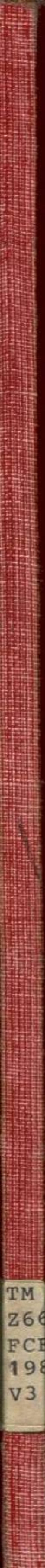


51
M
3



TM
266
FCF
198
V3



1020071021

MEDICION DEL ESPECTRO DE NEUTRONES Y RAYOS GAMMA,
DE UNA FUENTE DE CALIFORNIO - 252, EN UN MEDIO DE
TEJIDO EQUIVALENTE.

PRESENTADA POR:

HECTOR RENE VEGA CARRILLO.

TESIS

PRESENTADA A LA DIVISION DE ESTUDIOS SUPERIORES
DE LA FACULTAD DE CIENCIAS FISICO - MATEMATICAS
DE LA UNIVERSIDAD AUTONOMA DE NUEVO LEON
COMO PARTE DE LOS REQUISITOS PARA
OBTENER EL GRADO DE LA
MAESTRIA EN CIENCIAS CON ESPECIALIDAD EN
INGENIERIA NUCLEAR.



FCFM - UANL
UNIVERSIDAD AUTONOMA DE NUEVO LEON.

FM
Z6651
FCFM
1983
U3



153092

MEDICION DEL ESPECTRO DE NEUTRONES Y RAYOS GAMMA,
DE UNA FUENTE DE CALIFORNIO - 252, EN UN MEDIO DE
TEJIDO EQUIVALENTE.

APROBADA POR:

MEDICION DEL ESPECTRO
DE NEUTRONES Y RAYOS GAMMA
DE UNA FUENTE DE CALIFORNIO - 252
EN UN MEDIO DE TEJIDO EQUIVALENTE

POR

HECTOR RENE VEGA CARRILLO.

A GLAFIRA

A G R A D E C I M I E N T O S

Quiero hacer patente mi más profundo y sincero agrade_ cimiento a todos aquellos que han influido en mi desarrollo personal y profesional, que de cierta forma se ha visto cris_ talizado en éste trabajo. En especial quiero hacer mención y agradecer a mis asesores y revisores de tesis; al DR. FEDERICO A. RODRIGUEZ por sus valiosas enseñanzas y consejos que han dejado un huella indeleble en mi espíritu. Al DR. NOLAN E. HERTEL; catedrático de la Universidad de Texas en Austin, por el interés y la buena disposición mostrados durante mi estan_ cia en dicha institución.

Mi agradecimiento lo hago extensivo al M. en C. CARLOS FLORES J. y al Lic. EDGAR TREVIÑO DE LOS SANTOS, catedráticos de la Maestría en Ciencias con especialidad en Ingeniería Nu_ clear, por todo lo que me enseñaron.

A los profesores de la Facultad de Ciencias Físico-Ma_ temáticas de la UANL por todo aquello que de manera directa con unos y de manera indirecta con otros aprendí.

Al profesorado de la Universidad de Texas, en Austin por las facilidades prestadas durante la fase experimental del tra_ bajo.

A mis compañeros de estudios de la maestría con quienes y de quienes aprendí.

A mis padres y hermanos por su constante apoyo.

A mi esposa por que con su amor me ha estimulado siempre a seguir adelante.

R E S U M E N

MEDICIONES ESPECTRALES DE NEUTRONES Y RAYOS GAMMA, DE UNA FUENTE DE CALIFORNIO - 252, SE REALIZARON EN TRES DIFERENTES PUNTOS DE UN CONTENEDOR DE TEJIDO EQUIVALENTE LIQUIDO.

LOS ESPECTROS SE DETERMINARON USANDO UN SISTEMA ESPECTROMETRICO NE -213. ESTAS MEDICIONES SE EMPLEARON, ADEMAS, PARA DETERMINAR LAS DOSIS EN CADA UNO DE LOS PUNTOS DEL CONTENEDOR Y PARA AMBOS TIPOS DE RADIACION INCIDENTE.

INDICE

CAPITULO	PAGINA
I.- INTRODUCCION	1
II.- EQUIPO Y PROCEDIMIENTO EXPERIMENTAL	
A.- LA FUENTE DE NEUTRONES Y RAYOS GAMMA ..	6
B.- EL DETECTOR	10
C.- ELECTRONICA ASOCIADA	12
D.- TEJIDO EQUIVALENTE	18
E.- PROCEDIMIENTO EXPERIMENTAL	20
F.- ADQUISICION DE DATOS	27
III.- SISTEMA DE ANALISIS	
A.- EL METODO DE RECONSTRUCCION	34
IV.- ANALISIS EXPERIMENTAL Y RESULTADOS	
A.- MEDICIONES EN EL TEJIDO EQUIVALENTE ...	36
B.- CALCULO DE LAS DOSIS	47
V.- RESUMEN Y RECOMENDACIONES	
A.- RESUMEN	50
B.- COMENTARIOS Y RECOMENDACIONES	52

VI.- APENDICES

A.- APENDICE	A	53
B.- APENDICE	B	54
C.- APENDICE	C	55
D.- APENDICE	D	56

VII.- REFERENCIAS	57
--------------------------	-------	-----------

L I S T A D E F I G U R A S

FIGURA	PAGINA
1.- CADENA DE EVENTOS PRODUCIDOS POR LA INTERACCION DE NEUTRONES Y RAYOS GAMMA EN EL TEJIDO	4
2.- ESPECTRO DE LOS NEUTRONES EMITIDOS POR LA FUENTE DE CALIFORNIO - 252	8
3.- ESPECTRO DE LOS RAYOS GAMMA EMITIDOS POR LA FUENTE DE CALIFORNIO - 252	9
4.- EL DETECTOR ORGANICO DE CENTELLEO, NE - 213	11
5.- DIAGRAMA DEL EQUIPO ELECTRONICO USADO EN EL SISTEMA ESPECTROMETRICO	13
6.- ESPECTRO DEL TIEMPO DE SUBIDA DEL Cf-252	16
7.- DIAGRAMA ESQUEMATICO DEL ARREGLO EXPERIMENTAL ..	26
8.- ESPECTRO TIPICO DEL SODIO - 22	30
9.- DIAGRAMA DE FLUJO DE LOS DATOS	33
10.- ESPECTRO DE LOS NEUTRONES DEL Cf-252	37
11.- ESPECTRO DE LOS RAYOS GAMMA DEL Cf-252	38
12.- ESPECTRO DE ALTURA DE PULSOS DE LOS NEUTRONES DE LA FUENTE DE Cf-252	39
13.- ESPECTRO DE ALTURA DE PULSOS DE LOS RAYOS GAMMA DE LA FUENTE DE Cf-252	40
14.- ESPECTRO DE LOS NEUTRONES DEL Cf-252 EN EL TEJIDO EQUIVALENTE. POSICION a.	41
15.- ESPECTRO DE LOS NEUTRONES DEL Cf-252 EN EL TEJIDO EQUIVALENTE. POSICION b.	42

16.- ESPECTRO DE LOS NEUTRONES DEL Cf-252 EN EL TEJIDO EQUIVALENTE. POSICION c.	43
17.- ESPECTRO DE LOS RAYOS GAMMA DEL Cf-252 EN EL TEJIDO EQUIVALENTE. POSICION a.	44
18.- ESPECTRO DE LOS RAYOS GAMMA DEL Cf-252 EN EL TEJIDO EQUIVALENTE, POSICION b.	45
19.- ESPECTRO DE LOS RAYOS GAMMA DEL Cf-252 EN EL TEJIDO EQUIVALENTE. POSICION c.	46
20.- ESPECTRO DE ENERGIA DE LOS PROTONES RECOLADOS - POR LA COLISION CON LOS NEUTRONES	54
21.- SECCION TRANSVERSAL (SECCION EFICAZ) DEL CADMIO	56

LISTA DE TABLAS

TABLA	PAGINA
I.- CARACTERISTICAS FISICAS DEL Cf-252	7
II.- DOSIS POR NEUTRONES	48
III.- DOSIS POR RAYOS GAMMA	49

C A P I T U L O I

INTRODUCCION

En 1903, cinco años después del descubrimiento del elemento Radio por los Curie, Alexander Graham -- Bell sugirió que debería utilizarse para el tratamiento de tumores malignos localizados a cierta profundidad en el cuerpo humano [1].

Anualmente en México y en el mundo aparecen -- nuevos pacientes cancerosos. Para el tratamiento de éstas personas se emplean tres tipos de terapias, que se aplican en forma particular o de manera combinada, éstas son: La Cirugía, la Quimoterapia y la Radioterapia.

La Cirugía no es recomendable cuando la parte afectada es un órgano, o parte del organismo, cuya extirpación sería más grave que el tumor mismo.

La Quimoterapia produce en el paciente efectos colaterales que en ocasiones son graves y perdurables además éste tipo de tratamiento es prolongado.

La Radioterapia es más recomendable, ya que el tratamiento no implica la extirpación de alguna parte del organismo; además el tratamiento no es muy prolon

gado.

La radiación penetrante que se emplea en la radioterapia convencional es la producida en un acelerador de electrones; o la producida durante el decaimiento radioactivo de ciertos núcleos, como el Cobalto - 60; es decir rayos X y rayos gamma respectivamente.

La idea fundamental de utilizar la radiación en el tratamiento del Cáncer es porque las células cancerosas se dividen más rápidamente que las células normales, por lo cual las células cancerosas son más sensibles a la radiación. Así con una adecuada aplicación de la radiación se espera destruir a las células enfermas y preservar a las normales.

Experimentos en Radiobiología han demostrado que las células desprovistas de oxígeno son más resistentes a la radiación; a éste fenómeno se le conoce como "Efecto del Oxígeno". Este efecto es menor para la radiación que tiene una alta Transferencia lineal de energía (TLE), por ejemplo, partículas alfa, deuterones, protones, etc. [2].

La radiación con una alta TLE, tiene la propiedad de perder su energía rápidamente al interactuar con la materia; de tal manera que para que éste tipo-

de radiación penetre hasta un tumor localizado a cierta profundidad deberá tener una energía alta, esto es 100 MeV para protones y una mayor energía para partículas más pesadas. Para lograrlo se requiere de costosos y grandes aceleradores, lo que dificultaría su instalación en los hospitales. Para resolver este problema se propone producir la radiación con una alta TLE, como radiación secundaria en el tejido; para obtenerla, los neutrones que no tienen carga y son muy penetrantes servirán como radiación primaria y al interactuar con el hidrógeno del tejido, producirá la radiación secundaria con alta TLE, es decir, protones. Este método es análogo al utilizado en la terapia con rayos X o rayos gamma, los que al interactuar con el tejido humano producen electrones como radiación secundaria.

Cuando la radiación interactúa con moléculas orgánicas, se da una cadena de eventos [2] que se puede ver en la figura 1.

El creciente interés de utilizar neutrones en radioterapia, ha producido un aumento en los esfuerzos para mejorar la exactitud de la medición de la dosis por neutrones.

Para conocer las dosis por neutrones y por ra_

Los rayos gamma en el tejido humano, se requiere de un conocimiento detallado del espectro de energía de la radiación incidente en el tejido equivalente [3].

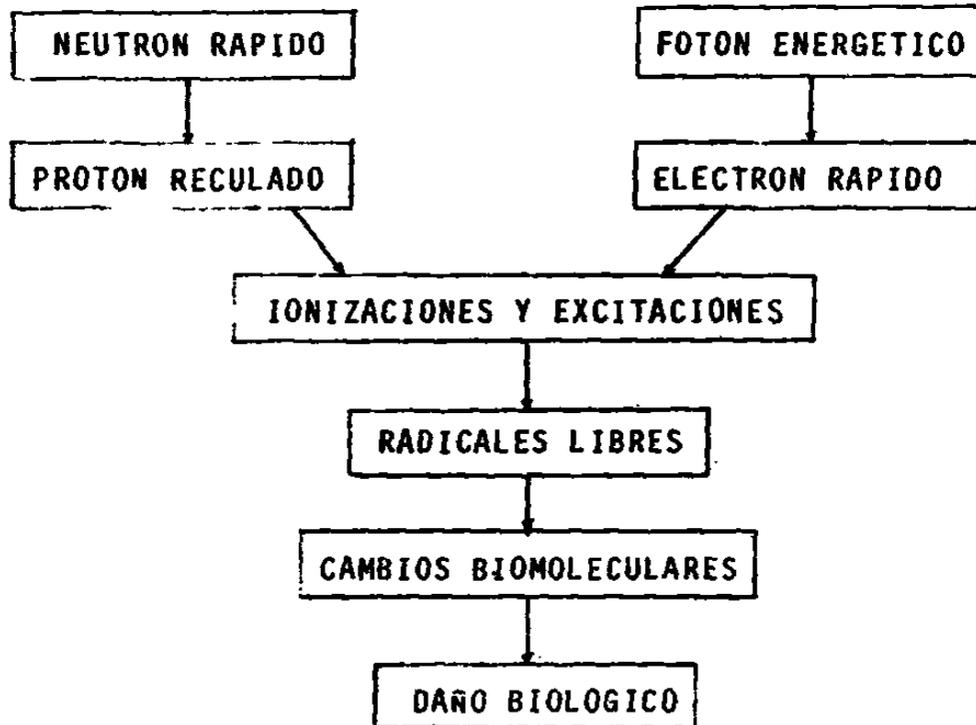


Fig.1.- CADENA DE EVENTOS PRODUCIDOS POR LA INTERACCIÓN DE NEUTRONES Y RAYOS GAMMA EN EL TEJIDO.

La información espectral, ha sido objeto de muchas investigaciones. Durante éstas se han utilizado diferentes fuentes de radiación y su comportamiento ha sido observado en un medio similar al tejido humano [4-7]. Uno de los medios más populares, para realizar las mediciones espectrales, es el denominado

"Tejido equivalente", que tiene una excelente simulación biológica [8,9] .

Con la intención de obtener datos espectrales, de neutrones y rayos gamma, se realizó éste trabajo, en el cuál se utilizó una fuente de Californio - 252- para bombardear un contenedor rectangular de tejido -- equivalente. El espectro de energía de los neutrones y los rayos gamma se obtuvo en tres puntos diferentes dentro del contenedor; se calculó, para cada -- uno de los puntos, la dosis por neutrones y por rayos gamma; todo ésto se reporta en éste trabajo.

