</b>
<i>Varian Clinac 2100/2300</i>	18	1,2 E12
<b>GE Saturne 43</b>	<b>18</b>	<b>1,5 E12</b>
Mitsubishi	18	2,3 E12
AECLTherac 20	18	4,1 E12
	18	5,8 E12
	18	5,0 E12
	18	4,8 E12
	18	5,5 E12
Philips SL 75-20	18	8,0 E12
Philips SL 25	18	7,1 E12
Siemens KD	18	2,2 E12
Siemens KD	20	3,2 E12
	20	2,4 E12
	20	2,7 E12
<b>Siemens KD</b>	<b>20</b>	<b>9,2 E11</b>
<i>Varian Clinac 2100/2300</i>	20	1,2 E12
<b>Philips SL 25</b>	<b>22</b>	<b>2,4E12</b>
Varian Clinac 2500	24	2,8 E12
	24	3,1 E12
Varian Clinac 35	25	1,2 E13
	25	6,6 E12
	25	6,6 E12
CGR Sagittaire	25	4,8 E12
	25	5,2 E12
	25	4,5 E12
	25	6,5 E12
	25	5,5 E12
	25	3,8 E13
CGR Saturne	25	1,0 E13
<b>GE Saturne 43</b>	<b>25</b>	<b>2,4 E12</b>
AECL Therac 25	25	6,0 E12
	25	4,1 E12
Philips SL 25	25	8,6 E12
	25	6,4 E12

Mc Call [3]

Mc Ginley [24]

Mao [8]

## APÉNDICE II

### Al. 1. Propiedades de materiales para blindajes contra neutrones

Los neutrones rápidos producidos por aceleradores médicos que operan por encima de los 10 MeV son atenuados eficientemente por materiales con alto contenido de hidrógeno.

El hormigón común tiene un contenido de hidrógeno relativamente alto. Los fotoneutrones provenientes de aceleradores médicos tienen espesores decirreductores (TVL's) del orden de 21 cm en hormigón, en tanto que el haz primario de fotones tiene TVL promedio de 44 cm para las energías de interés. Los neutrones rápidos se moderan por scattering elástico al interactuar con el hidrógeno, convirtiéndose en neutrones lentos. Estos neutrones de baja energía producen reacciones de captura con distintos materiales que dan lugar a radiación gamma de captura muy penetrante. En hormigón, el espectro de gamma de captura se extiende hasta los 8 MeV con energía promedio de 3,6 MeV y un pico pronunciado debido a la captura por hidrógeno, situado en los 2,21 MeV.

Algunos materiales como el boro y el cadmio tienen grandes secciones eficaces de captura de neutrones lentos y bastan unos pocos milímetros de dichos materiales para absorber la mayoría de los fotoneutrones. El boro puede incluirse dentro del polietileno, el cual tiene un alto contenido de H y la mezcla constituye un blindaje altamente eficiente para neutrones (ver II.2). De hecho el polietileno con un contenido de B al 5% en peso, se produce comercialmente y se emplea a menudo en este tipo de blindajes. La captura de neutrones lentos por el B produce un gamma de captura de 0,473 MeV. No hay mucha información disponible sobre la transmisión de los gamma de captura en polietileno. O'Brien et al. presentan un gráfico (Figura II.1) que permite ver la atenuación que provee el polietileno para n y  $\gamma$  de captura y compararla con la atenuación que produce cierto tipo de madera comercial.

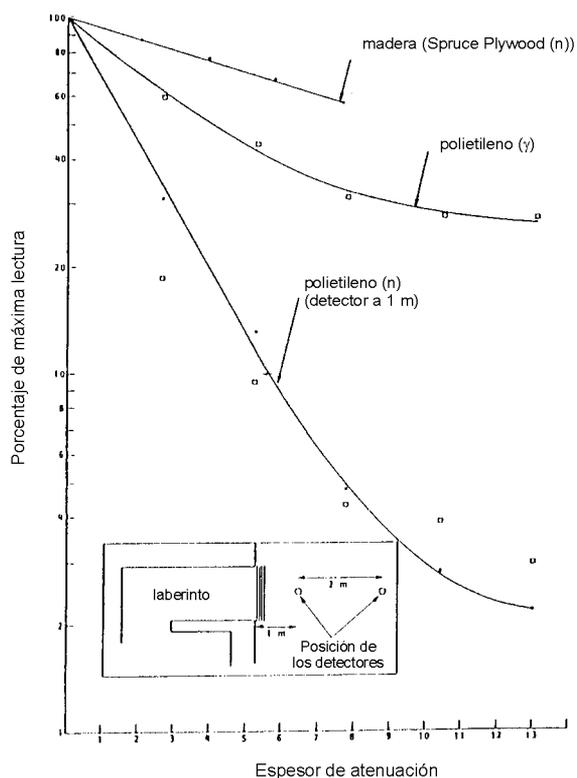


Figura II.1

Figura II.1. Atenuación de neutrones debida a polietileno y madera en la puerta de un acelerador Therac 25. O'Brien [10]

