

00576

3  
2ej



**UNIVERSIDAD NACIONAL  
AUTONOMA DE MEXICO**

SECCION DE CIENCIAS NUCLEARES  
DIVISION DE ESTUDIOS DE POSGRADO  
FACULTAD DE QUIMICA

**DOSIMETRO PARA NEUTRONES  
RAPIDOS MEDIANTE LA REACCION:**



TESIS CON  
FALLA DE ORIGEN

**T E S I S**  
QUE PARA OBTENER EL TITULO DE  
MAESTRA EN CIENCIAS NUCLEARES  
P R E S E N T A  
**ING. FABIOLA MONROY GUZMAN**



## **UNAM – Dirección General de Bibliotecas Tesis Digitales Restricciones de uso**

### **DERECHOS RESERVADOS © PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL**

Todo el material contenido en esta tesis está protegido por la Ley Federal del Derecho de Autor (LFDA) de los Estados Unidos Mexicanos (México).

El uso de imágenes, fragmentos de videos, y demás material que sea objeto de protección de los derechos de autor, será exclusivamente para fines educativos e informativos y deberá citar la fuente donde la obtuvo mencionando el autor o autores. Cualquier uso distinto como el lucro, reproducción, edición o modificación, será perseguido y sancionado por el respectivo titular de los Derechos de Autor.

## RESUMEN

La cuantificación e identificación de neutrones rápidos en personal expuesto a este tipo de radiaciones involucra dificultades técnicas que aún hoy en día no han podido ser resueltas, por lo que este trabajo propone la utilización de placas de rodio como dosímetro de neutrones rápidos. La radiactividad producida por la reacción nuclear  $^{103}\text{Rh}(n,n')^{103m}\text{Rh}$ , permite identificar indirectamente la razón de dosis absorbida por la placa de rodio al ser expuesta a un flujo de neutrones. El sistema dosimétrico tiene numerosas ventajas: no requiere de un mantenimiento especial, es barato, insensible a rayos- $\gamma$ , ocupa poco espacio y no requiere de equipo electrónico durante la irradiación, su respuesta es independiente a la distribución espectral de los neutrones entre 0.8-10 MeV, su sección eficaz además de ser relativamente grande (760 mb) es proporcional a la dosis absorbida entre 0.8-10 MeV y su energía umbral es muy parecida a la de fisión de Np-237.

El trabajo experimental está integrado por la obtención de la sección eficaz de la reacción por el método de activación por neutrones y la cuantificación de dosis absorbida y equivalente, de las placas de rodio a diferentes distancias de la fuente Am/Be, a partir de los Rayos-X del Rh-103m.

## SUMMARY

The measurement of fast neutrons in personal exposed to this type of radiation, involves technical difficulties that even now haven't been solved, that is why this work proposes the use of Rhodium foils as a fast neutron dosimeter. The radioactivity produced by the nuclear reaction:  $^{103}\text{Rh}(n,n')^{103m}\text{Rh}$ , allows the indirect identification of the absorbed dose by the Rhodium foil when it's exposed to fast neutrons. The dosimetric system has several advantages: it doesn't need maintenance, it's cheap, it is not sensible to gamma rays, it takes a small space and it doesn't need electronic equipment during irradiation, its response is independent of the neutron spectral distribution between 0.8-10 MeV, its cross section is proportional to the absorbed dose between 0.8-10 MeV, its value is relatively high and its threshold energy is similar to that of fission of Np-237.

The experimental work consists of the measurement of the cross section by the activation method, and the quantification of the absorbed dose in the Rhodium foils at different distances from the Am-Be source, using the Rhodium X-Rays.

# INDICE

## PAGINA

INTRODUCCION.....	1
<b>I. GENERALIDADES</b>	
1. PROPIEDADES FUNDAMENTALES DEL NEUTRON.....	4
2. CLASIFICACION DE NEUTRONES DE ACUERDO A SU ENERGIA...	5
3. FUENTES DE NEUTRONES.....	7
3.1. FUENTES A PARTIR DE REACCIONES ( $\alpha, n$ ).....	7
3.2. FUENTES A PARTIR DE REACCIONES ( $\gamma, n$ ).....	8
3.3. FUENTES A PARTIR DE IONES.....	9
3.4. FISION ESPONTANEA.....	9
4. INTERACCIONES NEUTRON MATERIA.....	10
4.1. REACCIONES NUCLEARES.....	11
REACCIONES CON NEUTRONES LENTOS.....	12
REACCIONES CON NEUTRONES RAPIDOS.....	13
FISION NUCLEAR.....	14
4.2. SECCION EFICAZ.....	15
DETERMINACION DE LA SECCION EFICAZ.....	19
5. DETECCION DE NEUTRONES.....	22
5.1. NEUTRONES RAPIDOS.....	23
5.2. DOSIMETROS PERSONALES DE NEUTRONES.....	24
DETECTORES PASIVOS.....	24
6. DOSIMETRIA DE NEUTRONES.....	29
6.1. UNIDADES Y CANTIDADES PARA LA DOSIMETRIA NEUTRONICA EN PROTECCION RADIOLOGICA.....	29
6.2. DOSIMETRIA EN ACCIDENTES NUCLEARES.....	33
REQUERIMIENTOS DE UN SISTEMA DOSIMETRICO.....	33

TECNICAS DE MEDIDAS DE DOSIS.....	36
7.ACTIVIDADES HUMANAS EXPUESTAS A NEUTRONES.....	37
7.1.EXPOSICIONES EN TECNOLOGIA.....	37
GENERACION DE ENERGIA NUCLEAR.....	37
ANALISIS POR ACTIVACION CON NEUTRONES.....	39
EVALUACION DE LA HUMEDAD, ROCAS, SUELOS Y CARBON... ..	40
RADIOGRAFIA NEUTRONICA.....	40
7.2.EXPOSICIONES EN LA CIENCIA.....	41
ESTUDIO DE LA ESTRUCTURA CRISTALINA Y MOLECULAR....	41
ESTUDIO DE FISION.....	41
OTRAS AREAS DE LA CIENCIA.....	42
7.3.EXPOSICIONES EN LA MEDICINA.....	42

## II. TRABAJO EXPERIMENTAL

1.INTRODUCCION.....	43
2.EQUIPO.....	43
2.1.ARRECLO EXPERIMENTAL. FUENTE-PLACAS.....	46
2.2.ESPECTROMETRO DE RAYOS-X.....	48
3.DETERMINACION DE VIDAS MEDIAS.....	50
4.DETERMINACION DE LA SECCION EFICAZ.....	52
5.ACTIVACION DE PLACAS DE RODIO.....	53
5.1.DETERMINACION DE DOSIS POR UN MONITOR DE NEUTRONES.	53
5.2.DOSIS ABSORBIDAS Y EQUIVALENTES.....	54

### III. DISCUSION Y RESULTADOS

1. ESPECTRO DE CALIBRACION DEL ESPECTROMETRO DE RAYOS-X.	55
2. VIDAS MEDIAS.....	57
2.1. RODIO.....	58
2.2. INDIO.....	62
3. SECCION EFICAZ.....	68
4. DOSIS ABSORBIDA Y EQUIVALENTE.....	85
4.1. CALIBRACION.....	95

IV. CONCLUSIONES.....	104
-----------------------	-----

V. BIBLIOGRAFIA.....	106
----------------------	-----

## INTRODUCCION

El objetivo de la dosimetría de neutrones en la protección radiológica es suministrar un método para asignar la magnitud de los efectos dafinos a la salud por la exposición a la radiación con neutrones. El cumplimiento satisfactorio de esta meta requiere de la realización de dos objetivos separados:

1. Identificar una cantidad que mida en forma razonablemente exacta el detrimento biológico causado por la irradiación de neutrones, y
2. Encontrar métodos -de preferencia simples- para medir esta cantidad, y que sean convenientes para usarse en el trabajo práctico. (4)

La fijación de un nivel de dosis constituye un hecho fundamental para el establecimiento de: a) los niveles de dosis admisibles en régimen normal de funcionamiento y b) de evaluación de los niveles alcanzados en situación de emergencia o accidente en una instalación que involucre material radiactivo (8). La determinación de los niveles de radiación, en el entorno de las instalaciones, es uno de los objetivos principales que tienen planteados tanto los explotadores de las instalaciones, como los organismos oficiales encargados del control radiológico. Por ello, es de suma importancia establecer los sistemas adecuados para

el control y medida de los niveles de radiación, de tal forma, que se informe en todo momento, de las dosis reales de radiación a que está sometido el trabajador (9).

Aun cuando la porción de trabajadores que están expuestos a neutrones es pequeña, existe un incremento en el número de situaciones de exposición potencial a neutrones, además de que las dosis que se reciben no necesariamente son insignificantes; sin embargo no son muy utilizados los sistemas dosimétricos personales que determinen la dosis de neutrones, puesto que, los errores que se cometen al interpretar las medidas dosimétricas personales aumentan los errores en la evaluación de dosis. (7)

Una primera limitación para medir dosis de neutrones rápidos es la falta de detectores convenientes en el intervalo de energías de neutrones encontrados en las situaciones prácticas. Detectores umbrales de Azufre e Indio son comunmente usados aunque sus altos umbrales los hace insensibles a una importante fracción de neutrones de baja energía. Un camino para detectar neutrones de baja energía es utilizar detectores sensibles a neutrones térmicos (usualmente  $^{235}\text{U}$  o  $^{239}\text{Pu}$ ) enriquecidos con  $^{10}\text{B}$  que alcanza un umbral efectivo bajo. Debido al tamaño, peso y alto costo de la envoltura de Boro y las posibles contaminaciones y riesgos de irradiación de las láminas de fisión estos detectores han sido usados sólo en áreas de monitoreo.

En este trabajo, se describe el uso de la reacción  $^{103}\text{Rh}(n,n')^{103m}\text{Rh}$  como dosímetro personal para neutrones

rápidos. A pesar de la relativamente corta vida media del  $^{103m}\text{Rh}$  (56.1 min), experimentes en accidentes críticos simulados han demostrado su aplicabilidad en dosimetría crítica (18). Existen dos atractivos principales en la reacción  $^{103}\text{Rh}(n,n')^{103m}\text{Rh}$ ; su baja energía umbral que ningún detector no fisionable tiene, y además su respuesta es proporcional entre 0.8-10 MeV al kerma, aunque estas propiedades han sido reconocidas por muchos años y ésta reacción se ha empleado para medir flujo de neutrones. Las láminas de Rh no han sido usadas como dosímetros personales en la práctica, debido a la incertidumbre de la sección eficaz de la reacción y la dificultad en cuantificar los Rayos-X de baja energía emitida por el estado isomérico, sin embargo el conocimiento de la sección eficaz está disponible hoy en día, así como la utilización de detectores de estado sólido para la cuantificación de Rayos-X hoy día elimina esta dificultad.

