

FACTORES DE TRANSMISION PARA NEUTRONES PROVENIENTES DE REACCIONES DE PRODUCCION DE RADIOISOTOPOS UTILIZADOS EN PET

Daniel G. Hernández y Juan A. Cruzate
Ente Nacional Regulador Nuclear
REPUBLICA ARGENTINA

RESUMEN

En este trabajo se presentan los factores de transmisión de la dosis, calculados para los neutrones producidos por las reacciones $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$ y $^{13}\text{C}(p,n)^{13}\text{N}$, cuando se emplea hormigón ordinario como material blindante. Estos factores de transmisión permiten simplificar significativamente los cálculos de los blindajes requeridos por los aceleradores de producción de radioisótopos para ser empleados en tomografía por emisión de positrones.

El espectro de los neutrones emitidos por las reacciones, en condiciones de blanco grueso, fue estimado empleando las secciones eficaces de reacción para blanco delgado, la pérdida de energía por unidad de camino recorrido por la partícula en el blanco y el balance energético de la reacción. Los factores de transmisión, para dichos espectros de neutrones, fueron calculados empleando el código de ordenadas discretas ANISN y los factores de conversión de fluencia a dosis equivalente efectiva de la publicación 51 de la ICRP.

INTRODUCCION

El propósito de este estudio es presentar los factores de transmisión de la dosis en hormigón ordinario, para neutrones generados durante la producción de algunos radioisótopos, empleados en tomografía por emisión de positrones (PET). La PET es una técnica de medicina nuclear cuyo uso en diagnóstico por imágenes se incrementa permanentemente, debido a dos características únicas que posee: la resolución espacial es independiente de la profundidad y se pueden realizar correcciones absolutas de atenuación en tejido. Estas características permiten determinar los niveles reales de concentración del trazador radiactivo en los tejidos, así como parámetros relacionados con el funcionamiento y metabolismo de tejidos y órganos.

Una de las restricciones para el empleo de esta técnica de medicina nuclear es la disponibilidad de emisores adecuados de positrones. Dada la corta vida media de estos isótopos (de aproximadamente 1 minuto a 2 horas), es práctica común instalar un acelerador de partículas capaz de producirlos en las inmediaciones del PET. Los isótopos productores de positrones habitualmente empleados son ^{11}C , ^{13}N , ^{15}O y ^{18}F , los que pueden producirse empleando las reacciones $^{16}\text{N}(p,\alpha)^{11}\text{C}$, $^{16}\text{O}(p,\alpha)^{13}\text{N}$, $^{13}\text{C}(p,n)^{13}\text{N}$, $^{15}\text{N}(p,n)^{15}\text{O}$, $^{14}\text{N}(d,n)^{15}\text{O}$ y $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$.

Este trabajo se circunscribe a las necesidades de blindaje de los ciclotrones que aceleren protones hasta energías de 10 a 13 MeV, y para las reacciones $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$ y $^{13}\text{C}(p,n)^{13}\text{N}$. Esto se debe a que estudios recientes indican que la energía óptima para dicho tipo de ciclotrones sería de alrededor de 11 MeV. Así mismo, las reacciones $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$ y $^{13}\text{C}(p,n)^{13}\text{N}$ generan las condiciones más restrictivas para los blindajes [1].

El principal requerimiento de blindaje surge de la presencia de neutrones rápidos, provenientes de la reacción nuclear que se produce en el blanco, los que poseen una gran capacidad de penetración y un alto factor de calidad. Los rayos gama originados en el blanco normalmente no resultan importantes para el dimensionamiento de los blindajes, dado que estos deben ser capaces de atenuar la radiación fotónica generada en los mismos, especialmente por captura de neutrones térmicos por el hidrógeno.

DETERMINACION DEL ESPECTRO DE RADIACION INCIDENTE

El espectro de la radiación incidente se estimó considerando que los proyectiles son completamente frenados por el blanco grueso, y que puede desprejarse la pérdida de partículas por reacciones nucleares. El cálculo del espectro de neutrones se realizó en base a las secciones eficaces para blanco delgado ($\sigma_{(E)}$) [2-7] y el número de partículas incidentes que tienen oportunidad de interactuar entre la energía del haz y la energía umbral de la reacción.

La cantidad de neutrones producidos por aquellos protones con energías comprendidas entre E y $E-dE$ es $\sigma_{(E)} \cdot N \cdot dE / (dE/dx)$, donde N es la densidad atómica del isótopo considerado en el blanco y dE/dx es la pérdida de energía por unidad de camino recorrido por la partícula [8].

La escala de energía de los neutrones emitidos queda determinada al analizar la distribución de energía en la reacción, teniendo en cuenta la masa de las partículas intervinientes, la energía de la partícula incidente y el ángulo entre los vectores velocidad de las partículas incidente y emitida.