Un resumen de las propiedades de distintos materiales blindantes se ofrece en la Tabla II.1

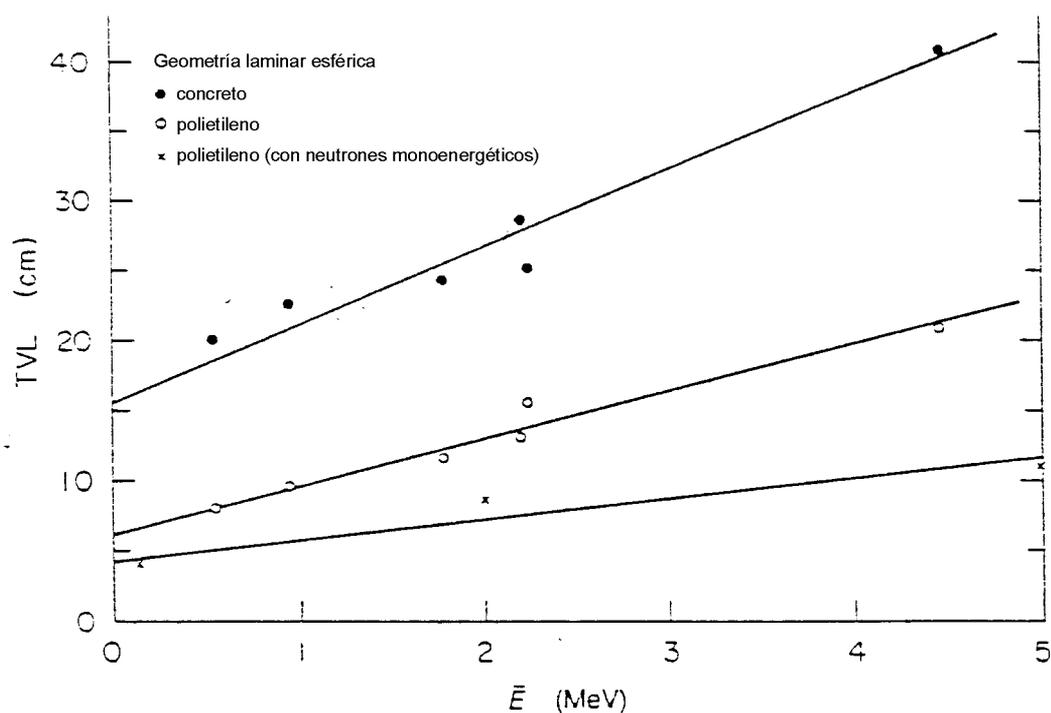
Material	Contenido de H [atom/cm <sup>3</sup> ]	n rápidos TVL [cm]	n lentos TVL [cm]	$\gamma$ captura TVL [cm]	Activación neutrónica
Hormigón	0,8 – 2,4 E 22	21,0 *	34,0	45,0	Baja
Polietileno	8 E 22	4,5 **	77,0	----	Muy baja
Polietileno 5% Boro	----	----	1,27	----	Muy baja
Acero	----	----	10,7	13,5	Mediana
Plomo	----	----	410	6,1	Baja

\* Neutrones de fuga del cabezal

\*\* Neutrones del laberinto

**Tabla II.1.** Propiedades de materiales para blindaje contra neutrones

En la Figura II.2 se presenta un gráfico de TVL vs. energía promedio del haz directo obtenido de los cálculos realizados por Mc Call [1], empleando el Código MORSE, para espectros neutrónicos continuos con una geometría de celda esférica. Allí se ha hecho un ajuste por cuadrados mínimos de cada conjunto de puntos obteniéndose las siguientes ecuaciones:



**Figura II.2.** Espesor decirreductor (TVL) equivalente para un blindaje esférico en función de la energía promedio de la fuente neutrónica para distintos materiales. NCRP [19].

- 1) Para hormigón

$$TVL = 15,5 + 5,6 \bar{E}_{dir}$$

- 2) Para polietileno

$$TVL = 6,2 + 3,4 \bar{E}_{dir}$$

Estos valores pueden proveer también una buena aproximación al blindaje para neutrones en aceleradores de uso médico, aunque se trata de resultados que no han sido suficientemente chequeados. La última línea del gráfico corresponde a neutrones monoenergéticos. La visión conjunta de las tres curvas muestra que la práctica común de emplear datos de atenuación para neutrones monoenergéticos de una energía correspondiente al promedio del espectro, no es una práctica correcta ni conservadora.