## I. GENERALIDADES

### 1. PROPIEDADES FUNDAMENTALES DEL NEUTRON

El neutrón es una partícula sin carga; y de gran penetración, cuya masa es igual a 1.008982 uma. La energía del neutrón en reposo corresponde a su masa y es igual a:

$$m_n c^2 = 939.5731 \text{ MeV}$$

Las propiedades de onda del neutrón se vuelven notables cuando las dimensiones del material que interacciona con los neutrones es comparable a la longitud de onda del neutrón. Neutrones con energías de 1 MeV a 100 MeV tienen longitudes de onda del orden de las dimensiones nucleares; y los neutrones con energías de  $10^2$  a  $10^5$  MeV (1) tienen longitudes de onda comparables con los espacios entre los nucleones dentro del núcleo, por lo que, suministran un método para investigar la estructura del núcleo.

El decaimiento radiactivo del neutrón hace evidente la inestabilidad del neutrón exterior al núcleo, al esperarse la emisión de una partícula beta más un neutrino, así como la salida de un protón; la energía requerida para crear un electrón es aproximadamente la diferencia de masas entre el neutrón y el protón. La vida media del neutrón es:

$$T_{1/2} = 12.3 \text{ min}$$

Los neutrones y protones dentro de un núcleo atómico tienen propiedades similares, por lo tanto el término nucleón se emplea indistintamente; puesto que la transformación de un neutrón en un protón dentro y fuera del núcleo, es posible, así como el protón puede transformarse en neutrón dentro del núcleo. (1)

## 2. CLASIFICACION DE LOS NEUTRONES DE ACUERDO A SU ENERGIA

Los neutrones se clasifican de acuerdo a su energía o velocidad. Las divisiones, en general, ocurren como resultado de las interacciones del neutrón con la materia a ciertos rangos de energía. Las diferentes regiones algunas veces se traslapan, pero la división entre categorías es conveniente para entender las interacciones particulares neutrón-materia.

Una clasificación conveniente es:

Alta Energía	> 10 MeV
Rápidos	10 KeV-10 MeV
Intermedios	100 eV-10 KeV
Lentos	0.03 eV-100 eV
Epitérmicos	$\approx$ 1 eV
Térmicos	0.025 eV
Atraviesan Cd	> 1 eV

Además de la anterior clasificación existen otras

denominaciones, que involucran a los neutrones con energías muy particulares, (5) como es el caso de:

1) *Neutrones fríos*: son aquellos que tienen una energía promedio menor que los neutrones térmicos. Estos neutrones no se producen por refrigeración, sino por mecanismos que dependen de la dispersión coherente de los neutrones lentos, siendo su energía máxima de 0.002 eV, así, si un haz de neutrones térmicos atraviesa una columna de grafito cristalino, los neutrones que tienen una longitud de onda menor que dos veces la distancia entre los cristales serán reflejados y eliminados de la columna.

2) *Neutrones resonantes*: se encuentran aproximadamente entre 1 y 100 eV, en éste intervalo varios núcleos muestran una fuerte absorción de neutrones a energías bien definidas, estas absorciones son llamadas "absorciones resonantes", y los neutrones que tienen la correspondiente energía son conocidos como "neutrones resonantes". (1)

Cuando los neutrones rápidos disminuyen su velocidad hasta que su energía promedio sea igual a la energía térmica promedio de los átomos del medio, entonces los neutrones se denominan *neutrones térmicos*, que dependen de la temperatura del medio, siendo a 25 °C igual a 0.025 eV. Los materiales que debilitan a los neutrones sin capturarlos, son llamados *moderadores*. El carbón puro, usualmente en forma de grafito, el agua pesada y agua ligera son regularmente usados como moderadores. (1)

El Cadmio está incluido en la clasificación, debido a

la importancia de este elemento como un absorbedor de neutrones. El Cadmio tiene una sección eficaz de absorción muy grande para neutrones abajo de 0.4 eV, pero es relativamente transparente a energías arriba de 1 eV, así que los neutrones referidos como Cadmio son aquellos capaces de pasar a través de un absorbedor de Cadmio. (5)

### 3. FUENTES DE NEUTRONES

Las reacciones nucleares deben ser utilizadas para obtener neutrones libres, en contraste con la relativa simplicidad de los métodos de ionización para obtener partículas cargadas. La energía de los neutrones obtenidos dependerá de la Q de la reacción y de la energía de excitación de radiación. Las energías de los neutrones pueden disminuirse por colisiones, pero no pueden incrementarse por medio de algún acelerador.

#### 3.1 Fuentes a partir de reacciones ( $\alpha, n$ )

Mezclas de núclidos emisores alfa con blancos de baja Z, hacen posible su uso como fuentes de neutrones para bajas intensidades, y mediante aceleradores de partículas cargadas, que sirven como agentes iniciadores para fuentes de neutrones de mayores intensidades. Por el momento los flujos más intensos de que se disponen son producidos por material fisionable.

En general la reacción ( $\alpha, n$ ) utilizada con emisores alfa naturales como fuente primaria, es muy utilizada, por su estabilidad, y a pesar de ser de baja intensidad. Se preparan mezclando polvo fino de berilio o boro con el material radiactivo. El mezclado íntimo es esencial, puesto que las partículas alfa tienen un rango corto; usándose esto como una gran ventaja. La mezcla es usualmente contenida en una cápsula de acero inoxidable, de donde debe eliminarse la humedad antes de sellarse para prevenir la formación de una presión interna peligrosa debido a la descomposición del  $H_2$  y  $O_2$ , así pues, una ruptura de la fuente puede causar una gran contaminación. Ejemplos específicos de este tipo de fuentes son:  $^{210}PoBe$ ,  $^{226}RaBe$ ,  $^{241}AmBe$ ,  $^{239}PuBe$ , etc. Los espectros de energías de estas fuentes van de 0-12 MeV, y las intensidades máximas son de aproximadamente  $10^8$  n/seg. Actualmente la fuente más usada por sus características es la de  $^{241}Am-Be$ .

### 3.2 Fuentes a partir de reacciones ( $\gamma, n$ )

Los neutrones producidos por fotodesintegración son monoenergéticos si la fuente de fotones es monoenergética, son fáciles de preparar, y pueden ser completamente reproducibles en términos de la producción total de neutrones. Una buena fuente fotoneutrónica requiere del uso de blancos donde el neutrón esté débilmente ligado y el emisor gamma tenga una energía que exceda a la energía

umbral del fotoneutrón. Fuentes típicas de fotoneutrones son:  $^{124}\text{SbBe}$ ,  $^{72}\text{GaD}_2\text{O}$ ,  $^{24}\text{NaD}_2\text{O}$ ,  $^{140}\text{LaBe}$ ,  $^{24}\text{NaBe}$ , etc.

### 3.3 Fuentes a partir de iones

Fuentes de neutrones intensas pueden producirse por bombardeo de blancos de bajo Z con iones positivos obtenidos de un ciclotrón o algún tipo de acelerador de partículas ( $^3\text{H}(d,n)^4\text{He}$ ,  $^9\text{Be}(\alpha,n)^{12}\text{C}$ ,  $^7\text{Li}(p,n)^7\text{Be}$ , etc); muchas de las reacciones son exoérgicas, así que, neutrones energéticos se producen con energías de partículas relativamente bajas. La producción de neutrones depende de la energía de bombardeo y de la configuración del blanco.

### 3.4 Fisión espontánea

Los elementos transuránidos producidos artificialmente experimentan fisión espontánea con la liberación de varios neutrones por fisión. De estos núclidos el  $^{252}\text{Cf}$  parece tener el mayor potencial como una fuente productora de neutrones, puesto que existen grandes facilidades para llevar a cabo su producción, su vida media de 2.65 años mantiene un buen balance entre la producción, el tiempo y el tamaño de la fuente. Esta fuente puede ser significativamente más pequeña que una fuente  $(\alpha,n)$  de igual producción de neutrones. Una fuente de  $^{252}\text{Cf}$  emite  $2.3 \times 10^{12} \text{ nseg}^{-1}$  por gramo de Cf, o  $4.4 \times 10^2 \text{ nseg}^{-1} \text{ Ci}^{-1}$ ; las energías de los neutrones son algunas veces más bajas que aquellas producidas por las fuentes  $(\alpha,n)$  (5), ya que muestran un espectro de fisión.

#### 4. INTERACCIONES NEUTRON-MATERIA

La interacción de un neutrón con un núcleo no puede decirse que comienza hasta que el neutrón y el núcleo se aproximan dentro de un corto rango de sus fuerzas mutuas. La interacción se completa tan pronto como los productos de la interacción salen de esta región. Como consecuencia de ésta interacción, el núcleo está en un estado compuesto, usualmente llamado *núcleo compuesto*. Se sugiere que el núcleo compuesto cubre dos etapas: (1) la formación del núcleo compuesto y (2) la separación de este sistema en los productos. La energía introducida por la llegada de la partícula incidente es estadísticamente repartida entre todos los componentes del núcleo compuesto hasta que uno o más constituyentes adquieran la energía suficiente para escapar. Cuando la energía es insuficiente para expulsar una partícula, el exceso de energía es liberado por radiación en forma de fotones. Frecuentemente el núcleo producido es inestable y lleva a una transformación radiactiva hasta formar un núcleo estable.

El estado energético del núcleo compuesto formado por la interacción del neutrón con un núcleo estable, en el modelo estadístico, debe tener un tiempo de vida finito, que permita adquirir la energía suficiente a los componentes del núcleo para poder liberar la radiación o las partículas en el proceso de desexcitación. (1)

#### 4.1 REACCIONES NUCLEARES

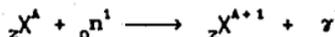
El término reacción se refiere a las interacciones en las cuales el núcleo producido difiere en número másico o número atómico del núcleo blanco. La naturaleza exacta de la reacción depende de muchos factores, que involucran a la estructura del núcleo con la energía de los neutrones. Algunas de estas reacciones son posibles para neutrones de ciertas energías, por ejemplo, las reacciones nucleares que emiten partículas cargadas como :  $(n,p)$  y  $(n,\alpha)$  son ejemplos de energías umbrales, en donde la energía cinética del neutrón deberá exceder dicha energía umbral para que la reacción sea energéticamente posible.

La naturaleza final de los productos de una reacción nuclear dependen de la competencia dentro del núcleo compuesto de los varios procesos de desexcitación posibles.

La irradiación de isótopos estables con neutrones producen isótopos radiactivos. Los neutrones no requieren una energía cinética que venza las fuerzas de Coulomb en la penetración al núcleo; así la probabilidad de una reacción se debe incrementar cuando el tiempo de tránsito a través del campo de fuerza del núcleo se vuelve más largo.

Ecuación de una reacción nuclear

La ecuación para expresar el balance de masa y energía entre los componentes que entran y emergen en una reacción nuclear es la siguiente (1):



El término de la izquierda representa la masa del neutrón y el núcleo blanco; el término de la derecha la masa de los productos más la energía cinética liberada o absorbida en la reacción. La energía absorbida o liberada es llamada energía de reacción y está representada por  $Q$  ( $\gamma$ ). El valor de  $Q$  es igual a la diferencia entre la masa de los dos lados de la ecuación multiplicada por 931.478 MeV.

$$Q = 931.478 [M_n + M_x - (M_x)] \text{ MeV}$$

Si  $Q$  es positiva el neutrón no requiere energía cinética para producir la reacción (exoenergética), si es negativa el neutrón debe tener suficiente energía cinética para balancear el déficit (endoenergética).