C A P I T U L O II

EQUIPO Y PROCEDIMIENTO EXPERIMENTAL

A.- LA FUENTE DE NEUTRONES Y RAYOS GAMMA.

La fuente que se utilizó, para el experimento, era una fuente de Californio - 252 (Cf-252), la cual estaba doblemente sellada. En su proceso de decaimiento, el Cf-252, emite partículas alfa, neutrones y rayos gamma.

El Cf-252, tiene una razón de emisión de neutrones de 2.34×10^6 partículas por segundo por cada microgramo. Tiene una razón de emisión de rayos gamma de 1.37×10^7 fotones por segundo por cada microgramo.

Para la fecha del experimento, 18 de agosto de 1981, la fuente tenía 11.24 microgramos con una razón de emisión de 2.63×10^7 neutrones por segundo, y de 1.54×10^8 rayos gamma por segundo; ambos tipos de radiación dentro de un espectro variado de energía.

El espectro de fisión del Cf-252, ha sido muy estudiado, y puede representarse mediante una distribución Maxwelliana $\phi = \sqrt{E} \text{EXP}(-E/T)$, con una temperatura; $T = 1.43 \pm 0.02 \text{ MeV}$ [10-13] .

Las principales características del Californio 252, se muestran en la siguiente tabla.

CARACTERÍSTICAS FÍSICAS DEL CALIFORNIO 252 [2]

Número atómico (Z)	98
Número másico (A)	252
Vida media para la emisión de alfas	2.73 años
Vida media para la fisión espontánea	85.5 años
Vida Media ($T_{1/2}$)	2.65 años
Porcentaje de decaimiento por alfas	97 %
Porcentaje de decaimiento por fisión	3 %
Promedio de neutrones emitidos por fisión .	3.8
Calor producido en la desintegración	3.9 mW/mg
Actividad específica	530 mCi/mg
Razón de emisión de neutrones	$2.3 \times 10^6 \text{ s}^{-1} \cdot \mu\text{g}^{-1}$
Razón de emisión de rayos gamma	$1.3 \times 10^7 \text{ s}^{-1} \cdot \mu\text{g}^{-1}$
Espectro energético de los neutrones	Ver figura 2.
Espectro energético de los rayos gamma	Ver figura 3.

Tabla I.- CARACTERÍSTICAS FÍSICAS DEL CALIFORNIO 252.

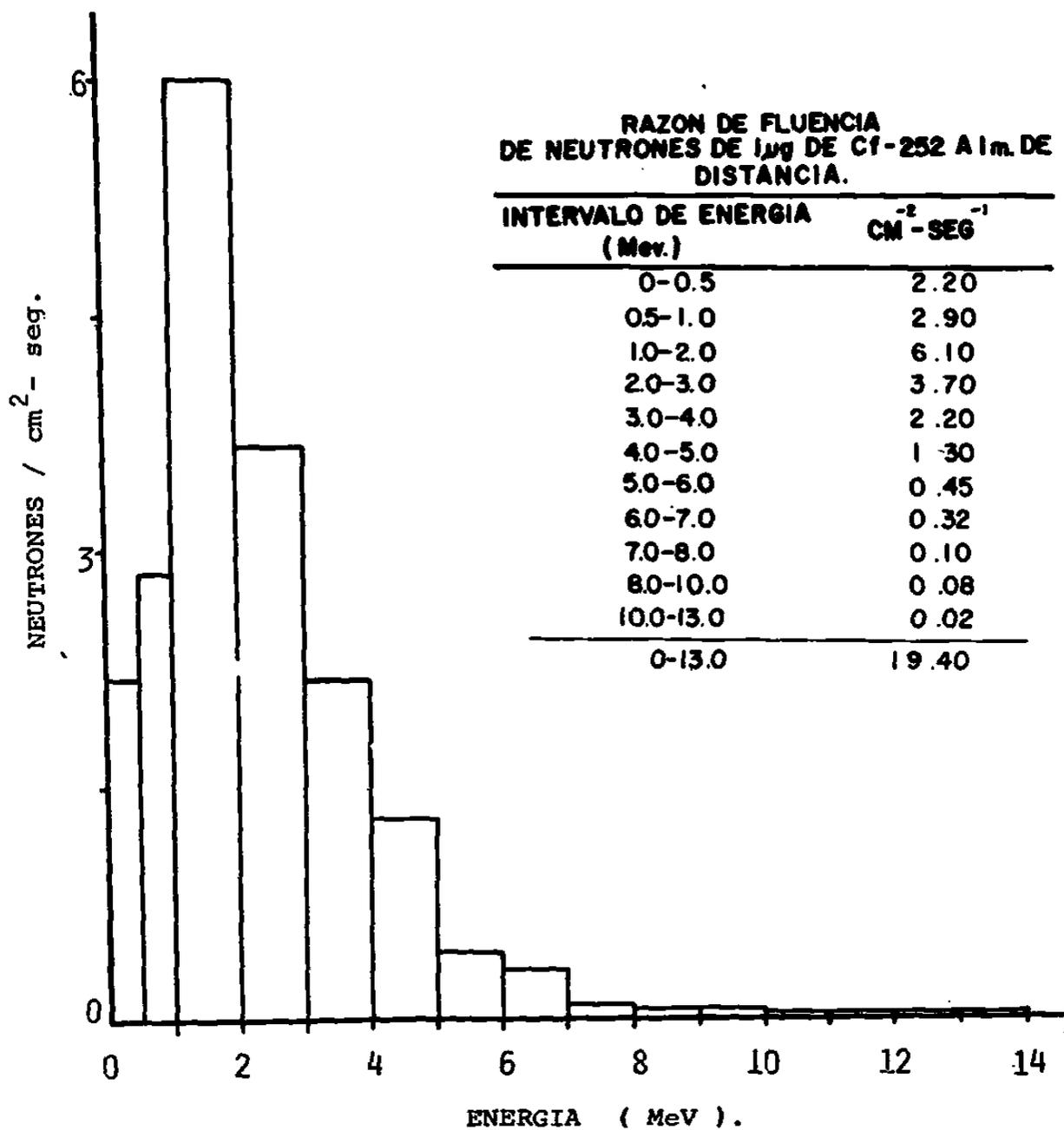


Fig. . . . ESPECTRO DE LOS NEUTRONES EMITIDOS POR EL
CALIFORNIO - 252.

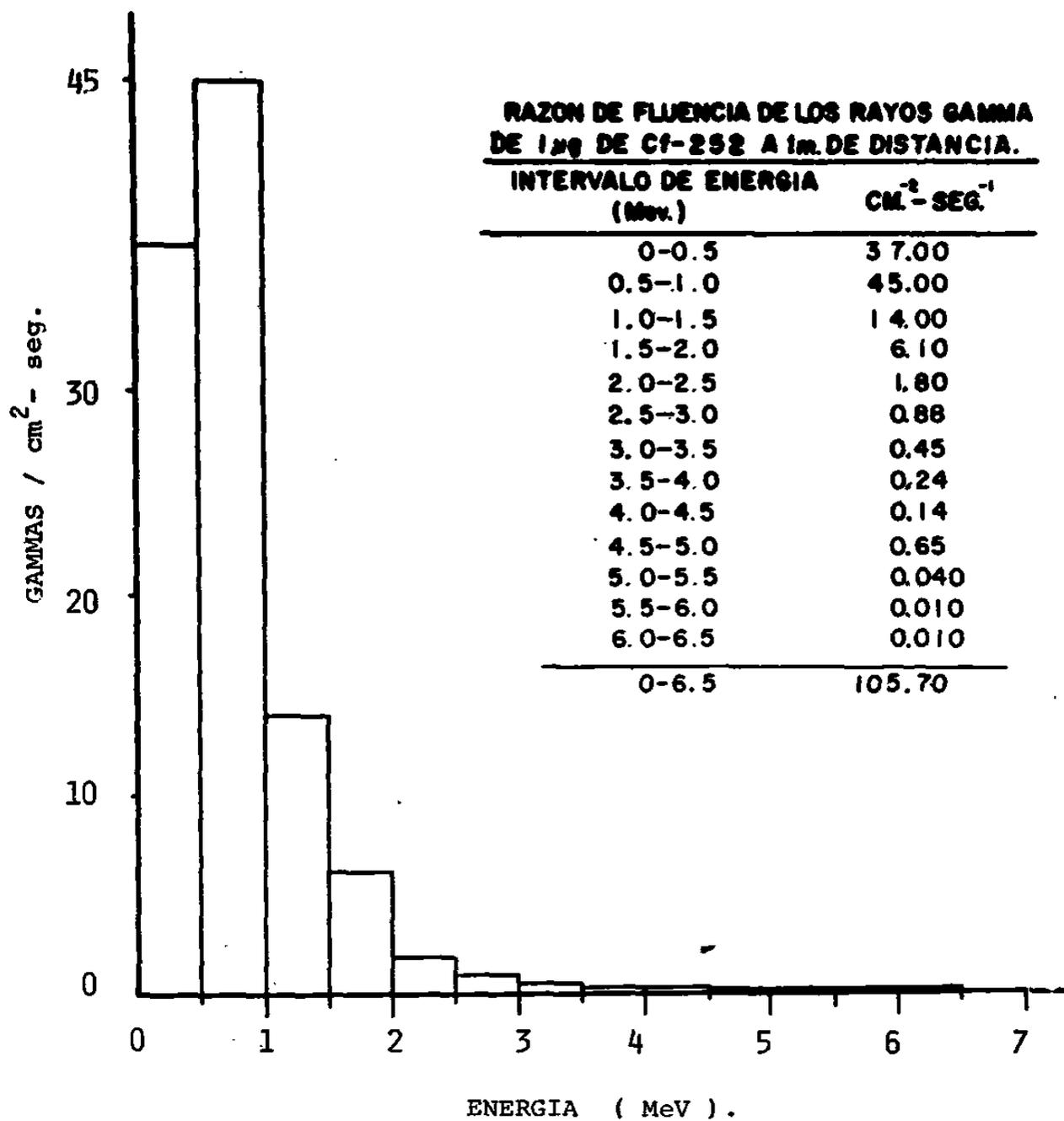


Fig.3.- ESPECTRO DE LOS RAYOS GAMMA EMITIDOS POR EL CALIFORNIO - 252.

B.- EL DETECTOR.

Para obtener el espectro de energía de los neutrones y de los rayos gamma, se requería de un sistema de detección capaz de discriminar los eventos de neutrones de los eventos de rayos gamma y viceversa. Para lograrlo, se usó la técnica de Discriminación -- por la forma del pulso, para lo cual se seleccionó el detector de centelleo, Nuclear Enterprises, Ltd. modelo VHI, NE-213; que es un centellador orgánico en estado líquido y contenido en un depósito de vidrio.

El centellador NE-213, detecta a los neutrones mediante el proceso del reculado de los protones; y a los rayos gamma, mediante el efecto de dispersión de Compton de los electrones [14] .

El centelleo que se produce por la ionización, causada por los electrones en el NE-213, tiene características distintas al centelleo producido por las ionizaciones causadas por los protones. Lo que nos permite distinguir, en un campo mixto de radiación, los eventos de neutrones y los eventos de rayos gamma

Las dimensiones del detector eran: Diámetro -- igual a 5.0 centímetros, y una altura de 5.5 centímetros; lo que hacía que su volumen fuera de 431.97 centímetros cúbicos.

El detector, NE-213, tenfa la siguiente forma:

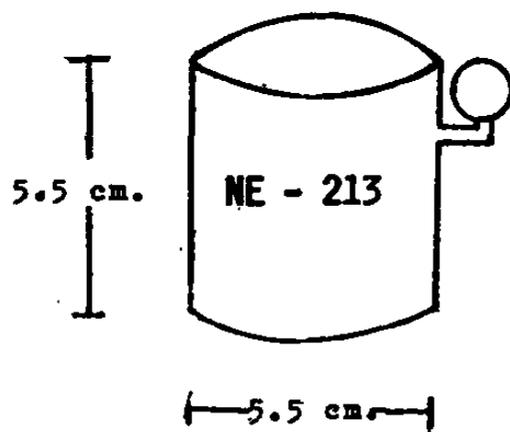


Fig.4.- EL DETECTOR ORGANICO DE CENTELLEO, NE - 213.

C.- ELECTRONICA ASOCIADA.

Un diagrama del equipo electrónico utilizado para formar el Sistema espectrométrico del detector, se muestra en la figura 5.

El detector se acopló a un tubo fotomultiplicador, Ortec modelo 269 (TF); el cual convierte la luz, producida en el centellador, en pulsos eléctricos.

El tubo fotomultiplicador operaba a un voltaje de 1900 volts de corriente de corriente directa; el voltaje era suministrado por una fuente de alto voltaje, Princeton Applied Research, modelo 280 (AV).

La señal del tubo fotomultiplicador se envió a un preamplificador, Ortec modelo 113 (PRE), que le daba a la señal la forma y potencia adecuadas para su posterior manejo.

La señal del preamplificador se envió, mediante un cable coaxial de 50 ohms, del área de irradiación al área de medición.