### ***All.2. Estudio por simulación computacional de la relación óptima del contenido de boro en un blindaje para minimizar la dosis neutrónica en la puerta de un acelerador lineal***

Se ha simulado de manera simplificada el recinto de un acelerador en operación y de su puerta, mediante de un modelo unidimensional plano. Se utilizó una fuente de neutrones de fisión, y se hizo un cálculo de transporte de neutrones y gamma. En el cálculo no se consideró el efecto de la fuente gamma que aparece como radiación de frenamiento de los electrones que constituyen el haz original, pero que es posible contemplarla sin demasiada dificultad.

#### All.2.1. Método de cálculo.

La Figura II.3 muestra un esquema (fuera de escala) del modelo elegido.

Como término fuente se ha utilizado en el cálculo una fuente de neutrones de fisión, sin radiación gamma. Esta última aparece como producto de la captura neutrónica en los materiales presentes.

Se ha modelado una región de agua representando la eventual presencia de un cuerpo humano.

La región de hormigón representa una pared interpuesta entre la fuente y la puerta, modelando un laberinto típico en forma aproximada.

Las capas de acero, plomo, parafina borada y acero están representadas con las dimensiones reales de la puerta de un acelerador lineal en operación (AL6).

Se ha llevado a cabo el cálculo utilizando el código ANISN de transporte de neutrones y gamma con la biblioteca de datos nucleares asociada, VITAMIN-C contenidos en el sistema MTR\_PC.

#### All.2.2. Cálculos realizados

La densidad de la parafina es aproximadamente de  $0,90\text{g/cm}^3$ . Por otra parte, la fórmula general de un hidrocarburo es del tipo  $C_n H_{2n+2}$  que, para  $n$  suficientemente grande permite obtener las siguientes relaciones:

$$m_H / m_{total} = 0,152$$

$$m_C / m_{total} = 0,848$$

La parafina, al igual que otros compuestos orgánicos tales como el polietileno, tiene un alto contenido de hidrógeno, lo cual contribuye eficientemente a moderar los neutrones rápidos y epitérmicos provenientes del recinto. Los neutrones térmicos son entonces absorbidos por el boro, que tiene una alta sección eficaz de absorción térmica, minimizando así la dosis proveniente de los gamma de captura.

Se calcularon flujos neutrónicos rápido ( $E > 1 \text{ MeV}$ ), epitérmico ( $0,4 \text{ eV} < E < 1 \text{ MeV}$ ) y térmico ( $E < 0,4 \text{ eV}$ ), y las dosis de neutrones y gamma debidos a la fuente de fisión (sin incluir la fuente directa de gamma, presente en los aceleradores de este tipo), realizándose un análisis paramétrico en función del porcentaje de boro en la parafina.

Las tablas siguientes muestran los resultados obtenidos (la última columna representa la relación porcentual de la magnitud considerada, del lado externo de la puerta del recinto, respecto del interno):

	<b>Cara interna puerta</b>	<b>Cara externa puerta</b>	<b>Emerge (%)</b>
<b>Flujo rápido (*)</b>	9,629 E02	6,923 E01	7,19
<b>Flujo epitérmico</b>	3,347 E03	1,769 E02	5,29
<b>Flujo térmico</b>	3,791 E03	3,621 E02	9,55
<b>Dosis n (**)</b>	603,0	43,9	7,28
<b>Dosis gamma</b>	55,4	9,5	17,15

**Tabla II.2.** Sin contenido de boro en la parafina

	<b>Cara interna puerta</b>	<b>Cara externa puerta</b>	<b>Emerge (%)</b>
<b>Flujo rápido (*)</b>	9,631 E02	7,159 E01	7,43
<b>Flujo epitérmico</b>	3,338 E03	2,200 E02	6,59
<b>Flujo térmico</b>	2,604 E03	7,382 E01	2,83
<b>Dosis n (**)</b>	593,3	42,9	7,24
<b>Dosis gamma</b>	45,4	4,4	9,70

**Tabla II.3.** Con 3% de boro natural en la parafina

	<b>Cara interna puerta</b>	<b>Cara externa puerta</b>	<b>Emerge (%)</b>
<b>Flujo rápido (*)</b>	9,633 E02	7,325 E01	7,6
<b>Flujo epitérmico</b>	3,334 E03	2,182 E02	6,54
<b>Flujo térmico</b>	2,569 E03	4,663 E01	1,82
<b>Dosis n (**)</b>	592,9	43,6	7,35
<b>Dosis gamma</b>	45,1	4,2	9,35