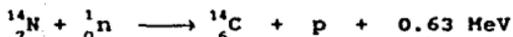
Las reacciones que ocurren cuando un núcleo atómico es expuesto a neutrones de varias energías están divididas en diversos tipos:

#### REACCIONES CON NEUTRONES LENTOS

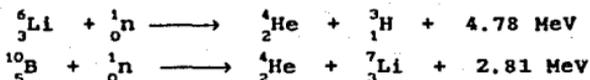
A. La reacción (n,  $\gamma$ ): La captura nuclear de neutrones lentos se favorece por la ausencia de una barrera de potencial y la operación de la ley  $1/U$ . Los núcleos compuestos resultado de la captura de un neutrón tienen una alta energía de excitación, del orden de 8 MeV. Si el neutrón no es reemitido esta energía debe ser disipada en alguna forma de desexcitación; lo más común es la emisión de un rayo gamma y la reacción en consecuencia es conocida como captura radiativa.

B. La reacción (n,p): En la mayoría de los casos

requiere de neutrones rápidos, sin embargo en núcleos ligeros la barrera es baja y las reacciones (n,p) pueden efectuarse como es el caso del  $^3\text{He}$ ,  $^{14}\text{N}$ , y el  $^{35}\text{Cl}$ .



C. La reacción (n, $\alpha$ ): Esta reacción requiere de neutrones rápidos para producirse, pero existen dos excepciones que son el  $^6\text{Li}$  y el  $^{10}\text{B}$ .



#### REACCIONES CON NEUTRONES RAPIDOS

A. DISPERSION INELASTICA (n,n'): A altas energías, el neutrón se dispersa y sale del núcleo con una menor energía que la del neutrón incidente, la diferencia en energías se manifiesta en un estado excitado del núcleo residual o se induce un rayo- $\gamma$ . Se considera a la dispersión como una reacción (n,n') o (n,n' $\gamma$ ). La ocurrencia de la dispersión inelástica depende de que el estado excitado esté en una energía lo suficientemente baja como para que el neutrón incidente suministre esta energía de excitación. Sin embargo en la mayor parte de los elementos pesados, el primer estado de excitación está dentro del alcance de los neutrones rápidos, es alrededor de 100 KeV para muchos elementos; así pues, la dispersión de neutrones rápidos en los elementos pesados es predominantemente inelástica.

B. La reacción (n,2n): Para que la reacción proceda la energía cinética del neutrón incidente debe ser mayor de 9 MeV. Esta energía cinética unida con la de enlace de 8 MeV

hace posible la emisión de dos neutrones. Con el incremento de la energía del neutrón, el proceso  $(n,2n)$  se observa con una mayor probabilidad hasta competir con reacciones más energéticas como la  $(n,3n)$ . La forma de decaimiento favorecida es la emisión de un positrón o la captura electrónica en las reacciones  $(n,2n)$ , pero en los núcleos pesados puede ocurrir la emisión de un electrón. La pérdida de un neutrón no perturba seriamente el balance neutrón protón, como en el caso de los núcleos ligeros.

C. Emisión de partículas cargadas: las reacciones  $(n,\alpha)$  y  $(n,p)$  requieren alrededor de 1-3 MeV. Si el producto de la reacción es radiactivo, puede ser identificado y usado como un detector umbral, que responde sólo a energías sobre la reacción umbral.

#### FISION NUCLEAR

La reacción  $(n,f)$  es resultado de la propiedad peculiar de los núcleos por la cual la energía de enlace por nucleón decrece con el incremento del número de masa, comenzando alrededor de  $A=60$ . La división de un núcleo en dos partes de masa comparable y neutrones emitidos resulta en la liberación de energía debido a que la suma de las masas de los productos de fisión es menor a la masa del núcleo fisionado por una cantidad que equivale a 200 MeV aproximadamente. Este decremento de la masa explica porque la fisión es energéticamente posible con un valor alto de  $Q$ . La división de un núcleo pesado en la fisión es predominantemente asimétrica. Hay comparativamente pocas

fisiones que producen productos de igual masa. (1)

La probabilidad de que una reacción particular ocurra está definida por la sección eficaz para ese tipo de reacción en un núcleo dado.

#### 4.2 SECCION EFICAZ

Una simple definición de la sección eficaz está dada por la ecuación:

$$r = \sigma N = dN/dt$$

donde  $r$  representa un flujo de partículas en un haz colimado,  $\sigma$  es la completa probabilidad de una interacción particular con un número  $N$  de entidades expuestas al haz,  $r$  es la razón promedio de que un tipo particular de interacción ocurra. La  $\sigma$  es una área expresada comunmente en  $\text{cm}^2$ . Una unidad conveniente de éstas interacciones es  $10^{-24} \text{cm}^2$  llamada *barn*. El flujo de neutrones se expresa como número de neutrones por segundo por centímetro cuadrado.

La sección eficaz es también usada para describir la eliminación de neutrones de un haz colimado por absorción o dispersión, así pues, la fracción de neutrones eliminados del haz incidente es :

$$n = n_0 e^{-\sigma N x}$$

donde  $n_0$  es la intensidad neutrónica en el haz incidente y  $n$  la intensidad después de atravesar una espesor  $x$ ,  $\sigma$  representa la probabilidad para una interacción particular, esto implica que hay una  $\sigma$  para cada tipo de interacción, éste será indicado por un subíndice y  $N$  es el número de átomos expuestos al haz. El tipo de interacción considerado

aquí debe eliminar completamente al neutrón del haz colimado en el primer encuentro. (1)

Los procesos de absorción son independientes de la dirección de la partícula y dependen del número total de partículas que atraviesan una área. La razón total de partículas que cruzan una unidad de área, sin importar la dirección, es conocida como densidad de flujo de neutrones, siendo a su vez, esta densidad función de la velocidad de la partícula.

Si la densidad de flujo de partículas  $F$  es integrada sobre un apropiado intervalo de tiempo, se obtiene la fluencia de partículas  $\phi$ , o el número total de partículas que cruzan por unidad de área. Consideremos un haz de neutrones monoenergéticos con una velocidad de incidencia  $V$  en una superficie de  $1 \text{ cm}^2$  (Fig. 1). La densidad de neutrones en el haz es  $n \cdot \text{cm}^{-3}$ . De la figura, es evidente que  $nV$  neutrones cruzan la superficie en 1 segundo, y en un tiempo  $t$  el número total que cruza será:  $nvt$ . La definición de fluencia es:

$$\phi = nvt$$

esta ecuación se aplica igualmente si la densidad de flujo no es unidireccional o no monoenergética.

Si  $\phi$  representa la densidad de flujo, entonces:

$$\phi = \phi_0 e^{-\sigma_1 nx}$$

donde  $\sigma_1$  = sección eficaz total para absorción.

$n$  = átomos /  $\text{cm}^3$  en el absorbedor

$x$  = grosor del absorbedor

La sección eficaz total  $\sigma_t$  está compuesta por varios componentes:

$$\sigma_t = \sigma_{\text{elástico}} + \sigma_{\text{inelástico}} + \sigma_{\text{reacción}}$$

La sección eficaz de la reacción incluye todos los procesos en los cuales el núcleo residual difiere del núcleo blanco. (5)

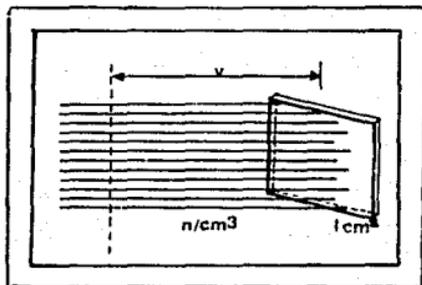


FIG.1  
HAZ DE NEUTRONES A TRAVÉS DE UN ÁREA DE 1 CM<sup>2</sup>  
(5)

El término dispersión de captura se usa para describir la reemisión de un neutrón, el cual ha sido capturado por un núcleo, pudiendo tratarse de una dispersión elástica o inelástica. Si la energía cinética del neutrón incidente es insuficiente para excitar los niveles más bajos del núcleo, el neutrón es emitido con aproximadamente la misma energía cinética con la que entró al núcleo. Este proceso es conocido como dispersión elástica de captura. Por otro lado, si la energía del neutrón es suficiente para excitar al

núcleo, puede dejarlo en un estado excitado después de que el neutrón sale y se produce un decaimiento del núcleo excitado, emitiéndose rayos gamma. Entonces la energía cinética del neutrón que emerge es correspondientemente menor que la del neutrón incidente. Este proceso de dispersión en el cual los neutrones incidentes dan una parte de su energía inicial al núcleo es conocida como dispersión inelástica de captura o simplemente dispersión inelástica.

La sección eficaz depende fuertemente de la naturaleza del núcleo absorbedor. Muchas curvas de absorción de neutrones muestran regiones de una sección eficaz de captura muy grandes, usualmente en energías entre los neutrones térmicos y unos cuantos KeV; estos picos son debidos a resonancias entre la energía del neutrón incidente y los niveles energéticos nucleares (resonancia nuclear). Cuando un neutrón es absorbido, un núcleo compuesto pasará a un estado de excitación, que puede liberarse por una variedad de modos de desexcitación, como la emisión de un fotón,  $(n,\gamma)$ , un neutrón  $(n,n)$ , o un protón  $(n,p)$ . (1)

#### DETERMINACION DE LA SECCION EFICAZ

Existen dos métodos primarios que permiten determinar la sección eficaz de un material: 1) El Método Integral y 2) El Método Diferencial; puesto que este último es muy utilizado en la práctica, a continuación se describen brevemente los principios en que se basa.

En el Método Diferencial se determina la intensidad de la radiación secundaria, o sea la dispersión o atenuación

causada por el material, al ser bombardeado por un haz de neutrones. Por ejemplo en la absorción de neutrones se producen isótopos radiactivos, cuya actividad es la que puede cuantificarse al efectuarse reacciones:  $(n,\gamma)$ ,  $(n,2n)$ ,  $(n,p)$ ,  $(n,\alpha)$ , etc. en láminas metálicas, en detectores gaseosos como el  ${}^3\text{He}(n,p){}^3\text{H}$  ó en detectores de centelleo como :  $\text{LiI} ({}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H})$ . (4)

Se describe brevemente el Método de Activación por Neutrones, puesto que será el procedimiento utilizado en este trabajo para la determinación de la sección eficaz, y la dosimetría.

La Activación por Neutrones se basa en la irradiación del material mediante un flujo de neutrones, produciéndose el isótopo radiactivo correspondiente a la reacción nuclear ocurrida. Por lo general se irradian láminas delgadas metálicas del material deseado. Este procedimiento tiene la ventaja de poder determinar el flujo de neutrones de una fuente, su espectro, sección eficaz, además de ser utilizados como detectores umbrales y de resonancia, siendo una importante herramienta para la dosimetría de neutrones.