La señal del preamplificador, se usó como señal lineal de altura de pulso y para generar la señal de compuerta. Que se sirvió para encausar las señales de neutrones y las de rayos gamma; es decir, nos informaba acerca del tipo de partícula, que en un ---

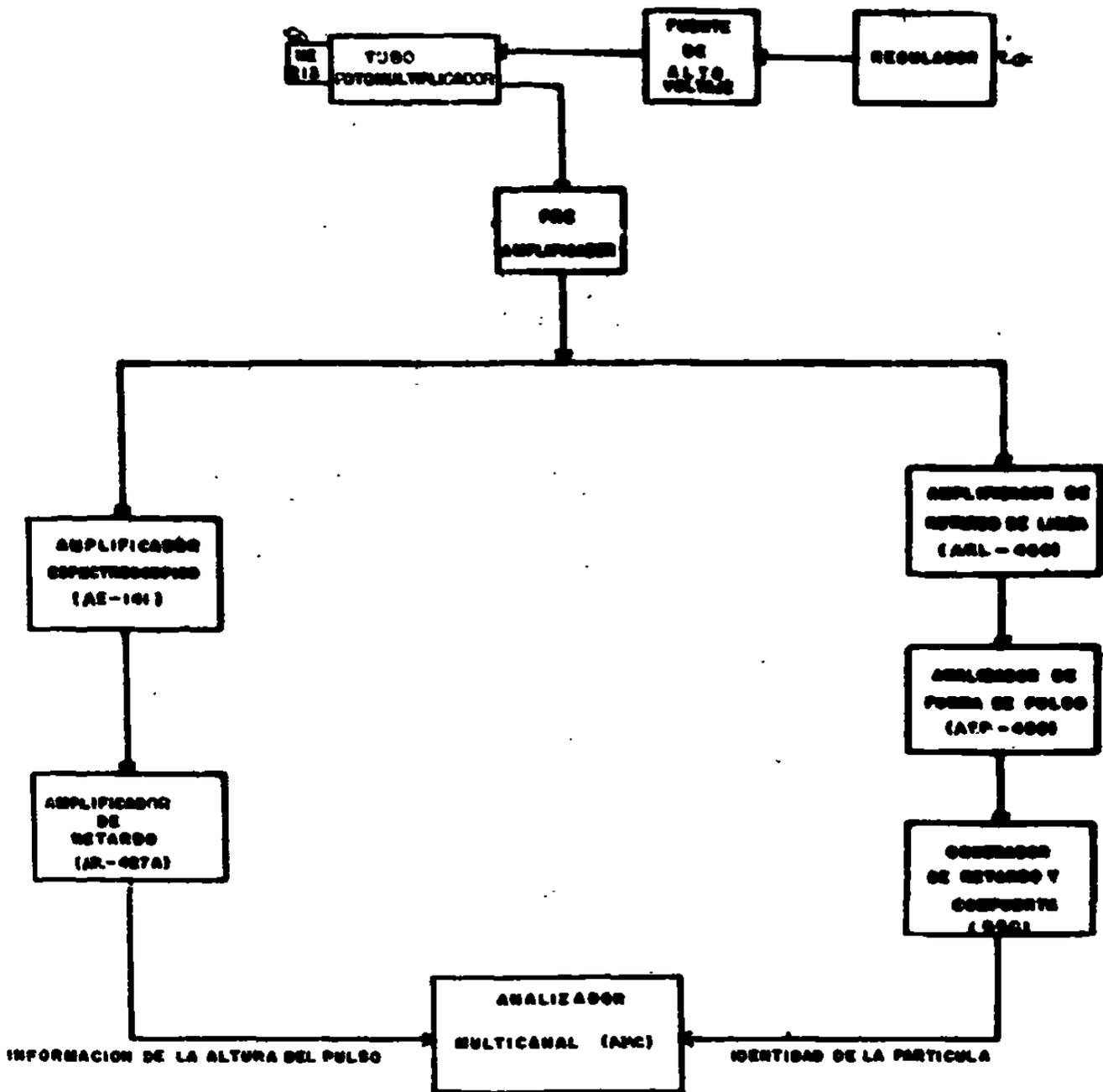


Fig.5.- DIAGRAMA DEL EQUIPO ELECTRONICO USADO EN EL SISTEMA ESPECTROMETRICO.

determinado instante, estaba produciendo los pulsos eléctricos.

La señal del preamplificador se dividió en dos ramales; uno de los cuales, nos informaba del tipo de radiación que llegaba al detector; mientras que, por el otro ramal se obtenía la información de la altura de los pulsos.

Por el primer ramal, la señal del preamplificador se hizo pasar por un amplificador de retardo de línea, Ortec modelo 460 (ARL - 460); la señal de salida del ARL -460, se pasó a través de un analizador de forma de pulso, Ortec modelo 458 (AFP - 458), -- que discrimina los pulsos por la característica del tiempo de subida; es decir con base al tiempo que tarda un pulso en ir desde el 10% de su altura hasta el 90% de la misma, discrimina un evento de neutrón de un evento de rayo gamma [15].

Las anchuras de ventana, del AFP - 458, se hicieron variar para realizar mediciones en alta y baja ganancia.

La señal de salida del AFP -458 se envió a un generador de retardo y compuerta, Ortec modelo 416-A- (GRC), cuya función era, hacer que las señales entrarán, con el nivel adecuado de voltaje, a las memó-

rias del multicanal.

Por el otro ramal, la señal del preamplificador se envió a un amplificador espectroscópico, Canberra Instruments modelo 1417 (AE - 1417), donde se seleccionaban los valores, requeridos, de ganancia; posteriormente, ésta señal se envió a un amplificador de retardo, Ortec modelo 427A (AR - 427A), con el propósito de que las señales de ambos ramales, entraran de manera sincronizada al analizador multicanal.

Un analizador multicanal, ND serie 2200 (AMC), fué utilizado para almacenar todos los datos del sistema espectrométrico. Para lograrlo se usaron 512--canales.

La salida del AMC, estaba conectada a una máquina impresora en la cuál, automáticamente, se iban anotando los datos.

Durante el proceso de calibración del sistema espectrométrico, se puso especial atención al ajustar los controles del AFP - 458, para obtener una óptima separación, entre los eventos de neutrones y los eventos de rayos gamma; el resultado de ésta especial atención fué satisfactorio, pues se logró obtener una muy buena separación de los eventos, esto se puede apreciar en la figura 6.

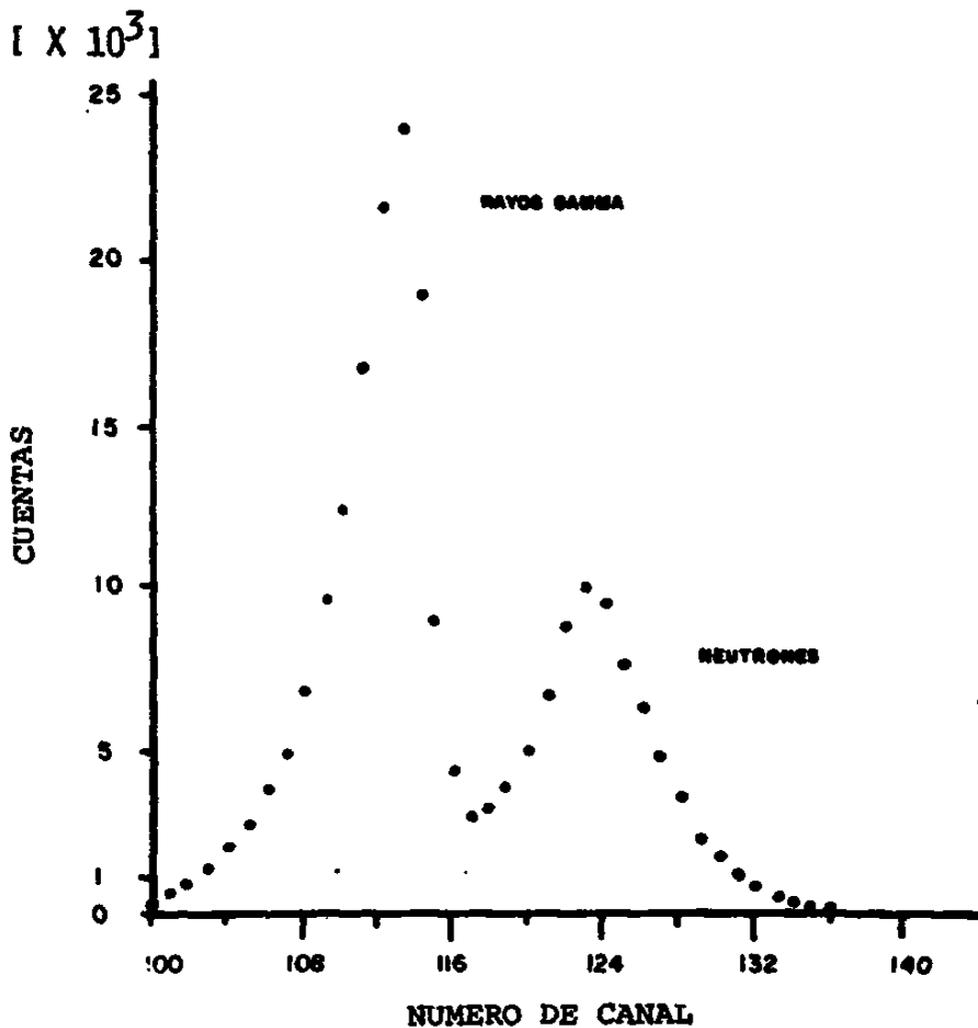


Fig.6.- ESPECTRO DEL TIEMPO DE SUBIDA DFL Cf - 252.

A excepción del detector, tubo fotomultiplicador y preamplificador, todo el sistema estaba en el área de medición; donde se tenía un sistema de aire acondicionado y clima que nos permitió el control de una temperatura ambiental constante; con lo que se disminuyó el problema de variación del sistema por la ---

temperatura.

El experimento se realizó en el Centro de Investigación "Balcones", de la Universidad de Texas en Austin, E. U. donde en ocasiones se producían variaciones en el voltaje. Para evitar que éstas variaciones, influyeran en los resultados experimentales, se instalaron reguladores de voltaje para cada una de las fuentes de poder del sistema.

D.- EL TEJIDO EQUIVALENTE

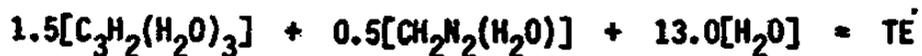
Cuando se realizan investigaciones radiobiológicas, para obtener las dosis a profundidad, se emplean medios cuyas características son muy similares a las del organismo que se va a irradiar.

El medio que se usa en la dosimetría experimental, se conoce como: Tejido equivalente (TE). Para que, el tejido, sea útil como tal y en un gran rango de energías, su composición elemental debe ser lo más aproximada al organismo bajo estudio.

El tejido equivalente, puede obtenerse en estado sólido, líquido y gaseoso. Para éste trabajo, se utilizó el tejido equivalente en estado líquido.

El tejido equivalente debe ser; económico, estable a la radiación y al tiempo y de preferencia incoloro, sus componentes deben ser materiales accesibles. No debe ser; corrosivo, tóxico ni volátil, todo esto con la finalidad de facilitar su elaboración, manejo y almacenamiento.

La conocida fórmula canónica del tejido equivalente: $C_5H_{40}O_{18}N$, puede obtenerse mezclando Glicerol, Urea y Agua. El tejido equivalente se obtiene con 1.5 moles de glicerol, 0.5 moles de urea y 13.0 moles de agua [16, 17]; es decir:



Para elaborar el tejido equivalente, de éste -- experimento, se mezclaron; 23.92 litros de glicerol, - 6.75 kilogramos de urea y 52.88 litros de agua; de don de se obtuvo 82.52 litros de tejido equivalente. La densidad del tejido fue de 1.106 gramos/ cm³, valor -- muy próximo al de la densidad teórica que es igual a - 1.0966 gramos/ cm³ [17] .

El tejido equivalente, se depositó en un conte_ nedor paralelepípedo rectangular, de 99.0 centímetros de largo, 30.5 centímetros de ancho y 30.5 centímetros de altura; hecho de plexiglass de 6.0 milímetros.

E.- PROCEDIMIENTO EXPERIMENTAL

En los casos reales, de pacientes cancerosos - bajo tratamiento radioterapéutico, las áreas de irradiación más empleadas, varían de los 5 cm² hasta los - 15 cm² [18]. Para construir el colimador, se se__ lecciono un área de irradiación de 10 cm².

El colimador fue construido utilizando; parafina, cadmio y plomo. La parafina, por sus propieda__ des termalizadoras, se usó para evitar que los neutro__ nes de la fuente, alcanzáran al contenedor del tejido equivalente por otro lado que no fuése el colimador.

La cantidad necesaria de parafina se obtuvo - así:

i).- Se calculó el incremento medio de letargia por - colisión de los neutrones, al interactuar . , los á__ tomos constituyentes de la parafina [19 - 22];

PARAFINA: C₂₅H₅₂

$$\bar{\xi}(E) = \frac{\sum_{i=1}^n \xi_i \Sigma_S^i(E)}{\sum_{i=1}^n \Sigma_S^i(E)}$$

$$\bar{\xi}(E) = \frac{1}{[\sigma_g(E)N]_H + [\sigma_g(E)N]_C} \sum_{i=1}^n \left[1 - \frac{(A-1)^2}{2A} \text{LN} \frac{A+1}{A-1} \right]^{(1)} \{\sigma_g(E)N\}_i$$

$$\begin{aligned} \bar{\xi}(14 \text{ MeV}) &= \frac{1}{(7 \text{ b})(52) + (1 \text{ b})(25)} \left[\left(1 - \frac{(1-1)^2}{2(1)} \text{LN} \frac{1+1}{1-1} \right) (7 \text{ b})(52) + \right. \\ &\quad \left. + \left(1 - \frac{(12-1)^2}{2(12)} \text{LN} \frac{12+1}{12-1} \right) (1 \text{ b})(25) \right] = \\ &= \frac{1}{364 + 25} \left[(1 - 0)(364) + (1 - 0.40355)(25) \right] = \\ &= 0.9458 \end{aligned}$$

ii).- El número de colisiones (η), necesarias para -
 termalizar los neutrones más energéticos del Cf-252 se
 calculó así:

$$\eta = \frac{\text{LN}(E_0 / E)}{\bar{\xi}(E)}$$

$$= \frac{\text{LN} [14 \times 10^6 \text{ eV} / 0.025 \text{ eV}]}{0.9458}$$

$$= 21.297 \text{ Colisiones.}$$

donde:

E_0 = Es la energía inicial de los neutrones; que se -
 consideró de 14 MeV.

E = Es la energía que deseamos, tengan los neutrones
 después de interactuar con la parafina.

$\bar{\xi}(E)$ = Es el decremento energético logaritmico medio o -
 el incremento medio de Letargia por colisión.

iii).- La cantidad de parafina, necesaria para moderar
 los neutrones, de 14 MeV. a 0.025 eV. se obtuvo así:

$$\chi(E_0 - E) = \eta \ell$$

$$= (21.297)(2.42) =$$

$$= 51.538 \text{ Centímetros.}$$

donde:

χ = Es el espesor de parafina, necesario para mode__

rar a los neutrones.

η = Es el número de colisiones necesarias para ter-
malizar los neutrones.

l = Es la longitud de Difusión de los neutrones en-
la parafina.

Para evitar que los rayos gamma, emitidos por-
el Cf-252, llegaran por otro lado, que no fuese el co-
limador, y para evitar que los rayos gamma, produci-
dos en la parafina por efecto de la absorción de neu-
trones; se colocó un blindaje de plomo. Para calcu-
lar la cantidad de plomo, se seleccionó una razón de-
trasmisión de rayos gamma de uno en un millón de foto-
nes;

$I_0 = 10^6$ fotones gamma.