**Tabla II.4.** Con 5% de boro natural en la parafina

	Cara interna puerta	Cara externa puerta	Emerge (%)
Flujo rápido (*)	9,633 E02	7,408 E01	7,69
Flujo epitérmico	3,333 E03	2,182 E02	6,55
Flujo térmico	2,560 E03	3,911 E01	1,53
Dosis n (**)	592,9	43,8	7,39
Dosis gamma	45,0	4,2	9,26

Tabla II.5. Con 6% de boro natural en la parafina

	Cara interna puerta	Cara externa puerta	Emerge (%)
Flujo rápido (*)	9,635 E02	7,577 E01	7,86
Flujo epitérmico	3,330 E03	2,092E02	6,28
Flujo térmico	2,547 E03	2,933 E01	1,15
Dosis n (**)	592,9	44,5	7,51
Dosis gamma	44,9	4,1	9,15

Tabla II.6. Con 8% de boro natural en la parafina

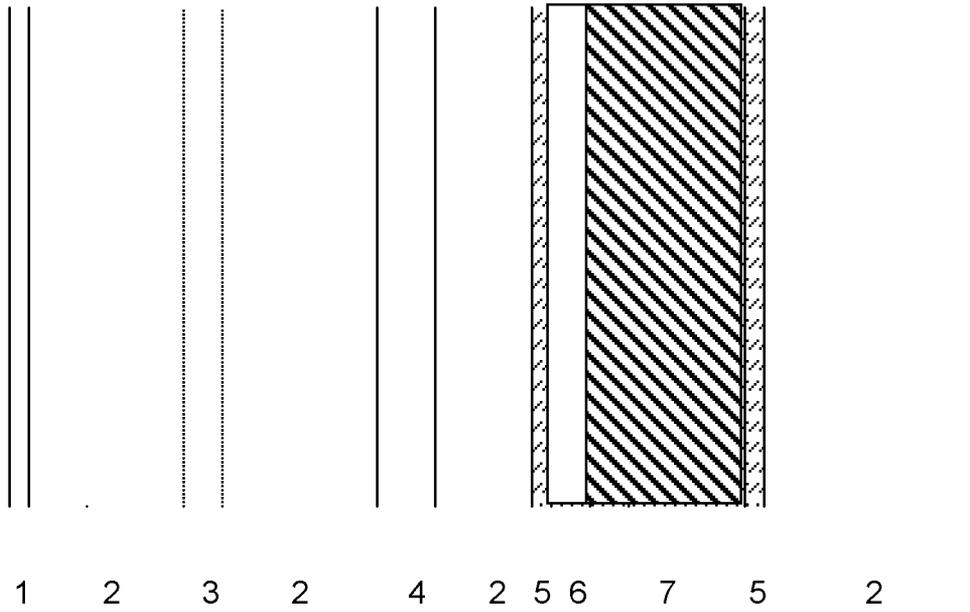
	Cara interna puerta	Cara externa puerta	Emerge (%)
Flujo rápido (*)	9,638 E02	7,803 E01	8,1
Flujo epitérmico	3,327 E03	2,058 E02	6,19
Flujo térmico	2,535 E03	2,093 E01	0,82
Dosis n (**)	592,9	45,4	7,66
Dosis gamma	44,8	4,05	9,04

Tabla II.7. Con 11% de boro natural en la parafina

(\*) en unidades de  $n/cm^2 s$   
(\*\*) en unidades de  $\mu Sv/h$

La Figura II.5 muestra la variación relativa del flujo neutrónico sobre la cara externa de la puerta, respecto del valor en la cara interna de la misma, como función del contenido de boro natural en la parafina que constituye el interior de la puerta. Se observa en esta figura la reducción en el flujo térmico relativo a medida que aumenta el contenido de boro.

De los resultados de las tablas que preceden y de la figuras Figura II.4 y Figura II.5 se pueden observar los dos mecanismos diferentes y competitivos que tienen lugar en el interior de la puerta. Un bajo contenido de boro aumenta el flujo de neutrones térmicos, y por lo tanto los gamma de captura. Pero un alto contenido de boro, a su vez, disminuye relativamente la cantidad de hidrógeno en el material blindante (en este caso parafina), con lo cual aumenta el flujo neutrónico rápido, con el consiguiente aumento de la dosis por neutrones, que depende esencialmente de los neutrones rápidos. **Existe entonces un rango óptimo de contenido de boro, que, como es posible observar en la Figura II.4, está entre el 4 y el 7%, coincidente con los valores consignados en la literatura específica.**