Para el caso de los neutrones emitidos a 0° , cuando solo existe un canal de reacción abierto que deja al núcleo residual en un estado no excitado, la energía del protón incidente (E_p) y del neutrón emitido (E_n) están relacionadas por $E_n = E_p + Q$. En el caso en que el núcleo residual quede en un estado excitado con una energía W , la energía de la partícula emitida será $E_n = E_p + Q - W$, donde Q representa el balance energético de la reacción. En ambos casos, la energía de retroceso del núcleo residual fue despreciada, lo cual es esencialmente válido si la masa del núcleo residual es mucho mayor que la de la partícula emitida. Empleando este método de cálculo fue posible estimar el espectro de neutrones emitidos a 0° en las reacciones $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$ y $^{13}\text{C}(p,n)^{13}\text{N}$, en condiciones de blanco grueso y para protones con energías entre 10 y 13 MeV. En el Gráfico 1 se muestran los espectros de neutrones obtenidos para dichas reacciones.

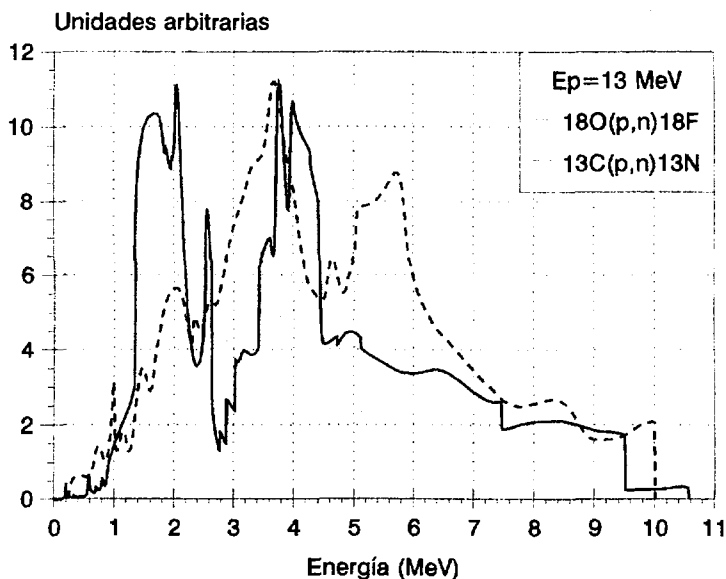


Gráfico 1: Espectros de neutrones para las reacciones $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$ y $^{13}\text{C}(p,n)^{13}\text{N}$ con protones de 13 MeV.

DETERMINACION DE LOS FACTORES DE TRANSMISION

Se utilizó el código de ordenadas discretas ANISN [9] para obtener los espectros de neutrones a la salida de blindajes planos infinitos de hormigón ordinario. Este código implementa el método de ordenadas discretas, o S_n , que es una técnica numérica de diferencias finitas, para resolver la ecuación de transporte de Boltzmann en estado estacionario.

Debido a la gran variación en la composición de los hormigones, se selecciono el hormigón TSF 5.5 [10], con una densidad de 2.3 g/cm³ y un contenido de 5,5% en peso de agua, como representativo del hormigón común. En la Tabla I se presenta la composición adoptada.

Elemento	At./cm ³	Elemento	At./cm ³	Elemento	At./cm ³
H	8.50·10 ²¹	Mg	1.86·10 ²¹	Ca	11.30·10 ²¹
C	20.50·10 ²¹	Al	0.60·10 ²¹	Fe	0.19·10 ²¹
O	35.50·10 ²¹	Si	1.70·10 ²¹		

TABLA I: Composición del hormigón TSF 5.5 utilizada en los cálculos.

La fuente empleada consistió en un haz paralelo de neutrones, de fluencia unitaria, incidiendo en forma casi normal ($\cos \theta = 0.9894$) sobre el blindaje. La distribución energética de este haz fue la que se estimó, en la forma ya descrita, para las reacciones $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$ y $^{12}\text{C}(p,n)^{12}\text{N}$. Los cálculos fueron realizados en geometría xy (slab), con un orden de cuadratura 16 y expansión en polinomios de Legendre de orden 3 ($S_{16}P_3$).

Se utilizaron las secciones eficaces correspondientes a la biblioteca acoplada VITAMIN-C [11], de 171 grupos de neutrones y 36 grupos gama. Que la biblioteca sea acoplada significa que los fotones secundarios generados por las interacciones de los neutrones aparecen como fuentes en los grupos gama, los que son subsecuentemente transportados por el código ANISN.