$I = 1$ fotón gamma

$$\tau = \frac{\ln (I_0 / I)}{\mu} = \frac{\ln (10^6 / 1)}{0.9480 \text{ cm}^{-1}} =$$
$$= 14.57 \text{ Centímetros.}$$

donde:

μ = Es el Coeficiente de atenuación lineal del plo-
mo [23].

El valor de μ , se obtuvo calculando la media -
aritmética ponderada de las energías de los rayos ga-
mma de la figura 3.

El propósito de la parafina, era para termalizar los neutrones más energéticos; para evitar que -- los neutrones termalizados, incidieran en el plomo y en el tejido equivalente, se colocó, entre la parafina y el plomo, una hoja de cadmio a manera de filtro. El cadmio, tiene una sección transversal de captura -- muy particular, que nos era útil; esto se muestra en el apéndice C.

La sección transversal del colimador, era rectangular de 7.7 cm. de alto por 6.0 cm. de ancho; lo que nos proyectaba un área de irradiación de 10.0 cm^2 sobre una de las caras del contenedor del tejido equivalente.

La fuente de Cf-252 se puso a una distancia de fuente a "piel" (DFP), de 125 cm. distancia recomendada y utilizada, por los especialistas en el tratamiento de tumores [24].

El detector se cubrió con una bolsa de plástico y se montó en un soporte universal, y de ésta forma se introdujo al contenedor del tejido equivalente.

Las mediciones se realizaron en tres sitios, a lo largo del eje del colimador, dentro del contenedor del tejido equivalente: a 2.0 cm, 5.0 cm y a 9.0 cm.

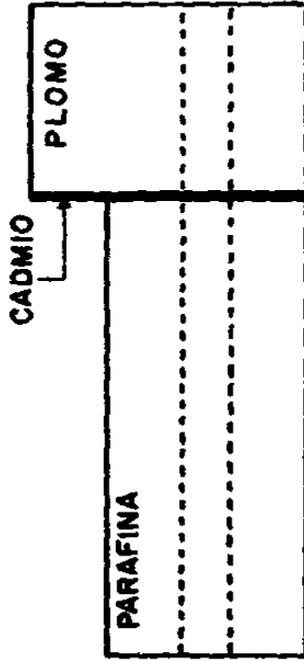
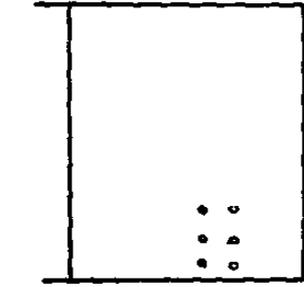
El detector se dispuso, tratando de alinear --

el centro geométrico del colimador y el centro geométrico del detector. Un diagrama del arreglo experimental utilizado se muestra en la figura 7.

Para cada sitio se hicieron 4 mediciones de irradiación, 2 para neutrones y 2 para rayos gamma; de éstas dos, una se hizo con el sistema espectrométrico en alta ganancia y se contó durante 4000 segundos; mientras que, la otra medición se hizo con el sistema en baja ganancia y se contó por 8000 seg.

Por cada medición de irradiación, se realizó la medición de fondo, y se contó durante 8000 seg.

CONTENEDOR DE T. E.



Cf-252
I



F.- ADQUISICION DE LOS DATOS

Ya que los neutrones son detectados, mediante los protones al recular en el centellador orgánico -- NE-213 (Ver apéndice B), el espectro que se produce por la acumulación de pulsos de cierta altura, correspondientes a un neutrón monoenergético, es una función distorsionada. Dicha distorsión se debe a la respuesta no lineal y al poder finito de resolución del detector. El espectro de altura de pulsos obtenido no está directamente relacionado, con el espectro de energía de los neutrones incidentes; por lo que, el espectro de energía se obtuvo mediante la reconstrucción del espectro de altura de pulsos.

Lo mismo sucede con el espectro de los rayos gamma. Los rayos gamma son detectados mediante el proceso de dispersión de Compton de los electrones -- en el NE-213. La función de respuesta de la dispersión Compton (Ver apéndice C), es también una función distorsionada, y el espectro de altura de pulsos debe reconstruirse, para obtener el espectro de energía de los rayos gamma incidentes.

Para éste proceso de reconstrucción, se hizo uso del código de reconstrucción FORIST (FERDOR with Optimized Resolution Using an Iterative Smoothing -- Technique) [25,26]

Para hacer la reconstrucción, éste código utiliza matrices de respuesta que relacionan los datos de altura de pulsos con neutrones o rayos gamma monoenergéticos. Las matrices de respuesta [27] son generadas para ganancias experimentales específicas.

Las ganancias se determinaron usando una medida de altura de pulso, que se conoce como Unidad de luz (UL); unidad que ha sido adoptada por muchos investigadores en sus trabajos experimentales. La unidad de luz corresponde a 1.13 veces, la mitad de la altura del fijo de Compton producido por el rayo-gamma de 1.275 MeV. de una fuente de sodio - 22, en el centellador NE-213. Esta unidad nos permitió tener un método para calibrar el sistema espectrométrico, con el fin de igualar las ganancias del sistema con las ganancias de las matrices de respuesta del código de reconstrucción.

Para las matrices de respuesta, usadas en este trabajo, los datos de altura de pulsos tuvieron que obtenerse en dos corridas; una en alta y otra en baja ganancia. La corrida en alta ganancia del sistema espectrométrico enfatizó la parte del espectro correspondiente a las energías más bajas y la corrida en baja ganancia enfatiza, a su vez, la parte del

espectro que corresponde a las energías más altas. --
Para que el espectro obtenido, sea válido debe de --
existir un cierto nivel mínimo de continuidad, entre--
los datos de ambas corridas; una vez logrado esto, --
los datos de ambas corridas, formarán el espectro de--
altura de pulsos.

Las ganancias de las matrices de respuesta, y--
a las cuáles debería ajustarse el sistema espectromé--
trico, eran: 0.00625 unidades de luz por canal para -
el sistema en alta ganancia; y 0.0625 unidades de luz
por canal para el sistema en baja ganancia.

El espectro típico de calibración del Na-22 se
muestra en la figura 8, en donde se pueden ver los fi
los o "rodillas" de Compton correspondientes a los ra
yos gamma de 0.511 MeV. y 1.275 MeV.

Por cada medición de irradiación que se hizo--
se obtuvo una medición de fondo; con la finalidad de
que durante el proceso del tratamiento de los datos--
se restara al espectro de altura de pulsos, y con lo
que se contribuyó a eliminar el ruido y la radiación
de fondo

Para la calibración de una ganancia en parti--
cular, la intersección con cero (es decir, el canal
que no tenía ninguna cuenta), se calculó mediante -

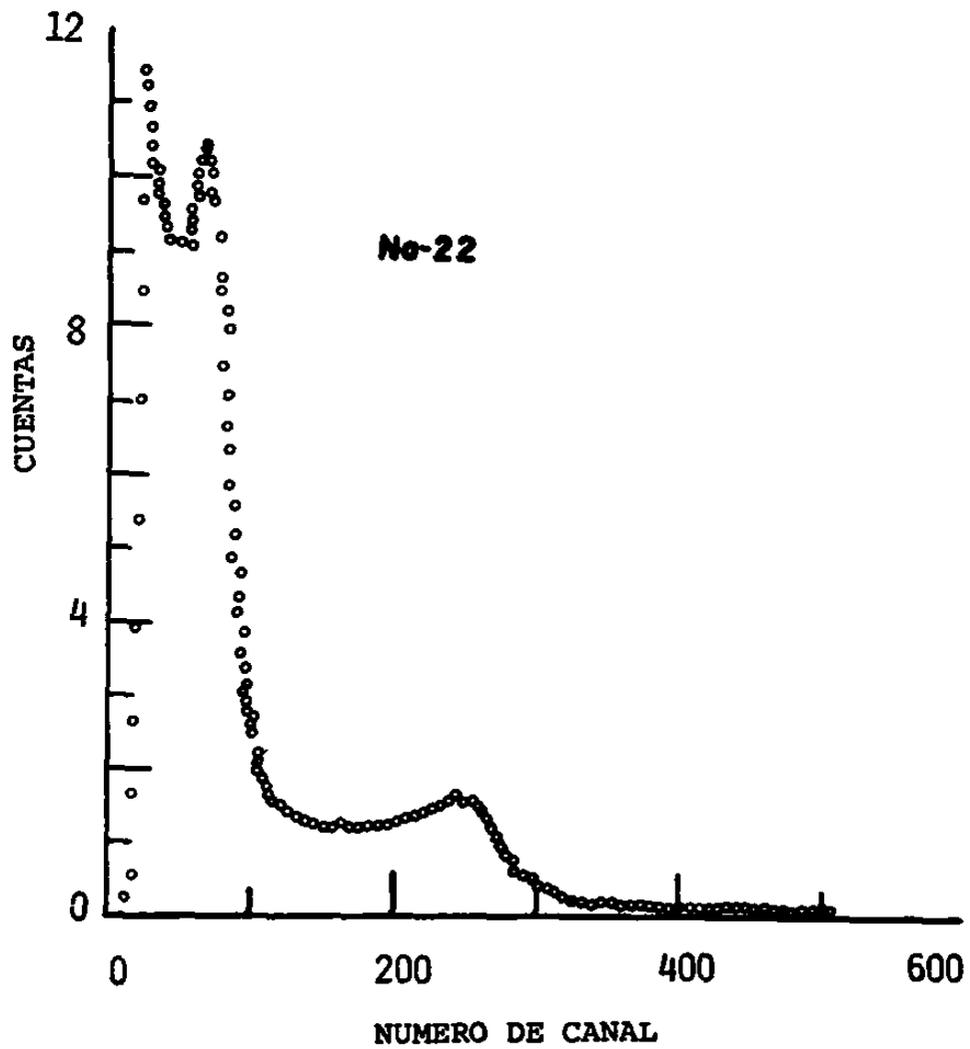


Fig.8.- ESPECTRO TIPICO DEL SODIO - 22.

la localización de los 2/3 de la altura de los dos fi
los de Compton del Na-22; la ganancia obtenida y la -
intersección con cero, se usaron posteriormente para
hacer el ajuste a cero del espectro de altura de pul_
sos. Estos espectros, el de neutrones y el de los -
rayos gamma, se imprimieron por una unidad impresora
que estaba directamente conectada con el analizador -
multicanal (AMC); después los datos se pasaron a --
tarjetas y se metieron a un programa de computadora -
llamado "Zero Shift". Este programa nos daba como -
resultado, los datos de los espectros ajustados a ce_
ro, de tal manera que, el pulso cuya altura era cero-
se colocó en la parte media del primer canal.

Los espectros ajustados a cero, se metieron a
un programa llamado "Forist", que reconstruía los da_
tos, dándonos como resultado, los espectros de ener_
gía. Luego éstos espectros de energía, se metieron
a un programa llamado "Dose", que nos calculó la do_
sis por neutrones y la dosis por rayos gamma para ca_
da uno de los sitios de irradiación dentro del tejido
equivalente.

Los datos de los espectros de energía, se me_
tieron a un programa llamado "Ploting", que nos trazó
los espectros de cada tipo de radiación incidente y -

para cada sitio de irradiación en el tejido equivalen
te.

En la figura 9, se muestra el diagrama de flu_
jo de los datos.

Todos los programas de cómputo, se corrieron -
en un sistema CDC Dual Cyber 170/750, de la Universi_
dad de Texas.

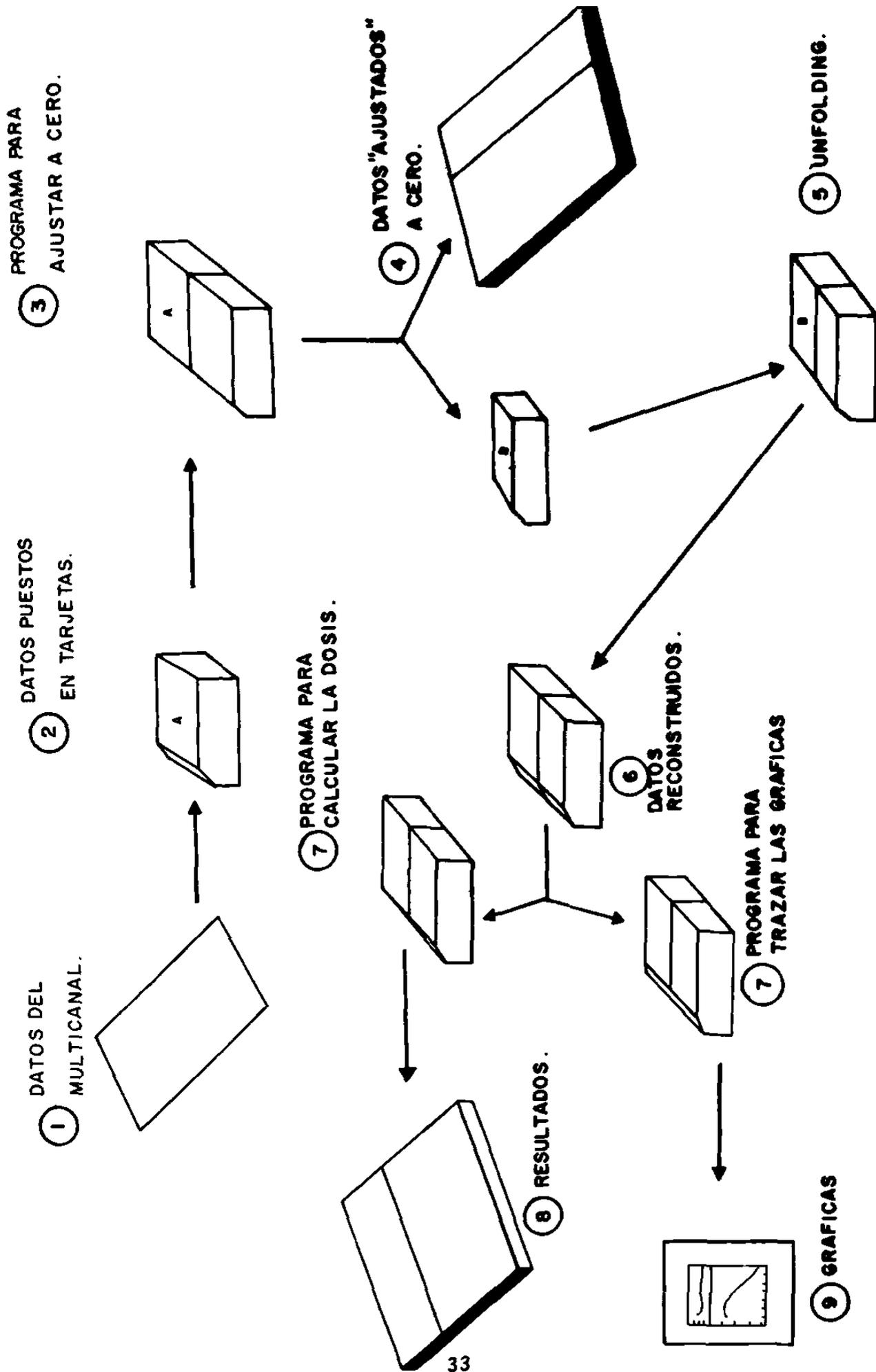


Fig.9.- DIAGRAMA DE FLUJO DE LOS DATOS.