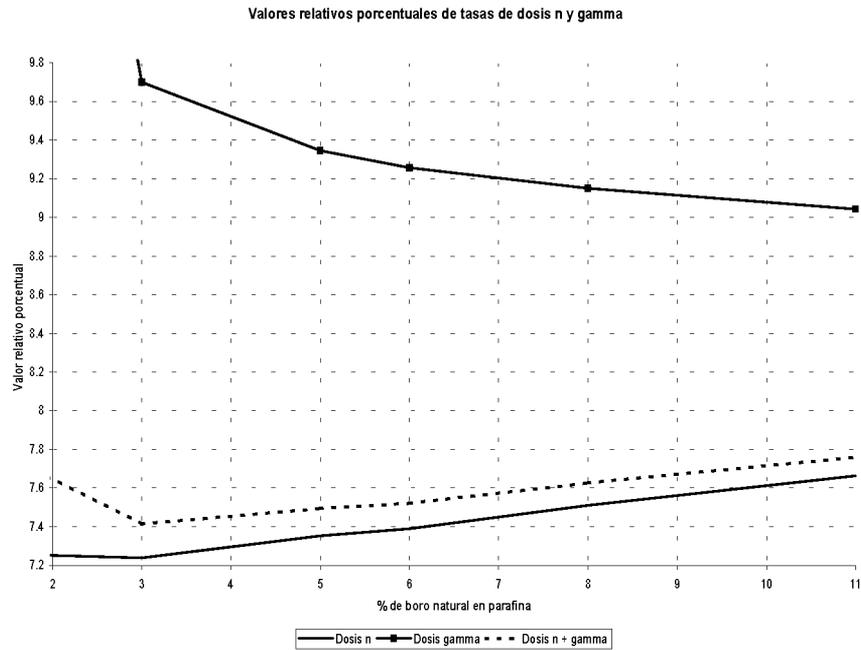
Materiales representados:

- 1    Combustible
- 2    Aire
- 3    Agua
- 4    Hormigón
- 5    Acero inoxidable
- 6    Plomo
- 7    Parafina borada

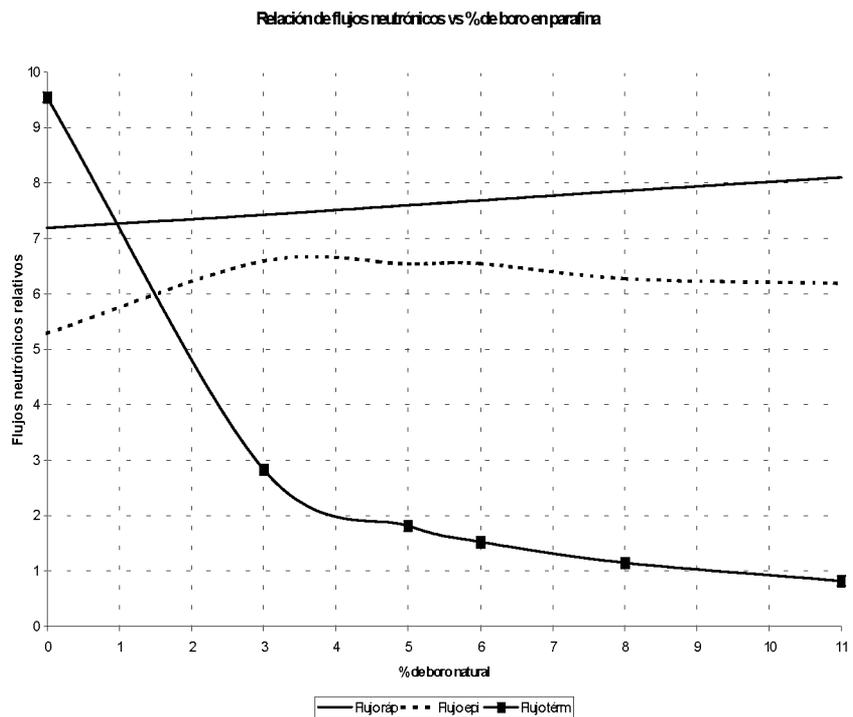
Límites de los intervalos (cm) determinados por cada región:

0    0,5    100    130    280    300    330    330,3    331,3    341,0    341,3    441,3

**Figura II.3.** Modelo plano para el cálculo de transporte



**Figura II.4.** Valores relativos porcentuales de tasas de dosis n, gamma y total en la cara externa de la puerta respecto de su cara interna, como función del contenido de boro natural en la parafina de su interior.



**Figura II.5.** Valores relativos porcentuales de flujos neutrónicos rápido, epitérmico y térmico en la cara externa de la puerta respecto de su cara interna, como función del contenido de boro natural en la parafina de su interior.