Los espectros de neutrones y fotones obtenidos fuera del blindaje se convirtieron a dosis equivalente efectiva empleando los factores de conversión presentados en la publicación 51 de la ICRP [12], para geometría de irradiación Antero-Posterior.

RESULTADOS

En la Tabla II y en los Gráficos 2 y 3 se presentan los factores de transmisión de la dosis equivalente efectiva (Sv.cm²), obtenidos para neutrones generados en las reacciones $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$ y $^{12}\text{C}(p,n)^{12}\text{N}$, con protones de 10, 11, 12 y 13 MeV, incidiendo en forma casi normal sobre hormigón ordinario. Estos factores de transmisión toman en cuenta el aporte de la radiación primaria y de los rayos gama secundarios generados en el blindaje.

CONCLUSIONES

Los datos presentados resultan una herramienta adecuada para realizar, en forma simple, el dimensionamiento aproximado de los blindajes primarios, requeridos por los ciclotrones habitualmente empleados para la producción de radioisótopos para tomografía por emisión de positrones. Debe destacarse que, los factores de transmisión obtenidos resultan levemente conservativos con respecto a las situaciones encontradas en los blindajes reales, debido a que se calcularon empleando un haz paralelo de neutrones, incidiendo en forma casi normal sobre el blindaje.

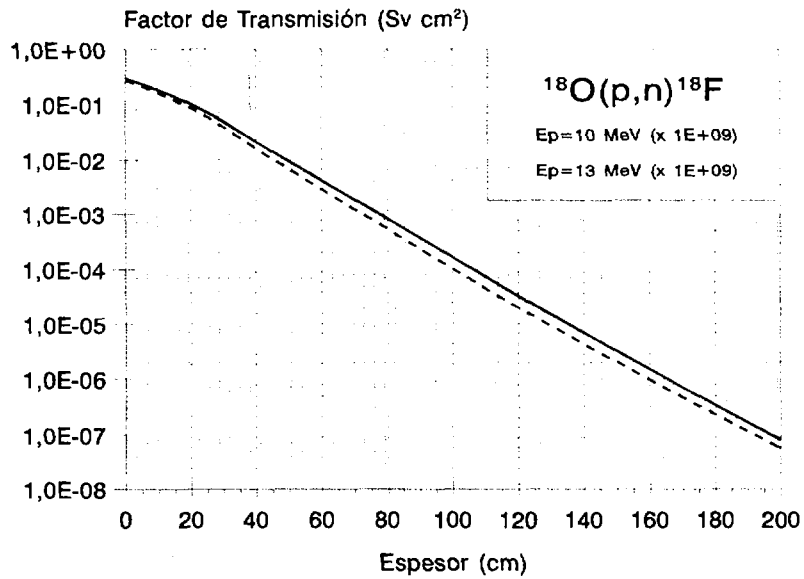


Gráfico 2: Factores de transmisión para la reacción $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$.

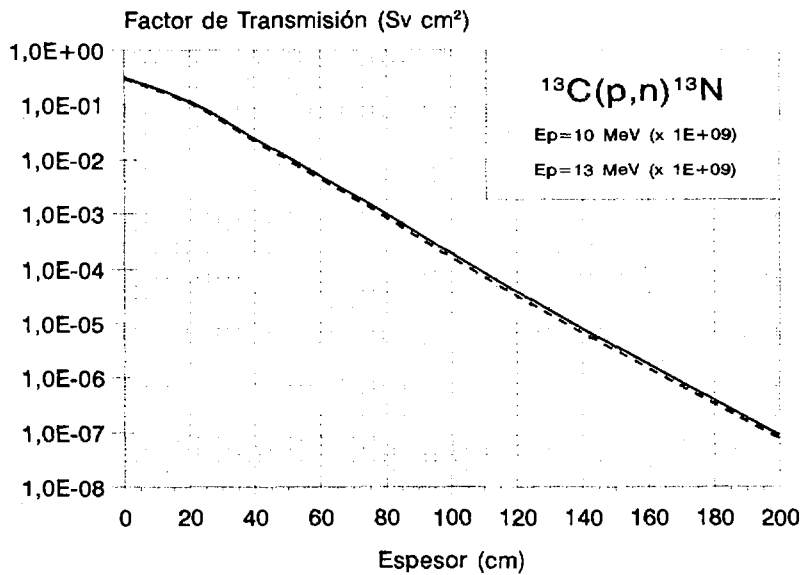


Gráfico 3: Factores de transmisión para la reacción $^{13}\text{C}(p,n)^{13}\text{N}$.