C A P I T U L O III

SISTEMA DE ANALISIS

A.- EL METODO DE RECONSTRUCCION

El espectro de altura de pulsos, obtenido experimentalmente con el sistema espectrométrico del NE - 213, no se asemeja al espectro de energía desconocido. El espectro de altura de pulsos está distorsionado, por la influencia de la respuesta del sistema; por lo tanto, el espectro de energías debe reconstruirse, a partir del espectro de altura de pulsos medido, mediante un proceso llamado Reconstrucción.

El código de reconstrucción, Forist, se utilizó para encontrar el espectro de energía. El código no es una versión modificada del Ferdor y del Coolc, éstos códigos de computación [25 - 31], incluyen -- una matriz de respuesta para neutrones, una para rayos gamma y un juego de datos como muestra [31 - 34]

Las matrices de respuesta para neutrones y para rayos gamma, generadas por Ingersoll [27,29,31] se usaron junto con el Forist para éste trabajo.

Como el espectro de altura de pulsos, obtenido con el AMC, es discreto; la función de respuesta, cuál es continua, debe ser representada en forma dis

creta. En el método Ferdor, el problema de la re__
construcción consiste en agrupar el espectro de altu__
ra de pulsos en un arreglo matricial y resolverla, --
utilizando una aproximación por mínimos cuadrados con
restricciones [33,34] .

Al hacer el problema de la reconstrucción un -
problema discreto, se introduce un cierto error cuya-
magnitud debe ser mínima, comparada con el error esta__
dístico.

Como las matrices de respuesta, incluyen el --
error estadístico, así como, la resolución del detec__
tor; el vector solución, se suaviza con una función -
Gausiana. Las anchuras de ventana se definen como -
la anchura que existe a la mitad de la altura del pi__
co más alto de la función gaussiana "suavizadora", en-
porcentaje. Este proceso es útil, pues un grupo de -
anchuras de ventana podría no ser apropiado para to__
do el espectro. La función suavizadora, depende de
la forma espectral y del error estadístico de una --
cierta medición, varía también con la energía [29] .

C A P I T U L O IV

ANALISIS EXPERIMENTAL Y RESULTADOS

A.- MEDICIONES EN EL TEJIDO EQUIVALENTE.

En las figuras 10 y 11 se aprecia el espectro de los neutrones y de los rayos gamma, respectivamente, del Cf-252; éstos espectros se midieron sobre la "piel del paciente"; es decir, se colocó el detector en la parte externa del contenedor del TE; esto se hizo para verificar el buen funcionamiento del sistema espectrométrico.

En las figuras 12 y 13 se muestran los espectros de altura de pulsos para neutrones y rayos gamma respectivamente, y para las tres posiciones en que se efectuaron las mediciones. Estos espectros se asemejan mucho a los espectros obtenidos por H. R. Elson, T. A. Stupar, A. Shapiro y J. G. Kereiakes [5].

Los espectros de altura de pulsos fueron reconstruidos, para obtener los espectros de energía -- que se muestran en las figuras; 14, 15, 16, 17, 18 y 19.

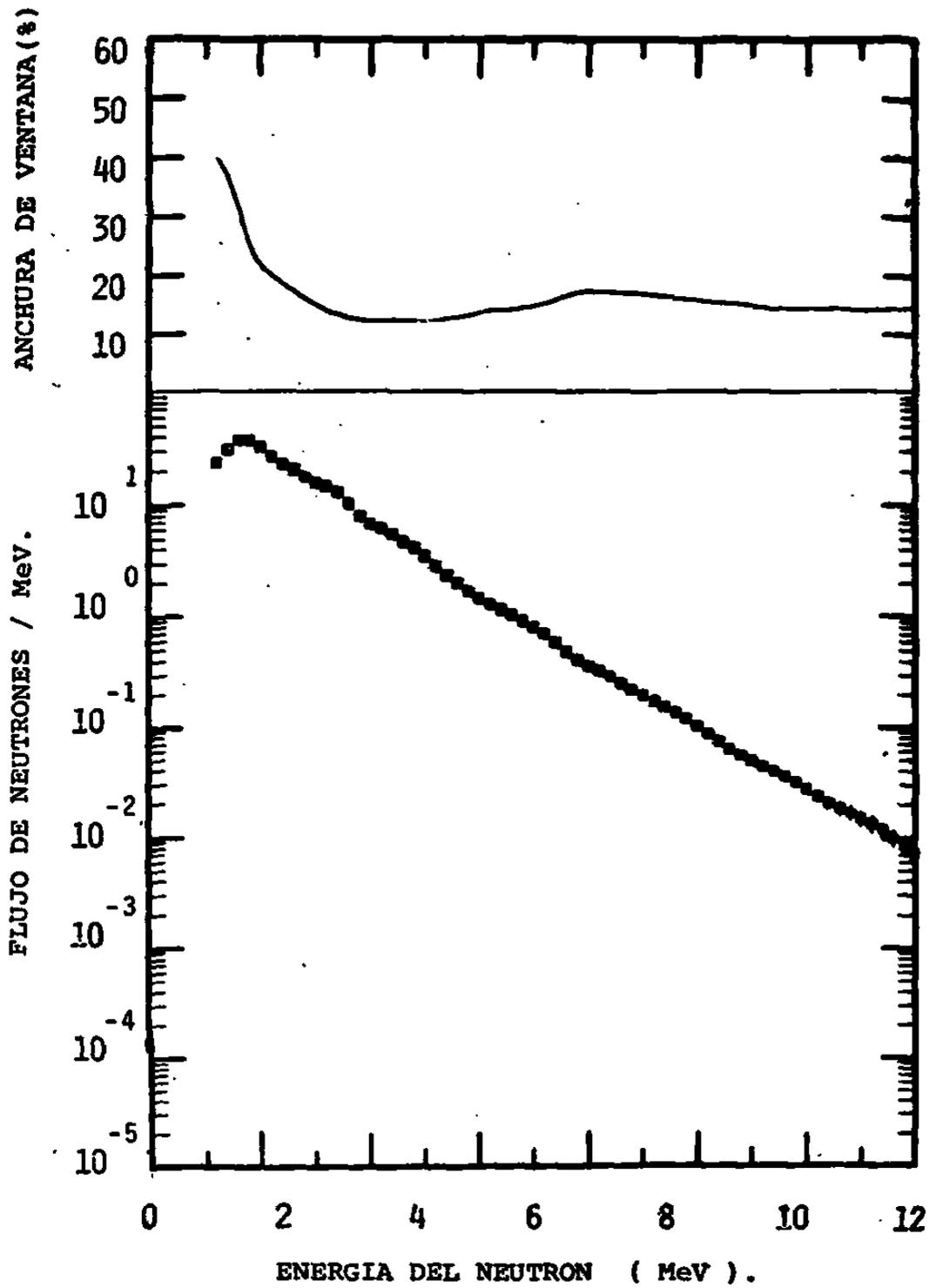


Fig.10.- ESPECTRO DE LOS NEUTRONES DEL Cf - 252.

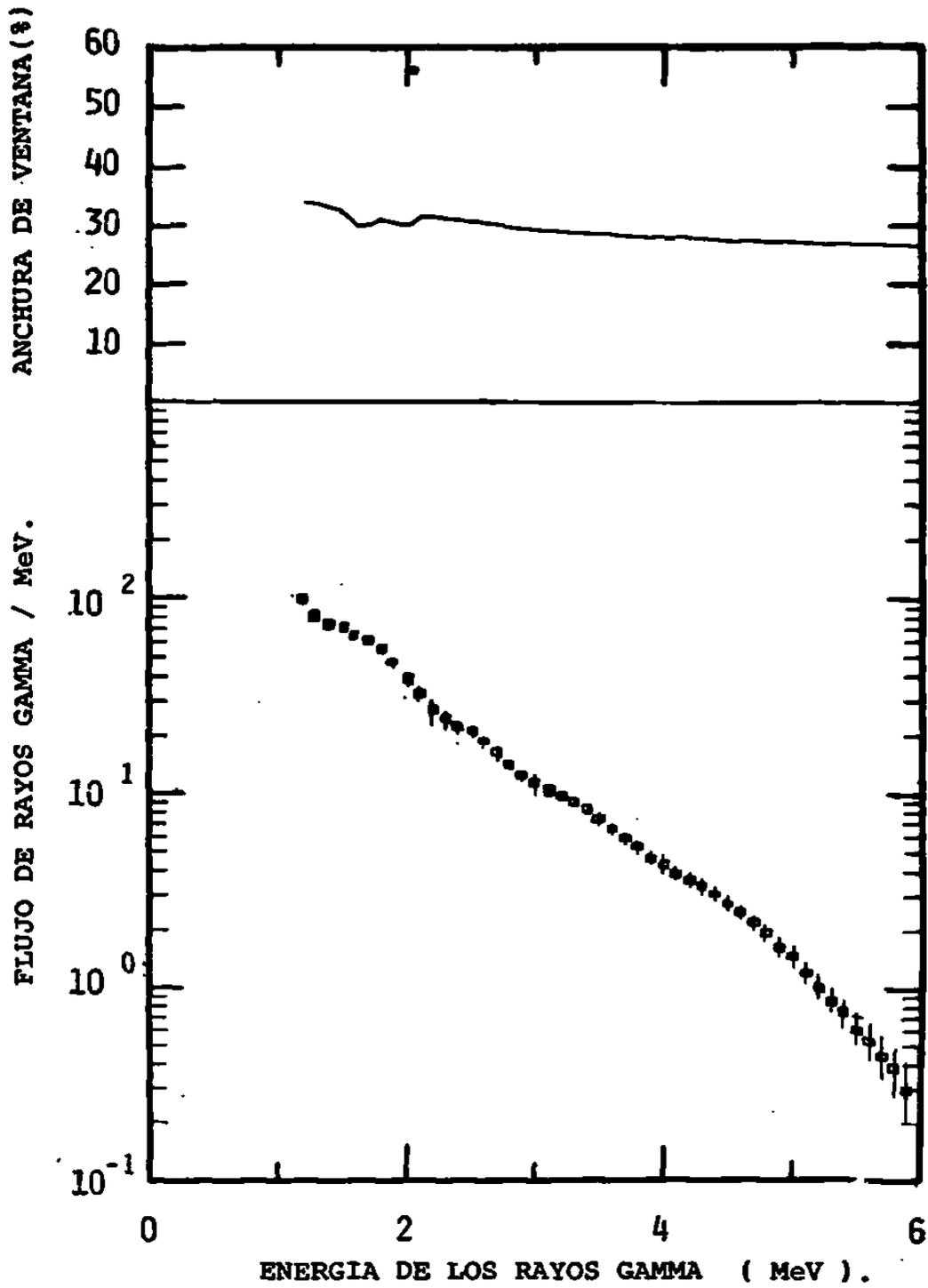


Fig.11.- ESPECTRO DE LOS RAYOS GAMMA DEL Cf - 252.

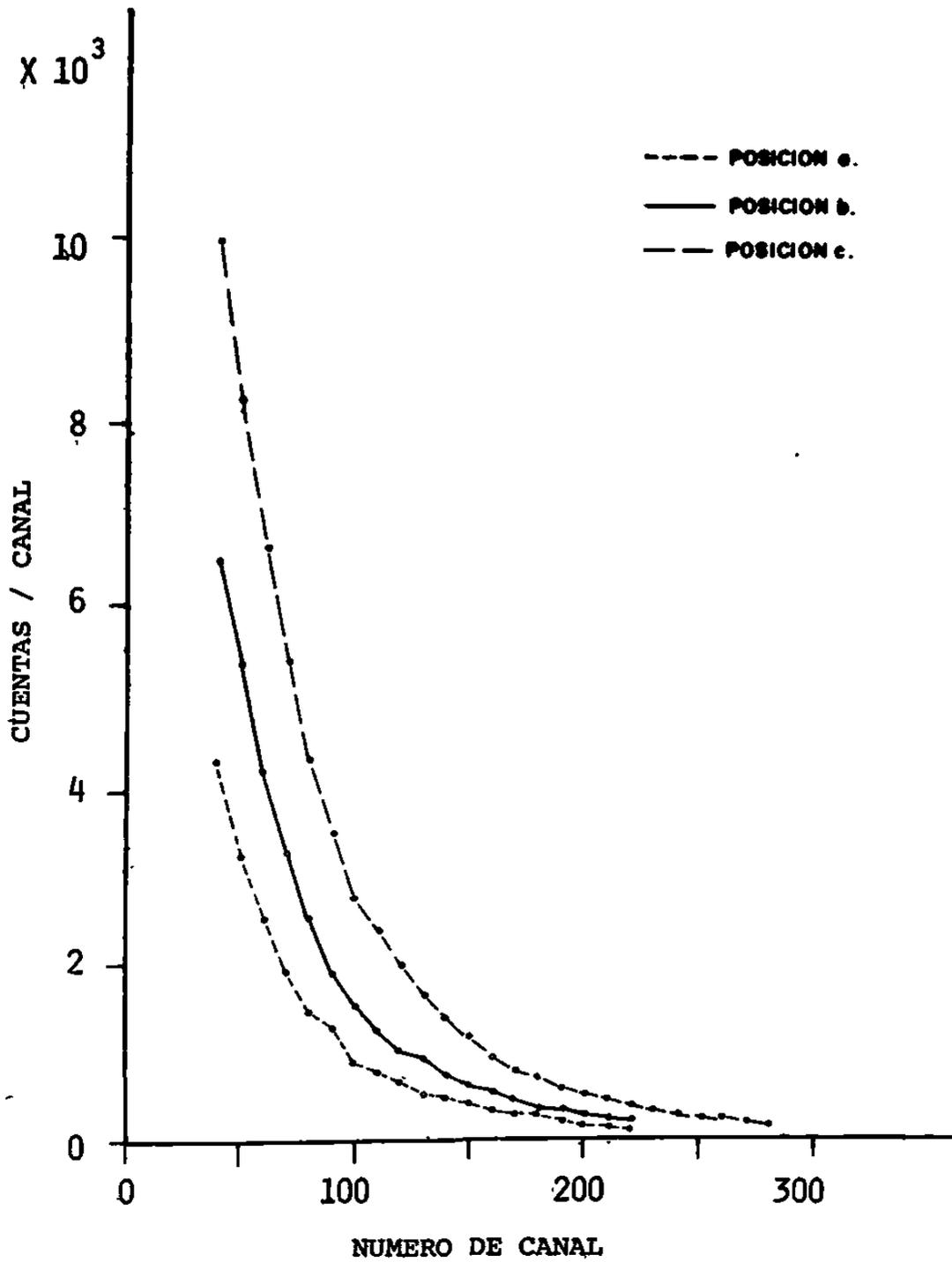


Fig.12.- ESPECTRO DE ALTURA DE PULSOS DE LOS NEUTRONES DEL Cf-252, TOMADO EN LOS TRES PUNTOS DENTRO DEL CONTENEDOR DEL TEJIDO EQUIVALENTE.