### All.3. Soluciones de diseño para reducir las dosis en la entrada del recinto

Mc Ginley [13] señala tres modificaciones al diseño de recintos para aceleradores que implican una reducción sensible de las dosis en la puerta del recinto. Ellas son:

- Reducir la abertura de la entrada interna al laberinto.
- Adicionar una puerta liviana con un absorbente neutrónico en la entrada interna del laberinto.
- Colocar una puerta de polietileno borado al 5% en la entrada interna del laberinto.

Los resultados logrados se resumen en las Figuras II.6 y II.7.

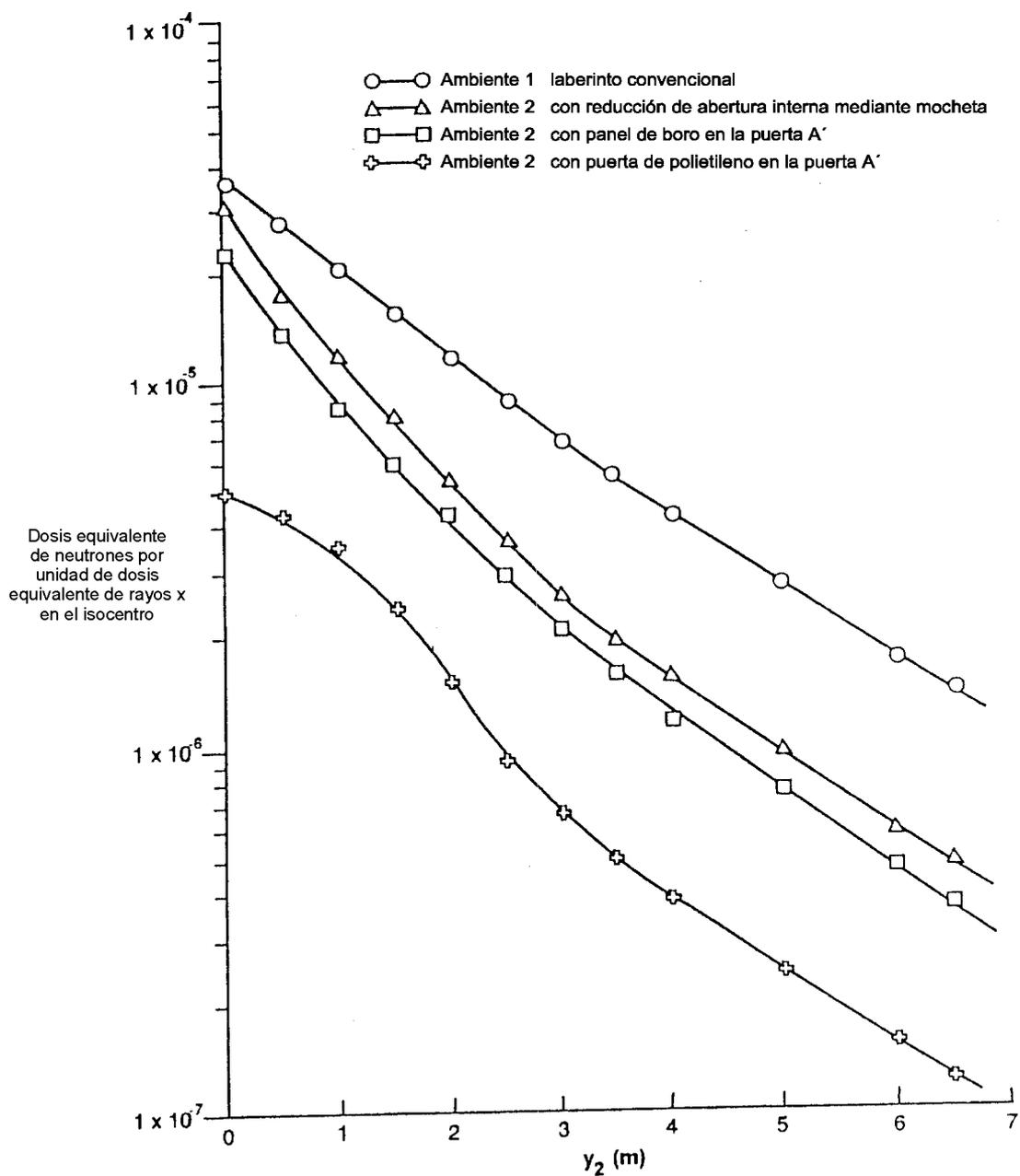


Figura II.6

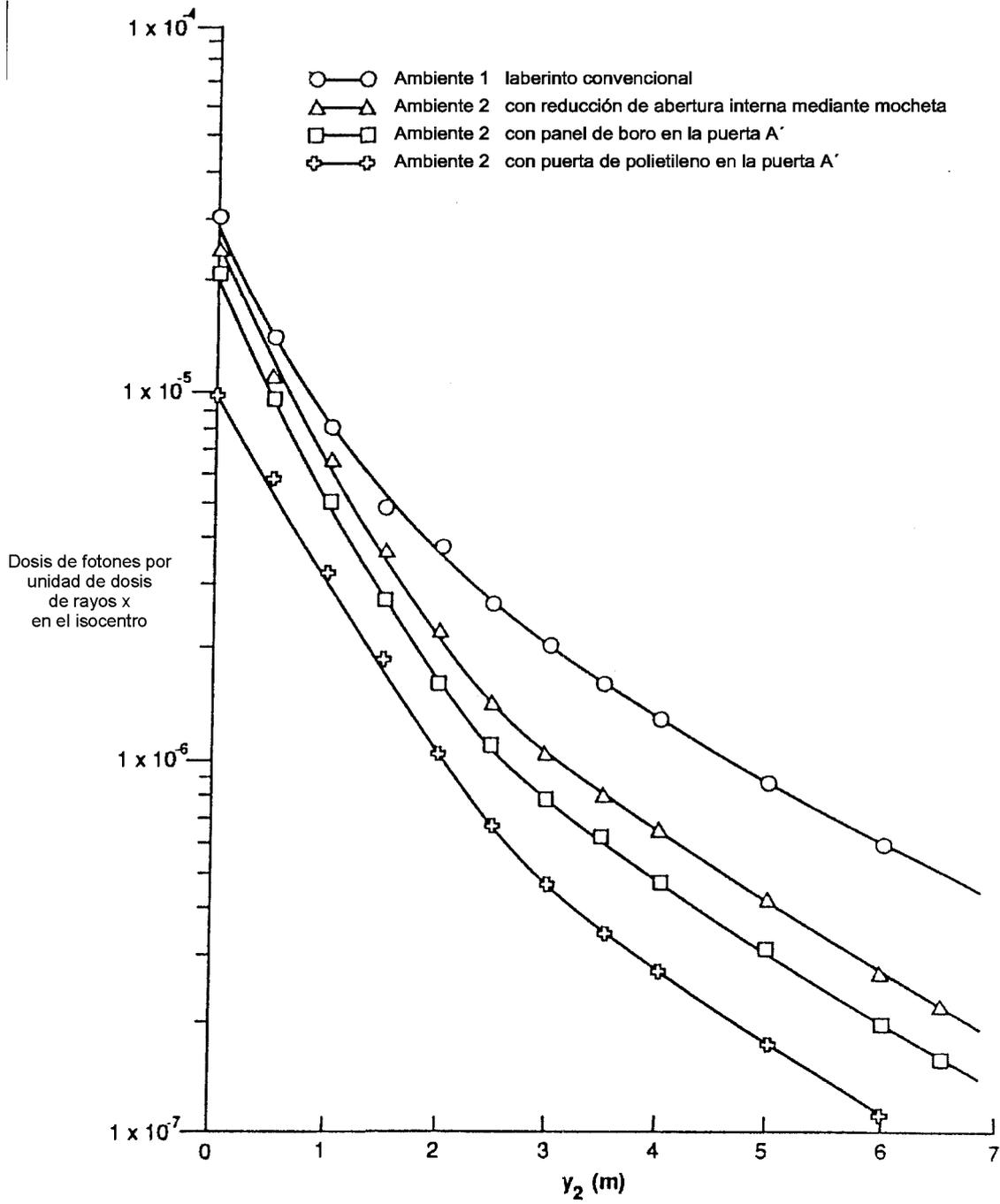


Figura II.7

## BIBLIOGRAFÍA

- [1] Neutron Sources and their Characteristics. R.C. Mc Call, W.P. Swanson. NBS SP 554, 1979.
- [2] Personnel Hazards from Medical Electron Accelerator Photoneutrons. R.C. Mc Call, T.M. Jenkins, R.A. Shore (y) P.D. LaRiviere. 5 Congress of the International Radiation Protection, Jerusalem, Israel, Mar 1980, Oxford.
- [3] Neutron Yield of Medical Electron Accelerators R.C. Mc Call. SLAC-PUB 4480, 1988.
- [4] Transport of Accelerator Produced Neutrons in a Concrete Room. R.C. Mc Call, T.M. Jenkins and R.A. Shore. IEE Transactions on Nuclear Science, Vol NS-26, N° 1, Feb. 1979.
- [5] Radiation Transport in a Radiotherapy Room. S. Agosteo, A. Foglio Para, B. Maggioni, V. Sangiust, S. Terrani, G. Borasi. Health Phys. 68 (1): 27-34; 1995.
- [6] Monte Carlo Simulations of Neutron Transport in a Linac Radiotherapy Room. S. Agosteo, A. Foglio Para, M. Silari, A. Torresini, G. Tosi. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B72, 1992. 84-90. North Holland.