El número de núcleos radiactivos formados ( $N^*$ ), mediante un flujo de neutrones  $\phi$  es igual a:

$$N^* = \frac{\phi \sigma N}{\lambda} (1 - e^{-\lambda t}) e^{-\lambda t'}$$

donde  $\sigma$  = sección eficaz de la reacción particular

$N$  = número de átomos del blanco

$t$  = tiempo de bombardeo

$t'$  = tiempo transcurrido después del bombardeo

$\lambda = \text{cte}$  de decaimiento del radioisótopo formado.

La actividad está dada por:

$$A = N \lambda = \phi \sigma N (1 - e^{-\lambda t}) e^{-\lambda t}$$

El número de átomos del blanco  $N$  es proporcional al peso del material. Esta ecuación puede simplificarse, a tal grado que la actividad sea la de saturación, así, a medida que el tiempo de irradiación del material se aproxima a 6 vidas medias del elemento, la actividad será la de saturación (5) ( Fig.2 ). Por ejemplo, para una lámina de In:  $^{115}\text{In}(n, \gamma)^{116}\text{In}$ , se forma el  $^{116}\text{In}$  con una vida media de 54 minutos. Si se irradia durante una vida media, la actividad de la lámina es de 50%, para que su actividad sea del 97% es necesario irradiar durante 270 minutos (5x54). Así pues, este factor de vida media se vuelve importante para la elección del material que se irradiará. El blanco debe ser lo suficientemente delgado para que todos los átomos de éste sean expuestos esencialmente al mismo flujo de neutrones, aun cuando el elemento tenga un sección eficaz de captura muy grande. Es importante en algunos elementos la energía de resonancia (Gd, Sm y Cd). Por otra parte, la fracción del blanco que sufre la reacción deberá ser lo suficientemente pequeña para que no haya un decremento significativo en el número de átomos blanco. Pero ya que usualmente el número de átomos consumidos por una reacción nuclear es tan pequeño comparado con el número total de la muestra, esta restricción es tomada en cuenta muy poco en la práctica. (6)

# CURVA DE SATURACION TIEMPOS DE IRRADIACION

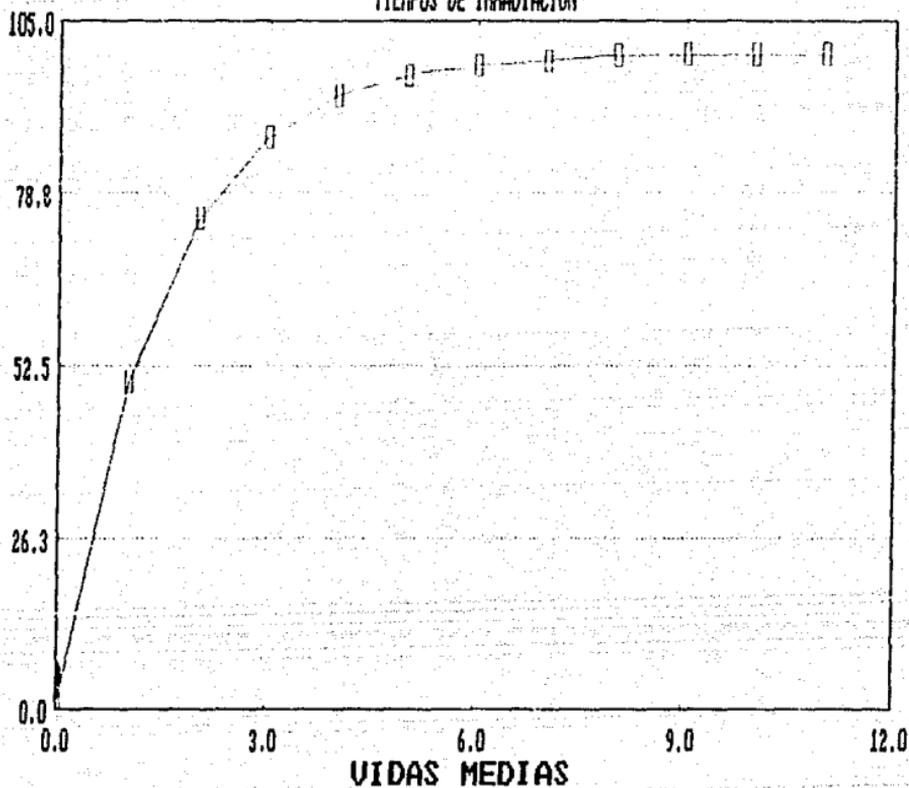


FIG. 2

## 5.1 DETECCION DE NEUTRONES

Los neutrones pueden detectarse sólo por medio de partículas cargadas secundarias que se liberan al pasar los neutrones por la materia, o mediante procesos secundarios que producen radiaciones ionizantes. Por razones de eficiencia práctica, las partículas secundarias deben producirse a energías que permitan una ionización convenientemente detectable por mecanismos que respondan a los efectos de ionización. Las partículas cargadas secundarias pueden ser protones liberados por las colisiones de los neutrones con núcleos de hidrógeno, ellos son resultado directo de la desintegración nuclear producida por los neutrones; o partículas alfa producto del núcleo radiactivo formado como resultado de la captura neutrónica.

La detección puede ser clasificada en términos de la energía de los neutrones. La aplicación de los principios básicos de detección de neutrones han producido numerosos mecanismos para medir los neutrones en varias categorías de energía. (3)

El monitoreo de neutrones es usado para la inspección o monitoreo de las áreas de trabajo, y pueden caracterizarse burdamente en cuatro tipos: monitores de neutrones térmicos, monitores de neutrones rápidos, monitores tipo moderador de dosis equivalente y los espectrómetros. Los tres primeros han sido comunmente utilizados en la protección radiológica, pero el cuarto es más reciente y se está desarrollando en

varios laboratorios.

Puesto que, en el trabajo experimental se utilizarán neutrones rápidos, nos enfocaremos unicamente a la detección de este tipo de neutrones.

#### 5.1 NEUTRONES RAPIDOS

La detección de los neutrones rápidos depende en mayor parte de la dispersión elástica de los neutrones por el hidrógeno en las cámaras de ionización, contadores proporcionales y centelladores. La cámara de ionización es particularmente útil para el monitoreo de pulsos de campos (por ejemplo alrededor de los aceleradores) donde las altas razones de dosis instantáneas saturan los contadores operados en el modo proporcional. Cuando una cámara contiene una pared equivalente de tejido y se usa además con un gas de llenado equivalente al tejido. La ionización producida dentro de la cámara es una medida directa de la dosis absorbida en el tejido. Puesto que la energía de los neutrones no se conoce generalmente con las medidas de los contadores, los valores de dosis equivalentes son obtenidos por aplicación de  $Q=10$  (Factor de Calidad Biológica para neutrones (35)). Sin embargo para un trabajo de rutina conveniente, los contadores proporcionales de hidrógeno son mucho más populares por la buena discriminación que tienen respecto a la radiación gamma. (4)

Muchos centelladores para la detección de neutrones rápidos han sido desarrollados; se tiene una gran variedad de formas físicas y características de detección. El más

común utilizado es el cristal de stilbeno, los centelladores plásticos y el centellador líquido NE213. Estos detectores son también sensibles a los rayos gamma. A menos que se utilicen las técnicas de discriminación de forma de pulsos en los centelladores, entonces pueden utilizarse mezclas de campos sólo cuando la razón de dosis de los neutrones es mucho mayor que la de los rayos gamma.

## 5.2 DOSIMETROS PERSONALES DE NEUTRONES

### DETECTORES PASIVOS

Los detectores pasivos son aquellos que no requieren algún equipo electrónico para conectarse durante la irradiación de neutrones, la irradiación induce algunos cambios en el material como una función de la fluencia, y el cambio es medido al fin de la irradiación. Los detectores pasivos para dosimetría de neutrones incluyen detectores de activación por neutrones, detectores de fisión, detectores termoluminiscentes, diodos de silicio, etc. (4)

Detectores basados en la activación por neutrones

La sensibilidad de un detector pasivo varía con la energía del neutrón. Los detectores pueden dividirse en dos clases: detectores de neutrones lentos o de resonancia y detectores umbrales. Los detectores de neutrones lentos son sensibles a neutrones térmicos y a energías mayores su sensibilidad por unidad de fluencia generalmente decrece con un incremento en la energía, aunque hay usualmente resonancias en las regiones de energías intermedias alrededor de 5 KeV. En la resonancia, la sección eficaz del

neutrón aumenta bruscamente sobre una estrecha banda de energía. Si un detector es encerrado en un material con una sección eficaz alta para neutrones térmicos, como el cadmio, es normalmente sensible primeramente a los neutrones de energías de resonancia.

Los detectores umbral son sensibles sólo sobre alguna energía umbral en la región arriba de 0.2 MeV, y son utilizados como detectores de neutrones rápidos.

Las principales ventajas de los detectores pasivos son:

(1) No requieren electrónica en la exposición y los detectores pueden emplearse en ambientes hostiles y difíciles.

(2) Pueden usarse con fuentes pulsadas.

(3) La integración puede cubrir períodos cortos y largos (para los detectores por activación, el período de exposición es considerablemente menor, dependiendo de la vida media del radionúclido producido).

(4) Muchos detectores pasivos son baratos y pueden usarse para conocer un campo de radiación.

(5) Los detectores pasivos pueden ser muy pequeños, aunque su sensibilidad aumenta si el tamaño del detector usado es mayor.

(6) La discriminación con la radiación gamma es buena.

Algunas limitaciones y desventajas son:

(1) La sensibilidad usual es baja (ésto está relacionado con el tamaño de los detectores comunmente usados y no es una limitación inherente, si el núclido

inducido emite radiación gamma).

(2) La respuesta a la energía está determinada por la sección eficaz de la reacción y no puede adaptarse a una curva de dosis o dosis equivalente.

El mayor campo de uso de los detectores pasivos en la protección radiológica es: en los dosímetros personales e instalaciones como dosímetros críticos, en monitoreo por máquinas de pulsos así como en aceleradores de alta energía, en experimentos de fusión nuclear, y en experimentos de calibración en flujos estándares de neutrones. Finalmente un conjunto de detectores pasivos son usados para la espectrometría de neutrones en el núcleo o en el blindaje del reactor; o en radioterapia

Una lista de detectores de neutrones tipo umbral es mostrada en la Tabla I

### INDIO

El indio es usado como dosímetro crítico por dos razones: la actividad del  $^{116m1}\text{In}$  inducida predominantemente por neutrones térmicos tiene una vida media de 54 minutos, y los rayos gamma que emite permiten su uso para una inmediata identificación de algunas exposiciones personales. La actividad del  $^{115m}\text{In}$  es de una reacción umbral (con energía umbral 1.5 MeV) con una vida media de 4.5 h, y es usado conjuntamente con azufre activado para obtener un valor de dosis de neutrones rápidos, cuando un dosímetro crítico es usado como parte de un sistema de detección umbral.