Espesor (cm)	Reacción $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$				Reacción $^{13}\text{C}(p,n)^{13}\text{N}$	
	Ep=10 MeV (Sv.cm ²)	Ep=11 MeV (Sv.cm ²)	Ep=12 MeV (Sv.cm ²)	Ep=13 MeV (Sv.cm ²)	Ep=10 MeV (Sv.cm ²)	Ep=13 MeV (Sv.cm ²)
0	2.69E-10	2.78E-10	2.86E-10	2.94E-10	2.96E-10	3.05E-10
20	8.60E-11	9.19E-10	9.68E-11	1.01E-10	1.05E-10	1.10E-10
40	1.60E-11	1.81E-11	1.98E-11	2.13E-11	2.22E-11	2.05E-11
60	2.89E-12	3.42E-12	3.82E-12	4.22E-12	4.35E-12	4.82E-12
80	5.33E-13	6.52E-13	7.40E-13	8.30E-13	8.41E-13	9.47E-13
100	1.02E-13	1.27E-13	1.45E-13	1.65E-13	1.63E-13	1.86E-13
120	2.03E-14	2.55E-14	2.91E-14	3.32E-14	3.25E-14	3.72E-14
140	4.28E-15	5.35E-15	6.07E-15	6.91E-15	6.67E-15	7.64E-15
160	9.57E-16	1.18E-15	1.32E-15	1.50E-15	1.44E-15	1.64E-15
180	2.28E-16	2.74E-16	3.04E-16	3.40E-16	3.27E-16	3.69E-16
200	5.44E-17	6.72E-17	7.35E-17	8.14E-17	7.88E-17	9.76E-17

TABLA II: Factores de transmisión para las reacciones $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$ y $^{13}\text{C}(p,n)^{13}\text{N}$.

BIBLIOGRAFIA

- [1] J. R. VOTAW and R. J. NICLES, "Radionuclide Production For Positron Emission Tomography: Choosing an Appropriate Accelerator", Nucl. Instr. and Methods **B40/41**, 1093-1099, (1989).
- [2] W. FRITSCH, K. D. BÜCHS, E. FINCKH, P. PIETRZYK Y B. SCHREIBER, "Investigation of Two Resonances in the $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$ Reaction", Z. Phys. **262**, 65-70, (1973).
- [3] J. D. ANDERSON, S.D. BLOOM Y C. WONG, "Effective Two-Body Force Inferred from the (p,n) Reaction on ^{17}O , ^{18}O , ^{22}Al , and Other Light Nuclei", Phys. Rev. **177**, 1416-1435, (1969).
- [4] H. MARK Y C. GOODMAN, "Angular Distribution of Neutrons from $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$ ", Phys. Rev. **101**, 768-772, (1956).
- [5] P. M. BEARD, P. B. PARKS, E. G. BILPUCH Y H. W. NEWSON, "S- and P-Wave Neutron Spectroscopy. XII", Annals of Phys. **54**, 566-597, (1969).
- [6] T.J.RUTH and A. P. WOLF, "Absolute Cross Sections for the Production of ^{18}F via the $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$ Reaction", Radiochem. Acta **26**, 21-24, (1979)
- [7] P. DAGLEY, W. HAEBERLI and J. X. SALADIN, "The $^{13}\text{C}(p,n)^{13}\text{N}$ Reaction Cross Section from Threshold to 13 MeV", Nucl. Phys. **24**, 353-373, (1961).
- [8] M. J. BERGER, "ESTAR, PSTAR, ASTAR. Computer Programs for Calculating Stopping Powers for Electrons, Protons and He Ions", IAEA-NDS-144 (1993).
- [9] W. W. ENGLE Jr., "A User's Manual for ANISN", K-1693, Oak Ridge National Laboratory, (1967).
- [10] CHILTON, A., "Effect of Material Composition on Neutron Penetration of Concrete Slabs", NBS Report 10425, National Bureau of Standards, (1971).
- [11] R. ROUSIN, C. WEISBIN, J. WHITE, N. M. GREENE, R. WRIGHT, J. WRIGHT, "The CTR Processed Multigroup Cross Section Library for Neutronics Studies", DLC-41, Radiation Shielding Information Center, (1980).
- [12] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. "Data for Use in Protection Against External Radiation", Oxford: Pergamon Press, ICRP Publication 51, (1987).

ABSTRACT

The dose transmission factors for normal concrete and the neutrons produced in the $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$ and $^{13}\text{C}(p,n)^{13}\text{N}$ reactions are presented. These transmission factors allow to simplify the calculation of the necessary accelerator shielding, to be used in the radioisotope production for positron emission tomography.

The energy distributions of the neutrons resulting from the irradiation of thick targets, with 10 to 13 MeV protons, were determined using the thin target cross sections, the energy loss per path length and the energy balance of the reaction (Q-equation). The one dimensional discrete ordinates transport code ANISN and the conversion coefficients from fluence to dose, presented in the ICRP Publication 51, were used to obtain the transmission factors.