- [7] Energy and Spatial Dependence of Neutron Fluxes in Radiotherapy Rooms for a Simple Dose Estimate Method. S. Agosteo, A. Foglio. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B93, 1994, 362-369. North Holland.
- [8] Neutron Fluence and Energy Spectra around the Varian Clinac 2100C/2300C Medical Accelerator. K.R. Kase, X.S. Mao, W.R. Nelson, J.C. Lin, J. H. Kleck, M. Elsalum. Health Phys. 74(1): 38-47, 1998.
- [9] Neutron Sources in the Varian Clinac 2100C/2300C Medical Accelerator, Calculated by the EGS4 Code. X.S. Mao, K.R. Kase, J.C. Lin, W.R. Nelson, J. H. Kleck, S. Johnsen. Health Phys. 72(4): 524-529, 1997.
- [10] Radiation Protection Aspects of a New High Energy Linear Accelerator P. O'Brien, H.B. Michaels, B. Gillies, J.E. Aldrich, J.W. Andrew. Med. Phys. 12 (1), Jan/Feb 1985.
- [11] Neutron Sources in a 24 MeV Medical Lineal Accelerator. Philip D. LaRiviere. Med. Phys. 12 (6), Nov/Dec 1985.
- [12] Estimation of Neutron and Gamma Radiation Doses in the Entrance Mazes of SL-75 Linear Accelerator Treatment Rooms. W. Kersey. Medicamundi, Vol.24, N° 3. 1979.
- [13] A Method of Eliminating the Maze Door of Medical Accelerator Rooms. Patton H. Mc Ginley, Marc S. Miner. Radiation Protection Management, Vol. 12, N° 5 Sept/Oct 1995, pp 29-37.
- [14] A Method for Calculating the Dose Due Capture Gamma Rays in Accelerator Maze. Patton H. Mc Ginley, Marc S. Miner., M.L. Mitchum. Phys. Med. Biol.40, 1995, 1467-1473.
- [15] Evaluation of Neutron Dose Equivalent Levels at the Maze Entrance of Medical Accelerator Treatment Rooms. Patton H. Mc Ginley, E. Butker. Med. Phys. 18 (2), Mar/Apr 1991.