TABLE I

DETECTORES DE NEUTRONES UMBRALES

REACCIONES	VIDA MEDIA DEL PRODUCTO	ENERGIA DEL RAYO- $\gamma$ (MeV)	ENERGIA DE RESONANCIA (MeV)
$^7\text{Li}(n, \alpha n')$ $^3\text{H}$	12.3 a	0.019( $\beta$ )	3.8
$^{12}\text{C}(n, 2n)$ $^{11}\text{C}$	20.3 min	0.51	20
$^{12}\text{C}(n, \text{spall})$ $^7\text{Be}$	53.6 d	0.48	30
$^{19}\text{F}(n, 2n)$ $^{18}\text{F}$	109.7 min	0.51	13.1
$^{24}\text{Mg}(n, p)$ $^{24}\text{Na}$	15.0 h	1.37, 2.75	7.5
$^{27}\text{Al}(n, p)$ $^{27}\text{Mg}$	9.5 min	0.84, 1.01	3.8
$^{27}\text{Al}(n, \alpha)$ $^{24}\text{Na}$	15.0 h	1.37, 2.75	4.9
$^{27}\text{Al}(n, \text{spall})$ $^{22}\text{Na}$	2.62 a	0.51, 1.28	25
$^{32}\text{S}(n, p)$ $^{32}\text{P}$	14.3 d	1.71( $\beta$ )	3.3
$^{46}\text{Ti}(n, p)$ $^{46}\text{Sc}$	83.9 d	0.89, 1.12	2.9
$^{47}\text{Ti}(n, p)$ $^{47}\text{Sc}$	3.43 d	0.16	2.4
$^{48}\text{Ti}(n, p)$ $^{48}\text{Sc}$	1.83 d	0.98, 1.13	7.1
$^{50}\text{Cr}(n, 2n)$ $^{49}\text{Cr}$	41.9 min	0.15	13.5
$^{52}\text{Cr}(n, 2n)$ $^{51}\text{Cr}$	27.7 d	0.32	12.4
$^{54}\text{Fe}(n, p)$ $^{54}\text{Mn}$	303 d	0.84	2.2
$^{56}\text{Fe}(n, 2n)$ $^{55}\text{Fe}$	8.53 min	0.38	13.9
$^{56}\text{Fe}(n, p)$ $^{56}\text{Mn}$	2.58 h	0.85	5.0
$^{58}\text{Ni}(n, p)$ $^{58}\text{Co}$	71.3 d	0.51, 0.81	1.3
$^{58}\text{Ni}(n, 2n)$ $^{57}\text{Ni}$	36.0 h	0.51, 1.37	12.6
$^{59}\text{Co}(n, \alpha)$ $^{56}\text{Mn}$	2.58 h	0.85	5.2
$^{59}\text{Co}(n, 2n)$ $^{58}\text{Co}$	71.3 d	0.51, 0.81	10.3
$^{63}\text{Cu}(n, 2n)$ $^{62}\text{Cu}$	9.76 min	0.51, 1.17	11.3
$^{64}\text{Zn}(n, p)$ $^{64}\text{Cu}$	12.8 h	0.51, 1.35	2.0
$^{65}\text{Cu}(n, p)$ $^{65}\text{Ni}$	2.56 h	1.12	3.2
$^{65}\text{Cu}(n, 2n)$ $^{64}\text{Cu}$	12.7 h	1.35, 0.51, 1.35	10.3
$^{90}\text{Zr}(n, 2n)$ $^{89}\text{Zr}^{m}$	78 h	0.91	12
$^{93}\text{Nb}(n, n')$ $^{93m}\text{Nb}$	13.6 a	0.019, 0.017	0.03
$^{93}\text{Nb}(n, 2n)$ $^{92m}\text{Nb}$	10.2 d	0.93	9
$^{103}\text{Rh}(n, n')$ $^{103m}\text{Rh}$	56.1 min	0.02	0.6
$^{115}\text{In}(n, n')$ $^{115m}\text{In}$	4.5 h	0.34	1.5
$^{127}\text{I}(n, 2n)$ $^{126}\text{I}$	12.8 d	0.39, 0.67	9.3
$^{197}\text{Au}(n, 2n)$ $^{196}\text{Au}$	6.2 d	0.36	8.6
$^{197}\text{Au}(n, 4n)$ $^{194}\text{Au}$	39.5 h	0.33	24
$^{197}\text{Au}(n, \text{spall})$ $^{149}\text{Tb}$	4.1 h	0.17	600
$^{199}\text{Hg}(n, n')$ $^{199a}\text{Hg}$	42.6 min	0.16, 0.37	0.53
$^{209}\text{Hg}(n, \text{spall})$ $^{149}\text{Tb}$	4.1 h	0.17	600
$^{209}\text{Bi}(n, f)$	-	-	50
$^{231}\text{Pa}(n, f)$	-	-	1.0
$^{232}\text{Th}(n, f)$	-	-	1.6
$^{236}\text{U}(n, f)$	-	-	1.0
$^{237}\text{Np}(n, f)$	-	-	0.75
$^{238}\text{U}(n, f)$	-	-	1.5

(5)

Después de exponerse el Indio a un pulso crítico, la

actividad inicial del  $^{116m}\text{In}$  es mucho mayor que la actividad del  $^{115m}\text{In}$ , pero decae más rápido y se aconseja dejar decaer unas cuantas horas para poder contar la actividad del  $^{115m}\text{In}$ . La actividad del  $^{115m}\text{In}$  (335 KeV rayos gamma, ~ 50% abundancia) se mide usando un detector de Ge(Li). (5)

#### RODIO

El uso de la reacción  $^{103}\text{Rh}(n,n')^{103m}\text{Rh}$  como dosímetro crítico, se debe a sus características; el umbral y la dependencia de la energía son similares a aquellas de fisión del  $^{237}\text{Np}$ , pero estos dosímetros sólo se usan en instalaciones y no como dosímetros personales, debido al alto potencial de contaminación y su alto costo. El  $^{103m}\text{Rh}$  tiene una vida media de ~57 min y decae enteramente por conversión interna emitiendo Rayos-X L de 2.5 KeV y K de 20 KeV. La actividad de la placa se determina a partir de los Rayos-X de 20 KeV, cuyo rendimiento es de: 0.0703 Rayos-X por desintegración. Es necesario dejar un pequeño tiempo de "enfriamiento" para que los núclidos inducidos por neutrones térmicos  $^{104}\text{Rh}$  (vida media de 42 s) y  $^{104m}\text{Rh}$  (vida media de 4.4 min) decaigan. Con una lámina de 1.5 cm x 1.1 cm, de espesor 0.05 mm y un tiempo de "enfriamiento" de 2 h, pueden detectarse dosis por lo menos de 2 mGy (200 mrad). Es necesario determinar la autoabsorción de los Rayos-X en las láminas de Rodio, y el ángulo sólido comprendido por el detector en las láminas y la absorción de los Rayos-X en la ventana del detector. (5)

## 6. DOSIMETRIA DE NEUTRONES

### 6.1 UNIDADES Y CANTIDADES PARA LA DOSIMETRIA NEUTRONICA EN PROTECCION RADIOLOGICA

Una completa comprensión de los efectos biológicos de la radiación, especialmente de neutrones, es extremadamente difícil por la complejidad de la respuesta biológica. En un sistema tan complejo como el cuerpo humano, la radiación induce transiciones en los niveles moleculares, que pueden conducir a una gran variedad de caminos, y cambios en la compleja bioquímica del cuerpo, así que los diferentes detrimentos biológicos o muerte de la célula pueden ocurrir con diferentes probabilidades. El problema de seleccionar una sola cantidad que sea característica del campo de neutrones y pueda caracterizar a infinidad de efectos biológicos es muy difícil y quizás no solucionable. Una indicación de este problema está dado por el hecho de que una cantidad (la dosis equivalente) es usada en protección radiológica para exposiciones de bajo nivel crónico donde la carcinogénesis es el punto final, otras cantidades (la dosis máxima absorbida) es usada para niveles altos como las exposiciones accidentales donde la muerte es el punto final.

En la evolución de la protección radiológica, muchas cantidades han sido utilizadas en el campo de los neutrones: como el kerma ( $k$ ), la dosis absorbida ( $D$ ) y la dosis

equivalente (H). (4)

La dosis absorbida D es la energía promedio impartida por unidad de masa del medio (tejido) (4). El *kerma*, o energía cinética liberada en el material, es una unidad designada para facilitar el cálculo de la dosis absorbida debido a los neutrones (5). El *kerma* está definido en términos de la energía cinética liberada indirectamente por la absorción de la radiación ionizante. La dosis absorbida y el *kerma* difieren sólo por la cantidad de energía perdida en la vecindad de los eventos primarios por la producción del *bremsstrahlung* (6). La relación entre la dosis absorbida y los efectos biológicos es a través de factores adimensionales en la dosis equivalente (H):

$$H=DQN$$

donde Q es el factor de calidad que toma en cuenta la efectividad de los diferentes tipos de la radiación, Q se definió en términos de la distribución espacial microscópica de la energía absorbida (LET). N es el producto de algunos otros factores modificativos, se toma generalmente como 1.

En 1975 la "General Conference of Weights and Measures" (CGPM), designa el nombre de *gray* simbolizado por Gy y que es igual a un joule por kilogramo. El Gray puede usarse para expresar cuatro cantidades: la dosis absorbida, la energía específica impartida, el *kerma* y la dosis absorbida index. En 1979 la CGPM adopta el nombre de *sievert* (Sv) como unidad de la dosis equivalente en el campo de la protección radiológica. El Sv es igual a un joule por kilogramo.

En general, los reglamentos de la protección radiológica se basan en la Publicación 26 del ICRP (International Commission on Radiological Units and Measurements), que establece los límites de exposición de radiación de los individuos en términos de la dosis equivalente a tejido Hr, la dosis equivalente efectiva He, y la dosis equivalente a cuerpo entero Hwb. Como no pueden medirse directamente en la práctica es necesario definir cantidades adicionales que puedan usarse en las determinaciones prácticas, las cuales se clasifican como "cantidades operacionales" de las cuales derivan los límites aplicados (10).

La dosis equivalente (H) usada en dosimetría neutrónica con propósitos de protección radiológica se basa comúnmente en factores de conversión "fluencia-dosis equivalente" dado por el ICRP. Estos factores de conversión para evaluar H se han establecido principalmente en cálculos por el Método de Monte Carlo. En esencia, estos cálculos simulan el comportamiento del neutrón en un modelo de cuerpo humano y determinan la distribución espacial de la dosis absorbida D y la dosis equivalente H para neutrones monoenergéticos incidentes normalmente (a la superficie) de un lado del cuerpo. Por razones de facilidad, el valor máximo (de neutrones y rayos gamma dispersados en el cuerpo) de H por unidad de fluencia incidente fue seleccionado como factor de conversión para la protección radiológica. Los factores de conversión fluencia de neutrones-dosis equivalente para

energías discretas son básicas para la dosimetría de neutrones, porque las medidas usualmente dan cantidades relacionadas a la fluencia de neutrones y así los factores de conversión son necesarios para evaluar H.