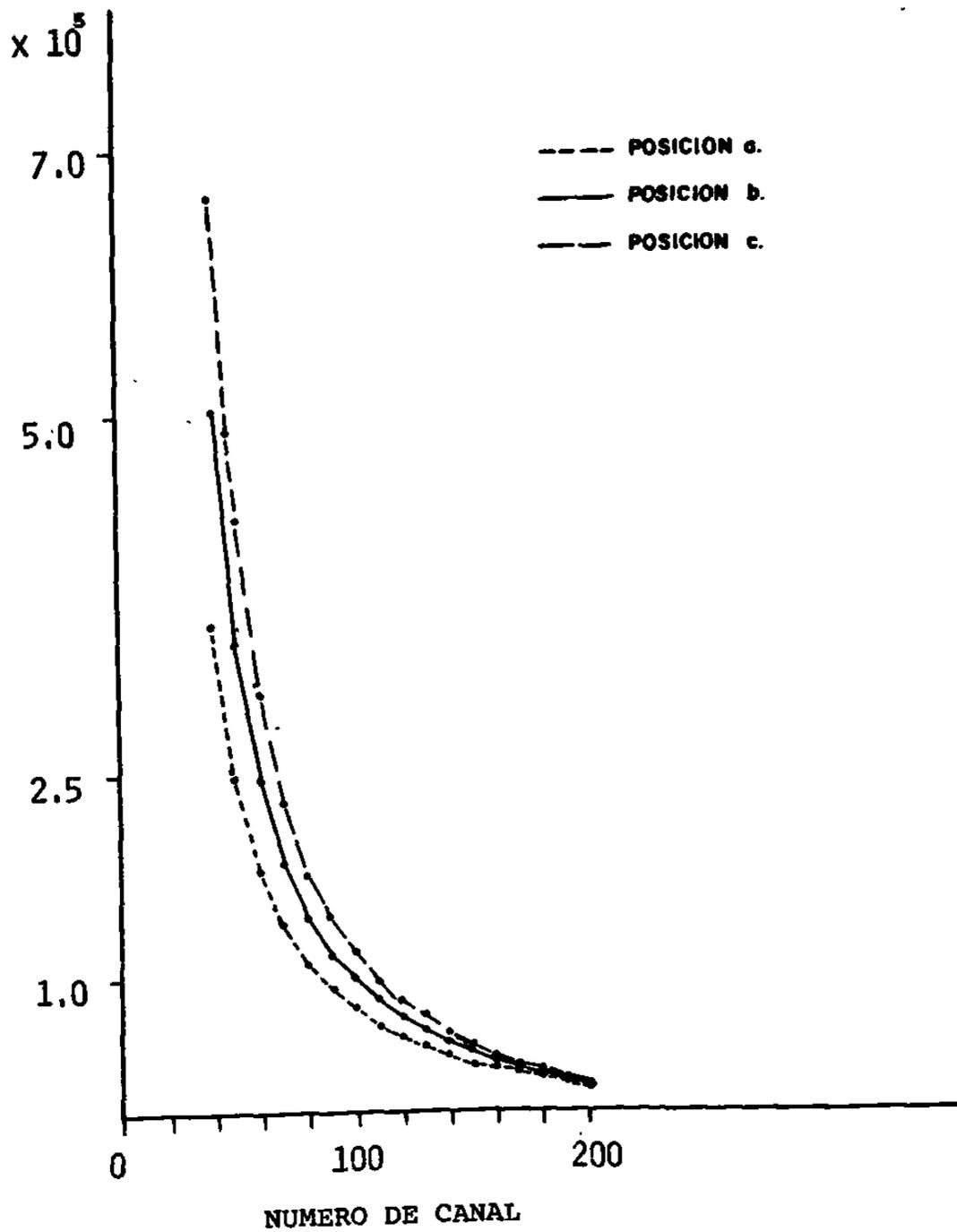


Fig.13.- ESPECTRO DE ALTURA DE PULSOS DE LOS RAYOS GAMMA DEL Cf-252, TOMADO EN LOS TRES PUNTOS, DENTRO DEL CONTENEDOR DEL TEJIDO EQUIVALENTE.

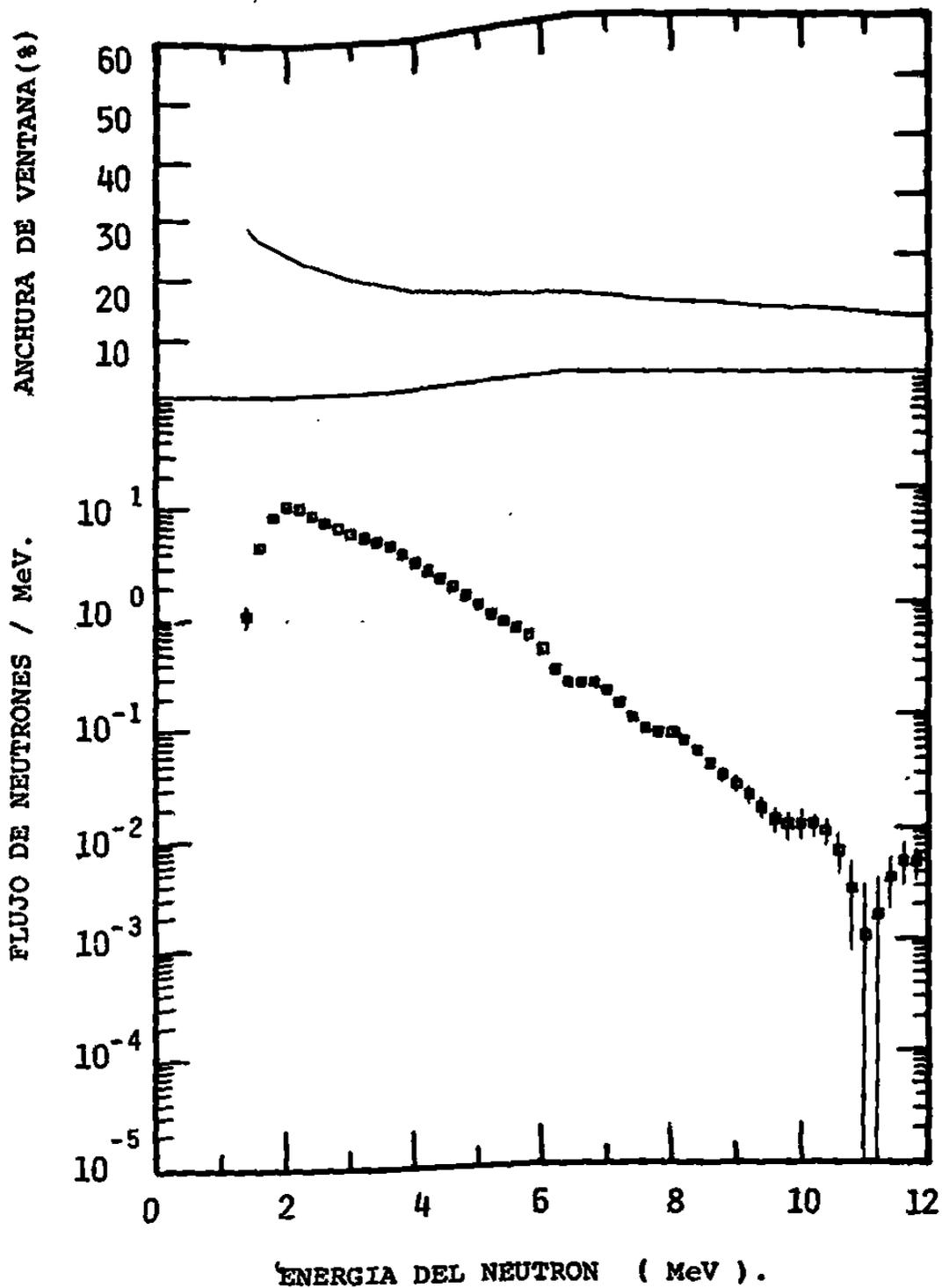


Fig.14.- ESPECTRO DE LOS NEUTRONES DEL Cf-252, EN EL TEJIDO EQUIVALENTE. POSICION a.

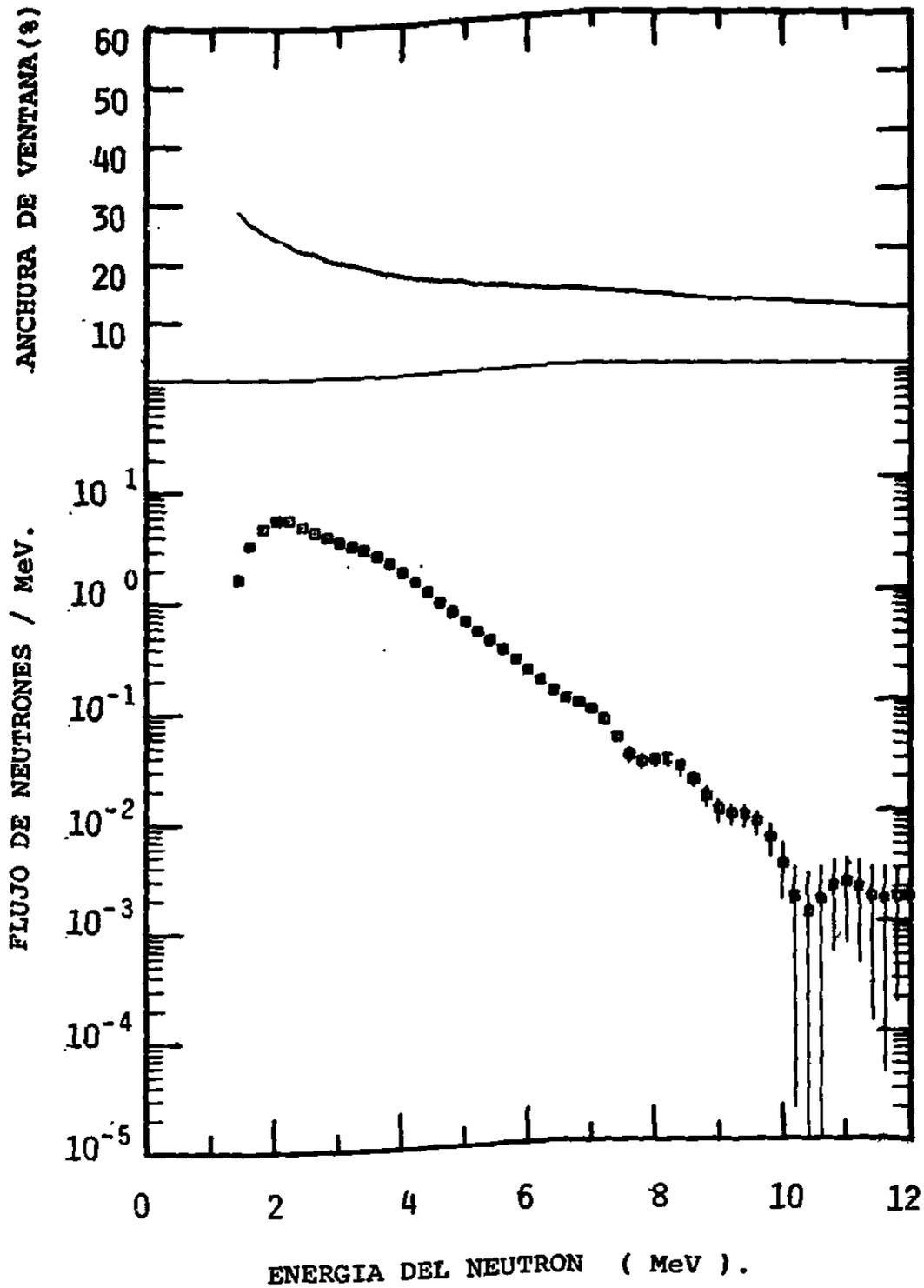


Fig.15.- ESPECTRO DE LOS NEUTRONES DEL Cf-252, EN EL TEJIDO EQUIVALENTE. POSICION b.