- [16] Stray Photoneutron Fields Produced by The GE Saturne Accelerator. J.O. Fenn, Patton H. Mc Ginley. Radiation Protection Management, Vol 12, N° 6, Nov/dec 1995, pp. 39-45
- [17] Neutron Contamination of X-Ray Beams Produced by the Varian Clinac 1800. Patton H. Mc Ginley, J.C. Landry. Phys. Med. Biol. 34, N°6, 1989, 777-783.
- [18] A Study of Photoneutron Dose Levels Produced by the Philips SL Medical Accelerators. Patton H. Mc Ginley, Sh Ghavidel, J. Landry. Radiation Protection Management, Vol 10, N° 1, Jan/Feb 1993, pp. 45-50
- [19] Neutron Contamination from Medical Electron Accelerators. National Council on Radiation Protection and Measurement, NCRP Report N° 79, Nov 1984.
- [20] Neutron Fluxes in Radiotherapy Rooms. S. Agosteo, A. Foglio Para, B. Maggioni. Med. Phys. 20 (2), Pt 1, Mar/Apr 1993.
- [21] Absorbed Dose to Technician Due to Induced Activity in Linear Accelerators for Radiation Therapy. A. Almén, L. Ahlgren and S. Mattson. Phys. Med. Biol. Vol 36, N°6, 1991, 815-822.

- [22] Induced Activity in a High Energy Linear Accelerators. L. Ahlgren and L.E. Olsson. Phys. Med. Biol. Vol 33, N°3, 1988, 351-354.
- [23] Measurements of Induced Activity in Medical Linear Accelerators. S.J. Thomas and M.P. Hayball. Radiation Protection Dosimetry, Vol 37, N°3, 1991, 195-196.
- [24] Shielding Techniques for Radiation Oncology Facilities. Mc Ginley P.H., Medical Physics Publishing. Madison, Wisconsin. 1998.
- [25] Room scattered neutrons, R. Mc Call, P. Mc Gingley y K. Hoffman. Med. Physics 26 (2), February 1999.
- [26] Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation. ICRP Publication 74, 1996.

Volver