Hay varios problemas con los factores de conversión usados en conexión con la evaluación de H. Uno es que los factores dependen de un modelo particular del cuerpo, ciertos resultados para factores de conversión han sido publicados para una variedad de modelos incluyendo finitas porciones, cilindros circulares y elípticos. Así, el cómputo de la dosis equivalente para una situación particular varía dependiendo del conjunto particular de factores de conversión usados (4). En el monitoreo individual, la persona contribuye con radiación secundaria en la lectura del monitor. La pronunciada dependencia de la energía con la dosis equivalente a la respuesta de un monitor real requiere que se calibren en un campo de neutrones cuya distribución espectral sea aproximada a las condiciones de exposición. Esta calibración se lleva a cabo en un fantasma antropomórfico para simular la contribución secundaria a la radiación. Esta contribución dependerá del tamaño y forma del fantasma escogido, pero será algo diferente, cuando el monitor se exponga a la persona real. Consecuentemente, ningún monitor existente permite medir la dosis equivalente individual como se definió anteriormente. Por lo tanto, el procedimiento seguido en la práctica es ligeramente diferente: el monitor es calibrado en un fantasma

("estandar") sobre unas condiciones de irradiación estandarizadas usando un factor apropiado de conversión de fluencia de neutrones-dosis equivalente. Otro método usa varios monitores personales simultáneamente; este método puede ser especialmente útil para la evaluación de la dosis absorbida en varios tejidos después de una exposición accidental. (4)

## 6.2 DOSIMETRIA EN ACCIDENTES NUCLEARES

Aunque existen controles físicos y administrativos para prevenir un accidente crítico, la posibilidad de que ocurra siempre está latente, por lo tanto es importante contar con las instalaciones y métodos que permitan una rápida evaluación de la dosis que el personal recibió durante el accidente crítico. Esta evaluación puede utilizarse como una guía para que los servicios médicos determinen un tratamiento adecuado; además de ser útil para obtener una buena relación de empleados y para reasegurarse que el personal que aparentemente recibió una dosis baja de exposición es cierta.

Técnicas especiales se usan en la dosimetría de accidentes nucleares para medir la dosis de neutrones, puesto que las altas dosis (0.25 a 20 Gy) se miden a partir de la dosis absorbida a diferencia de las dosis medidas en determinaciones radiológicas normales (20).

### REQUERIMIENTOS DE UN SISTEMA DOSIMETRICO

Los requerimientos para una sistema dosimétrico para accidentes nucleares se sintetiza en los siguientes puntos:

1. Indicadores de exposición para una rápida identificación de la exposición personal.

2. Dosímetros que suministren una evaluación de dosis de valores máximos de absorción de neutrones y de rayos gamma totales de la dosis absorbida en la superficie del personal. Esto implica que la calidad espectral del campo de neutrones deberá determinarse utilizando detectores de neutrones que respondan a energías térmicas, intermedias y rápidas. También los sistemas deberán ser capaces de dar la orientación de cada persona durante el período de exposición, y deberán suministrar medios para estimar la exposición de personal que carezca de dosímetro. (20)

Un dosímetro para accidentes nucleares que determine la dosis recibida en el cuerpo debido a neutrones y rayos gamma debe considerar primero la dosis recibida al cuerpo y segundo el estudio de las características del campo de radiación.

Dosis recibida al cuerpo por neutrones y rayos gamma

Las irrupciones críticas involucran una aguda exposición a la radiación por lo que el concepto de dosis equivalente no es válido, esto implica que los valores de riesgo y factores de calidad no son aplicables. La dosis equivalente puede utilizarse para niveles bajos (crónicos) de exposiciones. Para dosimetría crítica, la cantidad

nominal requiere de la dosis máxima absorbida en el cuerpo causada por neutrones y rayos gamma. En el caso de los neutrones el máximo ocurre cerca de la superficie del cuerpo, por tanto puede tomarse como el máximo de la dosis absorbida en la superficie. Aun cuando en los accidentes nucleares la dosimetría se basa en la dosis absorbida, en algunos casos se interpreta en kermas de tejido en aire, teniendo los detectores una respuesta similar a la energía en términos de kerma o de dosis absorbida superficial.

Características del campo de radiación crítica

Las magnitudes relativas de los diferentes componentes de la dosis recibida en una exposición accidental, varían marcadamente con el tipo de ensamble crítico. Las características del espectro de neutrones depende del tipo de moderador y de la naturaleza y espesor del blindaje adicional. La variación del espectro de neutrones se debe a: (1) La energía promedio del componente rápido del espectro de neutrones, es el que contribuye principalmente a la dosis de neutrones, y varía con el tipo de ensamble crítico, y (2) la dosis absorbida en la superficie por unidad de fluencia depende también del tipo de ensamble.

El campo de radiación asociado con el accidente crítico difiere de aquellos encontrados normalmente en protección radiológica y tiene una intensidad extremadamente alta. Las razones de dosis son mayores de  $10^5$  Gy/s. En la dosimetría de accidentes nucleares los valores de dosis están en el rango de los 250 mGy hasta 10 Gy; sin embargo se deberán

medir intervalos de dosis mayores cuando la irradiación no es uniforme. (20)

#### TECNICAS DE MEDIDAS DE DOSIS

La determinación de la dosis neutrónica recibida por las personas expuestas en un accidente de criticidad exige en general conocer el espectro de energía de los neutrones incidentes en el cuerpo. Este espectro puede revestir distintas formas, según las características del conjunto crítico y el medio en que se produzca el accidente. Conociendo la forma del espectro, la lectura de un solo detector basta para calcular la dosis de neutrones, cuenta habida de la respuesta del instrumento. El detector puede ser, por ejemplo, un detector de umbral de tipo de activación, un dosímetro químico o un dosímetro de estado sólido. Puede basarse en la moderación de los neutrones, como los instrumentos en que se utilizan métodos por albedo (Termoluminiscencia: LiF), o en la activación del sodio presente en el cuerpo a fin de determinar las partes expuestas a una dosis máxima o la dosis recibida por los diferentes órganos críticos. (23)

En el intenso campo de radiación de un conjunto crítico, suele ser imposible medir el espectro neutrónico con detectores "activos" tales como los contadores proporcionales o los centelleadores, debido a la saturación del detector (23). El método más común es el de láminas de un elemento con una gran sección eficaz.

## 7. ACTIVIDADES HUMANAS EXPUESTAS A NEUTRONES

Los neutrones están involucrados en varias áreas de las actividades humanas, algunas veces son usados como herramientas útiles y en otras ocasiones como productos no deseados de algunas actividades. A continuación se desglosan algunas de las principales situaciones en las cuales pueden surgir neutrones. (7)

### 7.1 EXPOSICIONES EN TECNOLOGÍA

#### GENERACION DE ENERGIA NUCLEAR

Existen tres fuentes potencialmente significativas: (a) los reactores nucleares donde se producen neutrones por fisión; estos neutrones pueden escapar por penetración del blindaje biológico, en particular en los reactores nucleares que utilizan gas de enfriamiento, los ductos constituyen canales a través de los cuales los neutrones pueden escapar del núcleo del reactor y penetrar el blindaje biológico. En los reactores que utilizan agua de enfriamiento no se espera que los neutrones escapen al ambiente de trabajo, pero no siempre es el caso, ya que ciertas rutas imprevistas de escape son posibles en situaciones de accidente, y así la corriente de neutrones puede causar dosis importantes en áreas adyacentes.

Medidas del espectro de neutrones y las razones de dosis equivalentes alrededor del gas de enfriamiento y agua de enfriamiento en los reactores, permiten concluir, que pueden ocurrir significativas razones de dosis, y pueden ser diez veces más grandes que las razones de dosis, de rayos

gamma.

(b) Los neutrones pueden producirse en las operaciones del sistema del reactor por núclidos de vida media corta, los cuales a su vez provienen de núclidos con decaimiento rápido. El más importante ejemplo es el  $^{17}\text{N}$  el cual es producido por la reacción  $^{17}\text{O}(n,p)^{17}\text{N}$ . El  $^{17}\text{N}$  decae por emisión beta que tiene una vida media de alrededor de cuatro segundos decayendo a  $^{17}\text{O}$ , que a su vez decae en unos cuantos décimos de picosegundo al estado base de  $^{16}\text{O}$  por la emisión de neutrones. Esta reacción ocurre en el medio de enfriamiento de los reactores nucleares, así el  $^{17}\text{O}$  ocurre en 0.037% del oxígeno normal presente en el agua y el dióxido de carbono. La vida media del  $^{17}\text{N}$  es bastante larga para que la emisión de neutrones ocurra en algunos reactores, cuando el medio de enfriamiento ha dejado la región del núcleo y el campo de neutrones puede resultar en áreas adyacentes.

Otros núclidos de vida corta emisores de neutrones son producidos como productos de fisión; los más conocidos son el  $^{87}\text{Br}$ ,  $^{137}\text{I}$ , y el  $^{89}\text{Br}$ . Sus vidas medias respectivas son 55, 22 y 4.5 s y emiten neutrones con energías de 0.3, 0.6 y 0.5 MeV. Estos neutrones pueden ser producidos solamente en el exterior del blindaje biológico en el caso de los reactores homogéneos acuosos.

(c) La tercera fuente de neutrones en el contexto de la protección radiológica es la fisión espontánea en el combustible del reactor nuclear. Este combustible tiene que

tomarse del reactor y almacenarse, transportarse y reprocesarse. En todas las etapas la emisión de neutrones debe de tomarse en cuenta. Los núclidos emisores de neutrones en el quemado son  $^{242}\text{Cm}$  y  $^{244}\text{Cm}$  cuyas vidas medias son 163 d y 17.6 a respectivamente.

Los neutrones también pueden crearse en el combustible nuclear cuando las partículas alfa de los elementos transuránidos interaccionan con los elementos ligeros. El campo de neutrones es sólo significativo cuando hay una íntima mezcla o compuesto del transuránido y un elemento ligero, pues el rango de las partículas alfa es de sólo  $10^{-3}$  mm.