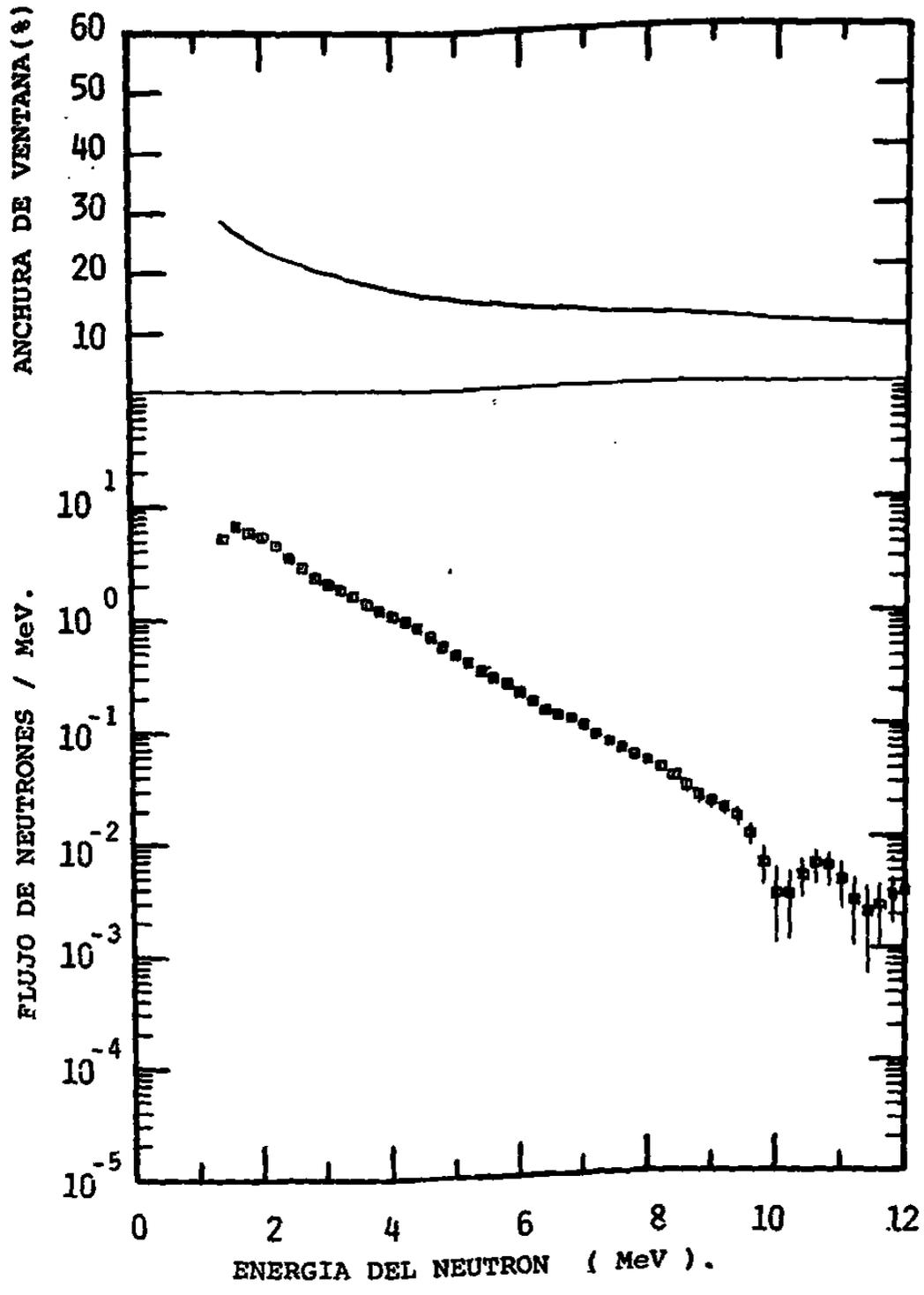


Fig.16.- ESPECTRO DE LOS NEUTRONES DEL Cf-252, EN EL TEJIDO EQUIVALENTE. POSICION c.

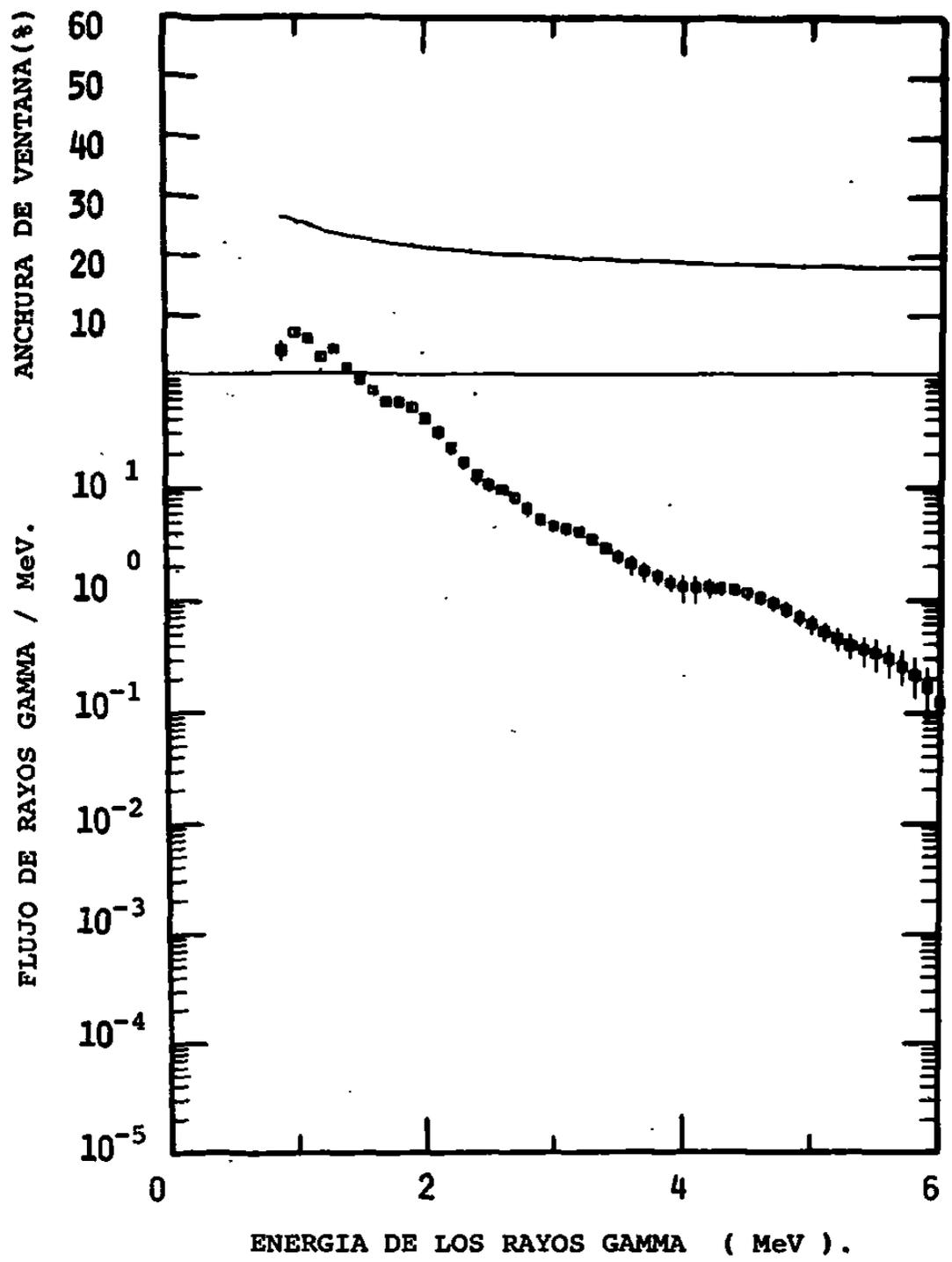


Fig.17.- ESPECTRO DE LOS RAYOS GAMMA DEL Cf-252, EN EL TEJDIO EQUIVALENTE. POSICION a.

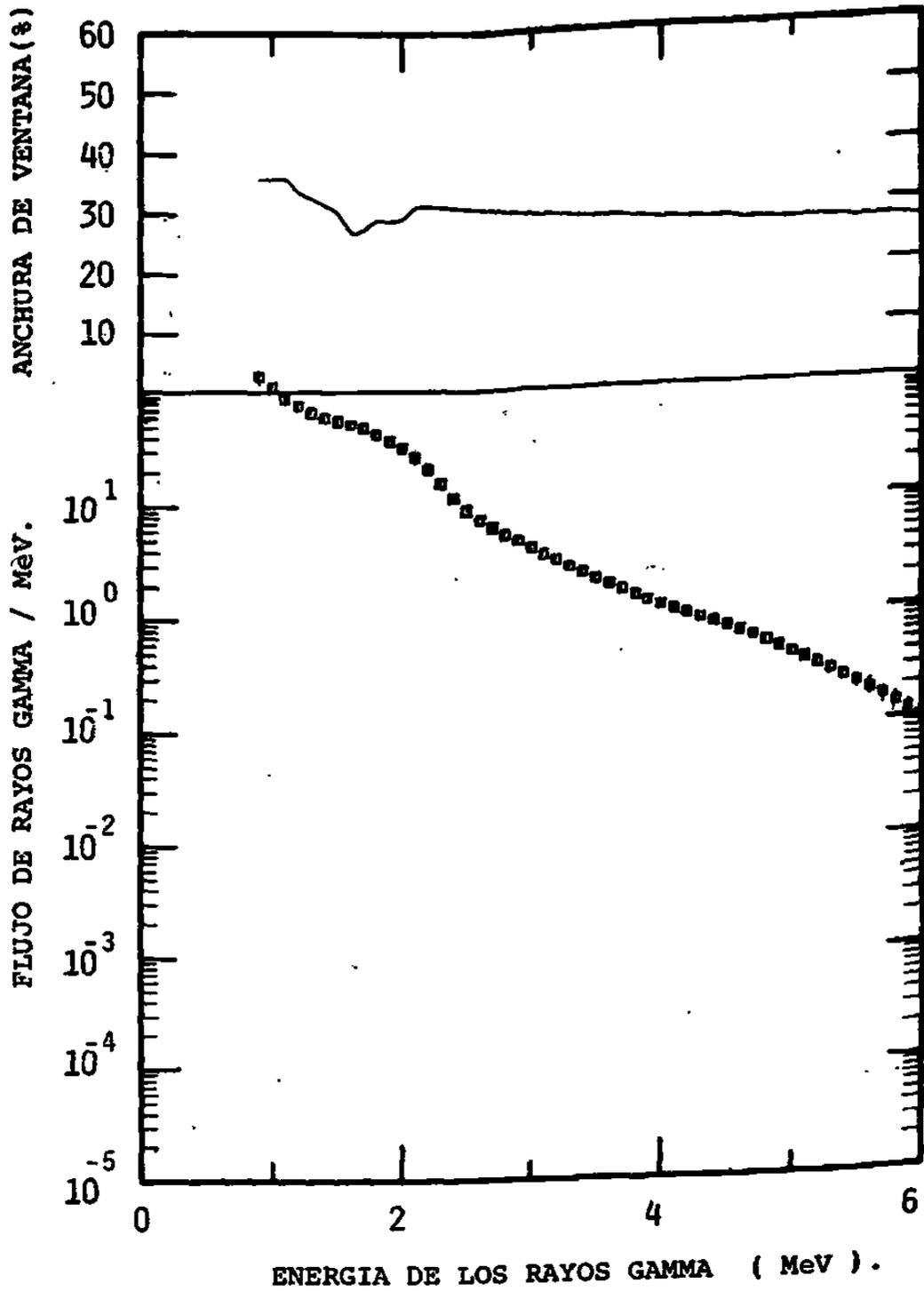


Fig.1 .- ESPECTRO DE LOS RAYOS GAMMA DEL Cf-252,
EN EL TEJIDO EQUIVALENTE. POSICION c.

B.- CALCULO DE LAS DOSIS.

Los espectros de las figuras 14, 15 y 16 se -- utilizaron para calcular la dosis por neutrones en ca da sitio del contendor ~~del~~ tejido equivalente. Los factores de conversión de Fluencia a Kerma en el tejido [35 - 40], se multiplicaron por el espectro re--- construido y se integró para obtener la dosis total.

Para obtener la dosis relativa, se consideró - que la primera posición (posición a, a 2.0 cm. de -- profundidad) se depositaba el 100 % de la dosis.

La dosis por neutrones, se muestra en la tabla II.

Los datos de la dosis por rayos gamma están tabulados en la tabla III. Nuevamente aquí, la dosis-relativa se reporta respecto a la dosis en la posici--- ción a.

POSICION	PROFUNDIDAD (cms)	DOSIS (rem)	DOSIS (Sv)	DOSIS RELATIVA (%)
a	2.0	1.1595×10^{-6}	1.1595×10^{-6}	100
b	5.0	0.6736×10^{-6}	0.6736×10^{-6}	58
c	9.0	0.5459×10^{-6}	0.5459×10^{-6}	47

Tabla II.- DOSIS FOR NEUTRONES.

POSICION	PROFUNDIDAD (cms)	DOSIS		DOSIS RELATIVA (%)
		(rem)	(Sv)	
a	2.0	7.6451×10^{-14}	7.6451×10^{-16}	100
b	5.0	5.4960×10^{-14}	5.4960×10^{-16}	71.6
c	9.0	5.7030×10^{-14}	5.7030×10^{-16}	74.5

Tabla III.- DOSIS POR RAYOS GAMMA.

C A P I T U L O V

RESUMEN Y RECOMENDACIONES

A.- RESUMEN.

Un sistema espectrométrico, al que se le incorporó un centellador orgánico, NE-213, se utilizó para obtener los espectros de neutrones y rayos gamma en un medio de tejido equivalente líquido. Para hacerlas irradiaciones, se empleó una fuente de Cf-252.

El método de discriminación por la forma del pulso, se utilizó para discriminar los eventos de neutrones de los eventos de rayos gamma [41 - 43].

El sistema espectrométrico nos daba espectros de altura de pulsos, y los espectros de energía fueron obtenidos reconstruyendo los espectros de altura de pulsos. Se obtuvieron, los espectros de neutrones y rayos gamma del Cf-252, para verificar el buen funcionamiento del sistema y del equipo asociado.

Se empleó una fuente de Na-22 para calibrar el sistema.

Los espectros se midieron en tres sitios dentro del contenedor del tejido equivalente.

Para obtener la dosis, se usaron factores de conversión de Fluencia a Kerma en el tejido [44,45];

se obtuvo, además, la dosis relativa, referida a la -
primera posición dentro del contenedor.

Los espectros, las dosis y las dosis relativas
son reportadas, para neutrones y para rayos gamma son
reportados.

B.- COMENTARIOS Y RECOMENDACIONES.

Como ya se ha visto, los espectros de neutrones y de rayos gamma obtenidos, nos permiten evaluar de una manera más directa la dosis. El uso de neutrones para producir cambios en la materia orgánica, tiene mucho potencial; por su mayor efectividad, en relación con los rayos X o los rayos gamma.