En conclusión las diferentes fuentes de neutrones dentro de un reactor nuclear, muestran que en la práctica, pueden producirse significativas razones de dosis, aunque las precauciones rutinarias reducen la dosis personal a niveles dentro de los límites recomendados; sin embargo algunas fuentes se vuelven de interés cuando la economía del combustible se mejora. (7)

#### ANÁLISIS POR ACTIVACION POR NEUTRONES

En esta técnica la muestra es irradiada con neutrones y los elementos presentes en la muestra producen rayos gamma característicos que pueden detectarse e identificar con un espectrómetro gamma. La fuente de neutrones puede ser un reactor nuclear, una fuente portátil como un generador de 14 MeV D-T o una fuente de  $^{252}\text{Cf}$ . La técnica ha sido usada en un amplio rango de elementos con límites de detección tan

bajos como  $10^{-12}$ g; se ha aplicado en ciencias forenses agricultura, arqueología, biología, exploración de petróleo y minerales, análisis de impurezas en carbón y otras formaciones geológicas y en materias del medio ambiente. (7)

#### EVALUACION DE LA HUMEDAD Y CONTENIDO DE ACEITE EN ROCAS SUELOS Y CARBON

El hecho de que los neutrones son efectivamente moderados por materiales que contienen hidrógeno ha sido utilizado en técnicas de evaluación de pequeños cambios en la constitución orgánica de una masa media. Esta aproximación se aplica en por lo menos tres situaciones: en confirmar la presencia de petróleo en formaciones rocosas y en evaluar el agua o contenido de cenizas del suelo o el carbón. El sistema de detección consiste típicamente de una fuente de neutrones de Am/Be junto a un detector de neutrones térmicos como por ejemplo un contador proporcional de trifluoruro de boro. La señal del contador es una medida del contenido de hidrógeno del medio circundante. Estos son indicadores en agricultura, la industria de la construcción y en la industria química. (7)

#### RADIOGRAFIA NEUTRONICA

Los neutrones son fácilmente dispersados por el hidrógeno, esto lleva a una amplia aplicación de neutrones en la radiografía por especímenes que contienen material hidrogenado, junto a metales que los capturan y emiten rayos gamma. La fuente es un haz de neutrones de una columna terminal de un reactor. El detector es típicamente una gran

área de activación; una lámina o una película fotográfica usada en conjunción con una pantalla sensible. La técnica es útil para especímenes radiactivos por radiografía como los elementos del combustible del reactor. También es usada como técnica para estudiar la distribución de los materiales orgánicos dentro de un objeto, como el petróleo en una operación de ingeniería o municiones explosivas. Existen otras aplicaciones especiales en el campo de la arqueología, hidrodinámica y geotecnología. (7)

#### 4.1 EXPOSICIONES EN LA CIENCIA

##### ESTUDIO DE LA ESTRUCTURA CRISTALINA Y MOLECULAR

Los neutrones encuentran una gran aplicación en un amplio intervalo de técnicas que están relacionadas en el estudio de la dispersión de neutrones. Se encuentran aplicaciones en el campo de la física de materia condensada, física molecular, ciencia de los materiales, ciencia de los polímeros y biología.

##### ESTUDIO DE FUSION

El interés potencial de fusión como una fuente de energía produce estudios de plasmas de altas temperaturas dentro de los cuales dos núcleos ligeros pueden chocar y fusionarse. Los dos principales sistemas para producir plasmas se basan en un láser de alta energía y un contenedor magnético combinado con calor óhmico. Hay poca información respecto a la protección de radiación de neutrones de sistemas de fusión, pero parece que las dosis son importantes en la vecindad de las penetraciones en el

blindaje. (7)

## OTRAS AREAS DE LA CIENCIA

Existen otras instalaciones donde se producen neutrones como son : aceleradores lineales de electrones usados en conjunto con instalaciones de tiempos de vuelo, aceleradores Van de Graaff y reactores de investigación. Los neutrones de estas fuentes son usados en estudios de física nuclear básica, radiobiología, análisis por activación *in vivo* y tecnología de materiales. (7)

### 7.3 EXPOSICIONES EN LA MEDICINA

Los neutrones también pueden contaminar haces de protones y electrones de altas energías usados en radioterapia; estos neutrones son producidos en procesos de fotodesintegración ocurridos principalmente en el blanco y colimador del acelerador. Estimaciones de las razones de dosis equivalentes de neutrones ocurridas en el paciente están en el intervalo de 1-5 mSv por Gy de tratamiento. Así, para un tratamiento típico la dosis de Gy de los protones o electrones, el paciente recibe una dosis equivalente de neutrones en el rango de 60-300 mSv en el haz principal. Las dosis no son pequeñas pero son generalmente consideradas como aceptables en las circunstancias.

El análisis por activación con neutrones *in vivo* también encuentra aplicación en la ciencia médica, por ejemplo, la determinación de bajos niveles de selenio y muchos otros elementos como el calcio, sodio, cloro, nitrógeno, etc. (7)

## II. TRABAJO EXPERIMENTAL

### 1. INTRODUCCION

En este trabajo se describe el uso de la reacción  $^{103}\text{Rh}(n,n')^{103\text{m}}\text{Rh}$  como dosímetro crítico personal, que posee características especiales que permiten se considere como una buena opción en la dosimetría para neutrones rápidos; su baja energía umbral de 40 KeV de energía del neutrón, su sección eficaz casi independiente de la energía, su respuesta semejante a la dosis absorbida por tejidos en espectros de fisión, son algunas de las causas por las cuales se considera importante el estudio de esta reacción.

La descripción sistemática del desarrollo del trabajo experimental contempla a grandes rasgos: la activación de las láminas de Rh e In, y su cuantificación mediante un Espectrómetro de Rayos-X; a continuación se describe cada una de las etapas involucradas en el desarrollo de la investigación.

Todos los resultados experimentales se presentan en el siguiente capítulo.

### 2. EQUIPO

FUENTE:  $^{241}\text{Am-Be}(\alpha,n)$  de 5 Ci (185 GBq) de actividad, vida media de 432 años y una energía promedio de neutrones de 4.16 MeV (11), emisión  $1.1 \times 10^7$  n/segundo, razón de dosis de neutrones equivalente constante:  $7.2 \times 10^{-16} \text{ Sv h}^{-1} \text{ Bq}^{-1} \text{ m}^2$ , razón de dosis de fotones constantes:  $7 \times 10^{-16} \text{ Sv h}^{-1} \text{ Bq}^{-1} \text{ m}^2$ ,

factor de conversión dosis equivalente-fluencia:  
 $3.18 \times 10^{-14} \text{Svm}^2$  (22), cuyas características físicas se  
muestran en la Figura 3. (12)

**FUENTE:** Am-241 con una energía de emisión de Rayos-X  
de: 13.95, 17.73 y 59.57 KeV, vida media de 432 años y 5  $\mu\text{Ci}$   
de actividad (14).

**ESPECTROMETRO DE RAYOS-X:** Consta de un detector de  
Germanio Hiperpuro de alta resolución (180 eV en el pico de  
 $\text{Fe}^{55}$  {5.9 KeV}), con un preamplificador acoplado, más la  
electrónica asociada, conectado a una computadora PC (Gamma  
88) acoplado a una tarjeta convertidora a multicanal de 8000  
canales "The Nucleus". (13) Fig 5 (14)

**LAMINAS DE RODIO E INDIO:** Sus características se  
tabulan a continuación:

ELEMENTO	RODIO	INDIO
SIMBOLO	Rh	In
PESO ATOMICO	102.91	114.82
NUMERO ATOMICO	45	49
ISOTOPO ESTABLE	103	113,115
DENSIDAD (g/cm <sup>3</sup> )	12.414	7.29
NUMERO DE LAMINAS	4	3
FORMA DE LAMINAS	CUADRADA	CIRCULAR
PESO PROMEDIO (g)	0.4903	1.11708
DIMENSIONES (cm)	2.5 POR LADO	2.5 $\varnothing$
ESPESOR (cm)	0.2523	0.3415
ESPESOR MASICO (mg/cm <sup>2</sup> )	78.3043	228.6932
COEF. ATENUACION (cm <sup>2</sup> /g) (34)	0.005853	0.005245

MONITOR DE NEUTRONES : Process Control Division

NP-2(V6). Ideal Precision Meter Co. Inc. Model R-330.

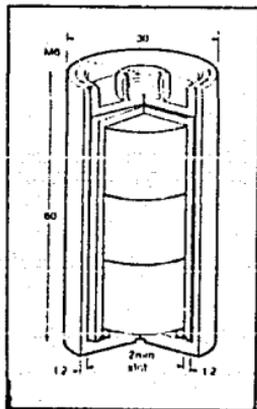


FIG.3 Fuente de <sup>241</sup>Am-Be( $\alpha$ ,n)

## 2.1 ARREGLO EXPERIMENTAL FUENTE-PLACAS

El esquema de la Fig.4 muestra en general el arreglo que se utilizó en la activación de las placas (Rh e In) por la fuente de neutrones de Am/Be. La base es de madera y cuenta con una cavidad que permite a la fuente quedar inmóvil durante todo el experimento, evitando de esta forma variaciones indeseables que perturbarían en gran medida el control del experimento, su diámetro es aproximadamente el de la fuente y su altura no rebasa los 5 mm, además de situarse exactamente a un extremo del largo y a la mitad del ancho de la base. Las placas que serán activadas se colocan en las ranuras perfectamente delimitadas a la mitad de la base, dichas ranuras están a una distancia de 2 cm entre sí y a 1.5 cm de la fuente de neutrones de Am/Be, además de tener un ancho de aproximadamente 2.6 cm, siendo un poco mayor al diámetro o lado de las placas de In y Rh ( $\approx 2.5$  cm), de tal forma que una vez colocando las placas éstas no cambien su posición, pero a la vez que puedan manipularse fácil y rápidamente. La base se trató de situar en una zona en donde el personal que labora normalmente en el Laboratorio de Química Nuclear de la Facultad de Química, así como el público en general no tuviera contacto directo o excesivo con la fuente de neutrones, esto por supuesto limita en ciertos aspectos experimentales la optimización de nuestro arreglo fuente-placas; sin embargo la prioridad de cualquier trabajo, tanto experimental como de cualquier

ARREGLO FUENTE-PLACAS

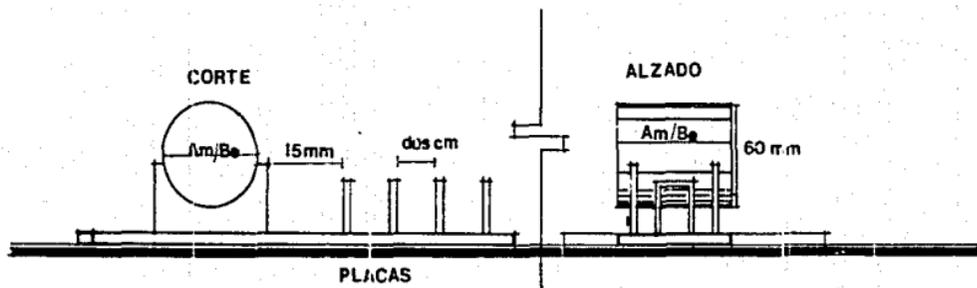
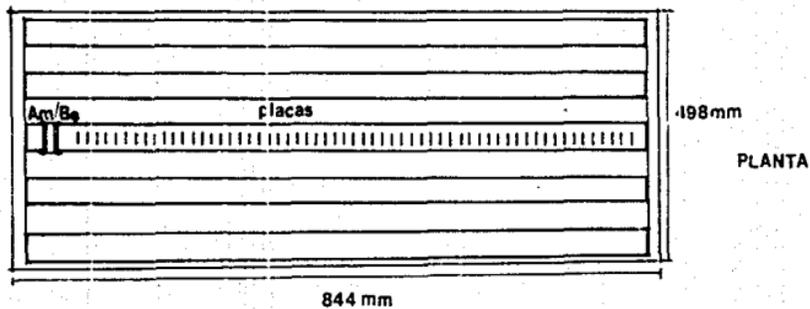


FIG 4

otro tipo, es mantener el ambiente de trabajo lo suficientemente seguro para todo el personal que esté involucrado.