El uso de los neutrones, no solo se limita al tratamiento de tumores cancerosos, sino que pueden utilizarse como agentes mutagénicos en la materia vegetal orgánica.

De adoptarse en la radioterapia, el uso de los neutrones, como un medio para tratar a pacientes cancerosos, se recomienda emplear una fuente monoenergética de neutrones (Generador de neutrones). La adopción de éste método, en los hospitales y centros oncológicos, traería los siguientes beneficios:

- Mayor efectividad en el tratamiento.
- Mejor control en la dosis.
- Mayor protección radiológica para el paciente.
- Facilidad en el diseño y construcción del colimador.
- Control del flujo de neutrones.
- Menor espacio.

A P E N D I C E A

El siguiente equipo electrónico, se utilizó --
para formar el Sistema Espectrométrico:

- Detector orgánico de centelleo, Nuclear Enterprises
NE - 213.
- Tubo fotomultiplicador, Ortec modelo 269.
- Fuente de alto voltaje, Princeton Applied Research,
modelo 280.
- Preamplificador, Ortec modelo 113.
- Amplificador de retardo de línea, Ortec modelo 460.
- Analizador de forma del pulso, Ortec modelo 458.
- Amplificador de retardo, Ortec modelo 427 - A.
- Generador de retardo y compuerta, Ortec modelo 416-A.
- Analizador multicanal, Nuclear Data Series 2200.
- Osciloscopio, RM 503.
- Fuente de alto voltaje de corriente directa, Fluke -
MFG modelo 410 - A.
- Regulador de voltaje..
- Máquina impresora, Teletype TM.
- Dosímetros de película.

APENDICE B

DETECCION DE NEUTRONES RAPIDOS.

El método más común, para detectar neutrones rápidos; se basa en la dispersión elástica de los neutrones por núcleos ligeros. En la dispersión se --- transfiere parte de la energía cinética del neutrón - al núcleo "blanco", dando como resultado un núcleo re- culado, el cuál cederá su energía al medio.

Si usamos Hidrógeno, como "blanco", tendremos - protones reculados. La energía cinética que en éste caso puede ceder el neutrón al protón, puede ir desde cero, hasta la energía total del neutrón; de tal for- ma que, en promedio el protón reculado tendrá la mi- tad de la energía del neutrón.

Para la dispersión Neutrón - Protón:

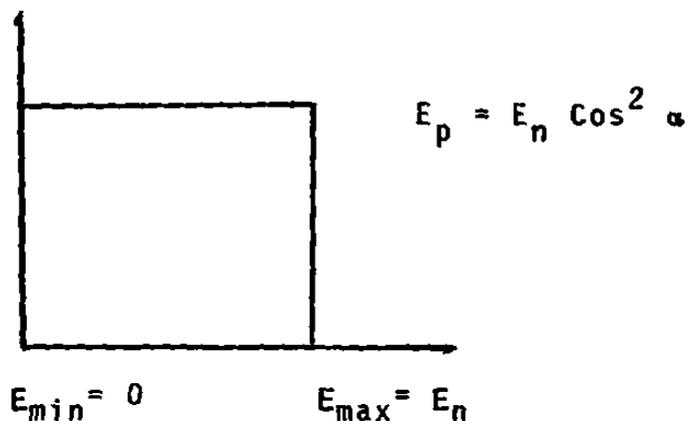


Fig.20.- ESPECTRO DE ENERGIA DE LOS PROTONES RECALADOS POR LA COLISION CON LOS NEUTRONES.

APENDICE C

DETECCION DE RAYOS GAMMA.

La luz producida en el centellador, por efecto de la interacción de los rayos gamma, tiene características distintas, a la luz producida por la interacción de los neutrones.

El bajo valor del número atómico, Z , de los componentes del líquido centellador (H_2 , C y quizás O_2), hacen que haya una sección transversal pequeña para que se produzca el Efecto fotoeléctrico; de tal forma que, todas las interacciones gamma serán dispersiones Compton.

Un espectro de rayos gamma, tomado con un centellador orgánico, no mostrará fotopicos; y los fillos de Compton serán los únicos fenómenos distinguibles.

Debido a que la respuesta del centellador a los electrones es más lineal, una fuente de rayos gamma se debe usar para calibrar la escala de energía de la salida del detector. Como no hay fotopicos, algún punto del filo de Compton se selecciona y se asocia con la máxima energía del electrón Compton.

APENDICE D

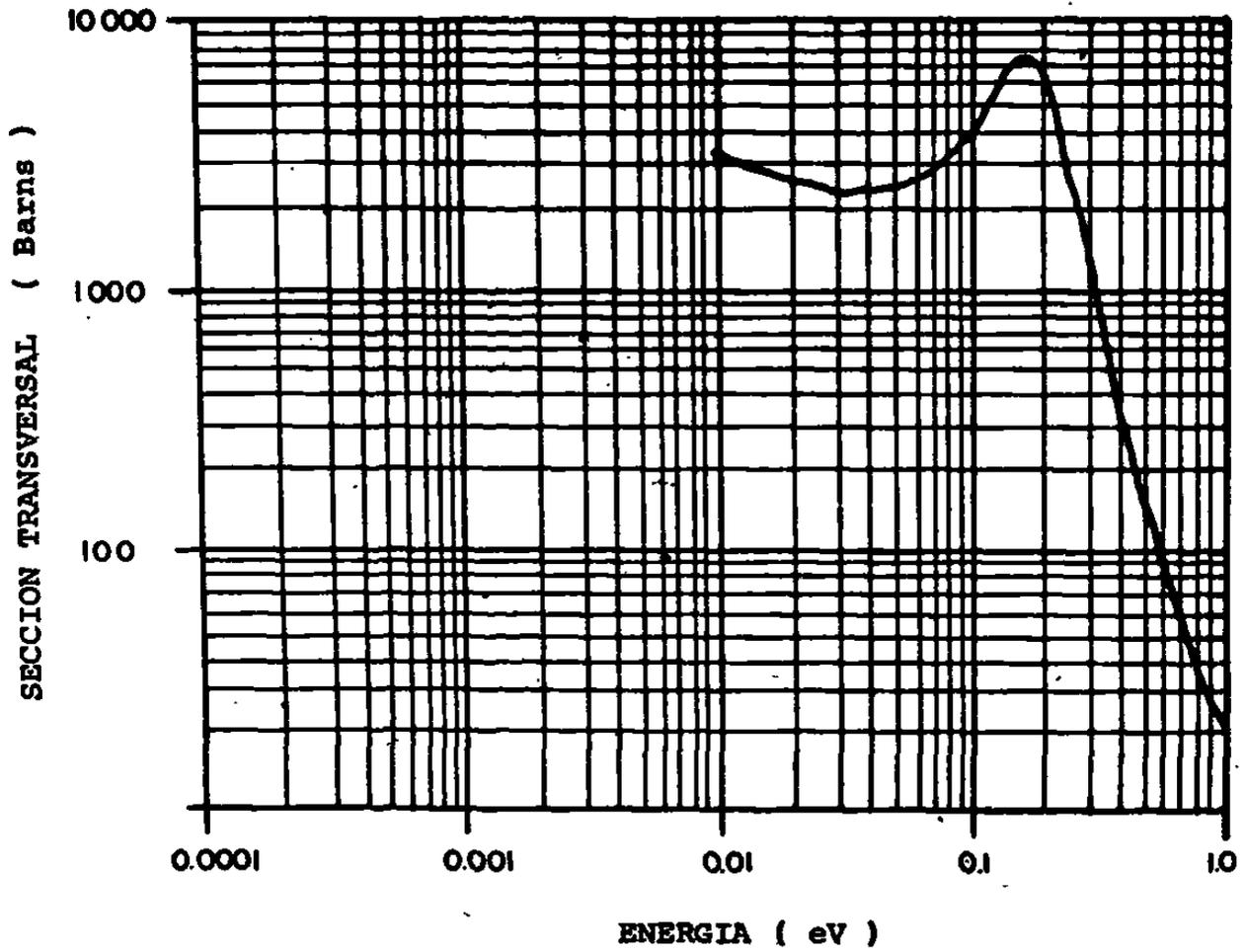


Fig.21.- SECCION TRANSVERSAL (SECCION EFICAZ)
DEL CADMIO.

REFERENCES

1. Barschall, H. H.: *American Scientist*, 64: 668 (1976).
2. Hall, E. J. and H. H. Rossi: CALIFORNIUM - 252 IN -- TEACHING AND RESEARCH, *Technical Report Serie 159*, -- IAEA (1974).
3. ICRU: NEUTRON DOSIMETRY IN BIOLOGY AND MEDICINE, *Report 26* (1976).
4. Kelsey, C. A.: *Medical Physics*, 2: 185 (1975).
5. Elson, H. R., T. A. Stupar, A. Shapiro and J. G. Ke__reiakes: *Medical Physics*, 6: 426 (1979).
6. Hertel, N. E., J. B. Smathers and R. G. Graves : *To be published*, THE UNIVERSITY OF TEXAS AT AUSTIN (1980)
7. Hannan, W. J., D. Porter, R. C. Lawson and R. Railton: *Phys. Med. Biol.*, 18: 808 (1973)..
8. Murphie, W. E.: *M. S. Thesis*, THE UNIVERSITY OF TEXAS AT AUSTIN (1980).
9. Frigerio, N. A., R. F. Coley and M. J. Sampson: *Phys. Med. Biol.*, 17: 792 (1969).
10. Hertel, N. E.: *Ph. D. Thesis*, UNIVERSITY OF ILLINOIS AT URBANA CHAMPAING (1978).
11. Johnson, R. H., D. T. Ingersoll, B. W. Wehring and - J. J. Dorning: *Nucl. Instr. Meth.*, 145: 337 (1977).
12. Ingersoll, D. T. and B. W. Wehring: *Nuclear Instru__ments and Methods*, 147: 551 (1977).
13. Green, L., J. A. Mitchell and N. M. Steen: *Nucl. Sci. Eng.*, 50: 257 (1973).
14. Knoll, G. F.: RADIATION DETECTION AND MEASUREMENT, - John Wiley and Sons, Inc. New York (1979)
15. OPERATING AND SERVICE MANUAL, Model 458 Pulse Shape - Analyzer, ORTEC INC. (1971).

16. Frigerio, N. A. and M. H. Branson: ANL BIOLOGICAL AND MEDICAL RESEARCH ANNUAL REPORT: ANL 7635 . 141 (1969).
17. Frigerio, N. A. and M. J. Sampson: ANL BIOLOGICAL- AND MEDICAL RESEARCH ANNUAL REPORT: ANL 7635 . 141 (1969).
18. Brennan, J. T.: *Radiologic Clinics of North America* Vol. II (1969).
19. Lamarsh, J. R.: NUCLEAR REACTOR THEORY, Addison - Wesley, Cap. VI, (1969).
20. Weinberg, A. M. and E. P. Wigner: THE PHYSICAL - THEORY OF NEUTRON CHAIN REACTORS. The University - of Chicago Press, Cap. X, (1958).
21. Segré, E.: NUCLEI AND PARTICLES, W. A. Benjamin -- Inc. New York. Cap. XII, (1972).
22. Beckurtz, K. H. and K. Wirtz: NEUTRON PHYSICS, -- Springer Verlag, Berlin, (1958).
23. Etherington: NUCLEAR ENGINEERING HANDBOOK, Mc. -- Graw Hill (1958).
24. Jones, F. M. and C. A. Kelsey: *Medical Physics*, 1: 4 (1974).
25. Johnson, R. H. and B. W. Whering: THE FORIST UNFOL DING CODE.
26. Burrus, W. R.: FERD AND FERDOR TYPE UNFOLDING CO DES, Neutron Physics Division, Oak Ridge National Laboratory.
27. Rust, B. W.: MATHEMATICAL FOUNDATIONS OF BURRUS -- TECHNIQUES FOR SPECTRAL UNFOLDING, ORNL.
28. Johnson, R. H. and B. W. Wehring: ORNL/RSIC-40, -- Oak Ridge National Laboratory (1975).
29. Johnson, R. H.: PNE - 75 - 107, Department of Nu clear Engineering Purdue University (1975).
30. Kendrick, H. and S. M. Sperling: GA - 9882, Gulf - Radiation Technology (1970).

31. Johnson, R. H.: *Ph. D. Thesis*, UNIVERSITY OF ILLINOIS AT URBANA CHAMPAING (1975).
32. Verbinski, V. V., W. R. Burrus, T. A. Love, W. Zobel, N. W. Hill and R. Textor: *Nucl. Instr. Meth.* 65: 8 -- (1968).
33. Burrus, W. R. and V. V. Verbinsky: *Nucl. Instr. Meth.* 67: 181 (1969).
34. Burrus, W. R. and R. M. Freestone Jr.: FERDOR, A SIMPLE AND HONEST UNFOLDING CODE, ORNL.
35. Schaeffer, N. E.: REACTOR SHIELDING FOR NUCLEAR ENGINEERS, U. S. Atomic Energy Commission, (1973).
36. Profio, A. E.: RADIATION SHIELDING AND DOSIMETRY, -- John Wiley and Sons Inc. New York, (1979).
37. Hubell, J. H.: *Radiation Research*, 70: 58 (1977).
38. ICRU, NEUTRON DOSIMETRY IN BIOLOGY AND MEDICINE, -- Report 26 (1976).
39. White, R. D.: *Med. Phys.*, 5: 467 (1978).
40. Arena V.: IONIZING RADIATION AND LIFE, The C. V. -- Mosby Co. (1971).
41. Kuchnir, F. T. and F. J. Lynch: *IEEE Trans. Nucl. Sci.* NS-15; 9: 107 (1968).
42. Brooks, F. D.: *Nucl. Instr. Meth.*, 162: 477 (1977).
43. Birks, J. B.: THE THEORY AND PRACTICE OF SCINTILLATION COUNTING, Pergamon Press (1964).
44. Storm, E. and H. I. Israel: *Nucl. Data Tables A* 7, 565 (1970).
45. Martin, J. H.: *Phys. Med. Biol.*, 19: 1 (1974).
46. Arfken, G. MATHEMATICAL METHODS FOR PHYSICISTS, - Academic Press (1970).
47. IAEA, NEUTRON DOSIMETRY, Vol I y Vol. II (1962).