Por tal motivo el desarrollo experimental se trató de llevar lo más rápido posible, para evitar irradiaciones innecesarias tanto para los que estábamos directamente involucrados, como aquellos que pudieran recibir irradiación directa o indirecta por la ubicación de la fuente.

## 2.2 ESPECTROMETRO DE RAYOS-X

Los componentes del Espectrómetro de Rayos-X se muestran en la Fig.5, y se utiliza en la cuantificación de los Rayos-X emitidos por el Rh-103m (Rayos-X K de 20 KeV (16,17)) y el In-115m ( $\approx 25$  KeV); estos isótopos se forman al irradiarse láminas de Rh e In con el flujo de neutrones de la fuente Am/Be. Para que pueda utilizarse correctamente el Espectrómetro se le debe calibrar a partir de una fuente estandar, que en este caso es de Am-241 de 5  $\mu$ Ci con una energía de emisión de 13.25, 17.73 y 59.57 KeV (14).

El procedimiento de calibración consiste en identificar el número de canal que corresponde a cada fotopico y relacionar este número con su energía correspondiente. La relación número de canal-energía es lineal, y en el multicanal "The Nucleus" se efectúa automáticamente, de esta manera queda debidamente calibrado.

El espectro de Am-241 se obtuvo en 2 horas, cuyas

ESPECTROMETRO DE RAYOS-X

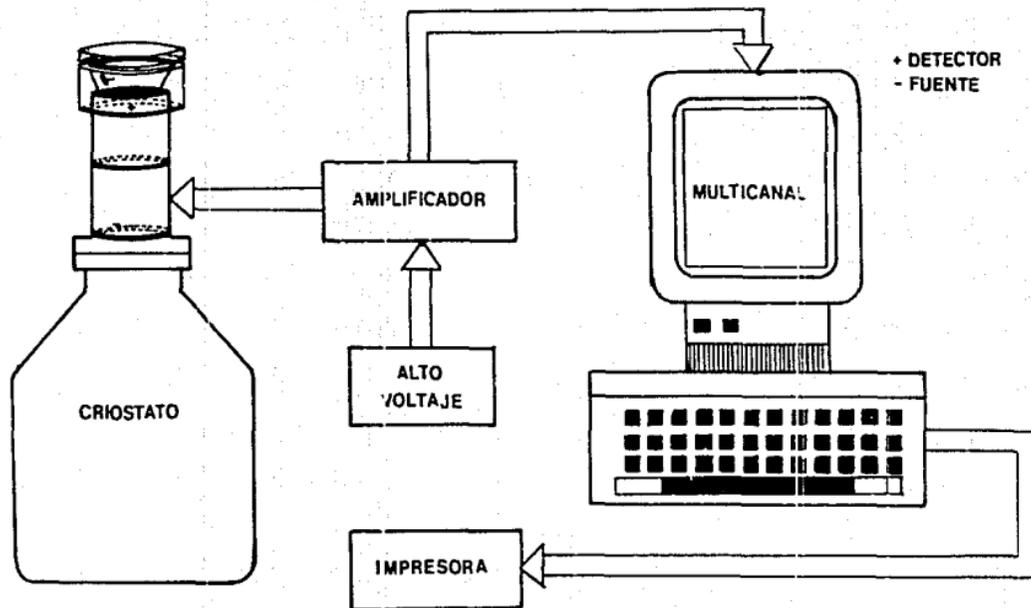


FIG. 5

energías más importantes son las siguientes: 13.95, 17.74 y 59.9 KeV, el espectro se muestra en la Fig. 6. (Ver Cap.III)

La geometría detector-placa se mantuvo constante en todas las cuantificaciones, de tal forma que la geometría puede considerarse fija.

### 3. DETERMINACION DE VIDAS MEDIAS

Cuando se irradian las placas de Rh e In con neutrones rápidos, es probable que ocurran varias reacciones nucleares, por tanto, para asegurarse de que la reacción que nos interesa se está llevando a cabo, se determinan las vidas medias de los isótopos resultantes de la irradiación de Rh-103 e In-115.

A una distancia de 1.5 cm entre la fuente y las placas se colocó primeramente el Rh; puesto que se espera se efectúe la reacción  $^{103}\text{Rh}(n,n')^{103\text{m}}\text{Rh}$ , la vida media del Rh-103m es de 56.1 minutos (5), el tiempo de irradiación para que se sature la lámina es aproximadamente de 6 vidas medias (Fig. 3), de esta forma se irradió el Rh-103 durante 8 horas en promedio. En el caso del In-115 cuya reacción se espera sea:  $^{115}\text{In}(n,n')^{115\text{m}}\text{In}$ , en donde la vida media de  $^{115\text{m}}\text{In}$  es de 4.5 horas (5), el tiempo de irradiación para que llegue a la saturación es de aproximadamente un día,

tiempo que se requirió para irradiar el In. La posición fuente-placa fué la misma que la utilizada en el caso del Rh.

Una vez que los tiempos de irradiación se cumplieron las láminas se condujeron hacia el Espectrómetro de Rayos-X para cuantificarse. En este caso se toman lecturas a partir del fin de la irradiación y a tiempos sucesivos hasta completar más de una vida media. De esta forma se comprueba que las reacciones que se desea cuantificar, se efectúan, y por tanto se puede continuar el procedimiento experimental.

Es importante mencionar, que al irradiarse inicialmente las láminas de ambos metales y tomar las lecturas correspondientes en el Espectrómetro de Rayos-X, no se obtuvo una respuesta adecuada, pues la activación producida no fue suficiente para poder cuantificar la radiación secundaria producida por el radioisótopo formado, debido a que las láminas son muy delgadas, por lo tanto, se recurrió a la unión de todas las placas, de tal forma que se tenía una lámina de In y una de Rh en lugar de contar con 4 láminas de Rh y 3 láminas de In, como se tenía planeado. Por esta razón cada evento efectuado se llevó a cabo repetidas veces (3 veces), con el fin de tener reproducibilidad, y una mayor precisión en las determinaciones experimentales. El contar con una sola lámina de ambos metales, provocó problemas al momento de irradiar las láminas, puesto que una vez irradiadas y cuantificadas las láminas se debía esperar por lo menos 6 vidas medias para nuevamente efectuar

cualquier irradiación; en el caso del Rh se dejó un tiempo de 8 horas y en el In de un día, de tal forma que se perdía el doble de tiempo el efectuar cualquier determinación, en relación al tiempo invertido si se hubiera continuado con el plan inicial.

#### 4. DETERMINACION DE LA SECCION EFICAZ

Para que se pueda determinar la dosis absorbida por las láminas de Rodio, una vez que han sido irradiadas por un flujo de neutrones, es indispensable conocer la sección eficaz del Rh exactamente.

La sección eficaz del rodio se determina indirectamente al relacionar las cuentas obtenidas en las placas de Rodio-103 e Indio-115; puesto que la sección eficaz del In-115 se conoce exactamente: 188 mb (15), entonces se puede inferir el valor de la sección eficaz del Rh, es decir el Indio juega el papel de material estandar, mediante el cual se puede determinar la sección eficaz (18).

Tanto las láminas de rodio como las de indio se irradiaron a una distancia de 1.5 cm de la fuente de neutrones de Am/Be durante 8 horas y 1 día respectivamente, una vez terminado el plazo de irradiación, se cuantificaron cada una de ellas en el Espectrómetro de Rayos-X durante 4750 segundos y se obtuvo el conteo neto respectivo. Este

procedimiento se efectuó en tres ocasiones con el fin de tener reproducibilidad y una mayor precisión en nuestras determinaciones.

## 5. ACTIVACION DE PLACAS DE RODIO

Una vez que se conoce exactamente el valor de la sección eficaz del Rh el siguiente paso es determinar el comportamiento del rodio en función de la distancia: fuente de neutrones-placas de rodio.

Las láminas de rodio se colocaron a diferentes distancias de la fuente (1.5, 3.5, 5.5, 7.5, 9.5, 11.5, 13.5, 15.5, 17.5, 19.5, y 21.5 cm) por un período de 8 horas aproximadamente (saturación del Rh), cuantificándose la activación de las láminas en el Espectrómetro de Rayos-X perfectamente calibrado durante 4750 segundos (Ver resultados experimentales).

Como se comentó anteriormente, puesto que se contaba con una sola lámina para las determinaciones, ésta misma se dejaba decaer durante 8 horas y nuevamente se irradiaba con neutrones a la distancia respectiva.

La conversión de cuentas netas a dosis equivalente o absorbida se desglosa detalladamente en el próximo capítulo.

### 5.1 DETERMINACION DE DOSIS POR UN MONITOR DE NEUTRONES

Como una medida de comparación entre los resultados obtenidos a partir de las láminas de rodio, se determinó la dosis igualmente mediante un monitor de neutrones cuyas características ya han sido descritas; tomándose lecturas a partir de diferentes distancias a la fuente (5, 10, 15, 20, 30, 40, y 50 cm). Puesto que se contaba con dos monitores, cada una de las determinaciones se cuantificó tres veces en ambos monitores. (Ver resultados experimentales).

## 5.2 DOSIS ABSORBIDAS Y EQUIVALENTES

Mediante el uso de expresiones matemáticas, tablas, gráficas, etc. se calcularon tanto la dosis absorbida como la equivalente de la placa de Rh; más detalles al respecto aparecen en el siguiente capítulo, haciéndose posteriormente una comparación de los datos obtenidos por las placas de rodio y las determinadas con los monitores de neutrones.

### III. DISCUSION Y RESULTADOS EXPERIMENTALES

#### 1. ESPECTRO DE CALIBRACION DEL ESPECTROMETRO DE RAYOS-X

El espectro de calibración del Espectrómetro de Rayos-X utilizado para las cuantificaciones de los Rayos-X emitidos por las placas de rodio e indio se muestra en la Fig. 6, aquí se especifica la energía de cada fotopico utilizado para la calibración.

Este espectro se utilizó durante todo el experimento para calibrar el equipo cada vez que éste se encendía. Para comprobar que realmente la calibración en energía era correcta se utilizó una fuente radiactiva de Fe-56 (Rayos-X de 5.9 y 6.4 kev), así pues una vez que se verificaba la calibración del Espectrómetro se procedía al conteo respectivo. Si la calibración no estaba dentro de un intervalo de incertidumbre ( $\approx 1\%$ ) de la energía correspondiente, entonces se procedía a ajustar el equipo electrónicamente o en la mayoría de los casos únicamente se esperaba a que el sistema se estabilizara completamente (alrededor de 2 horas) y posteriormente se tomaban las lecturas requeridas.

El encendido y verificación del sistema de Rayos-X se tomaba unas 3 horas antes de cuantificar las placas, de tal forma que se tenía tiempo suficiente para controlar los parámetros que influyen de manera importante en el conteo, como lo es la geometría detector-placas, la calibración, el tiempo de conteo, el tiempo de irradiación, etc.

Acquire Start Time: 11:32:13 am Feb 27, 1991

Jun 11, 1991

5:14:38 pm

Acquire: Off

Mode: PHA

Timer: Live

Scale: 2K

Group: Full

ROI No: None

ROI: Or

Gain: 8192

Offset: 0

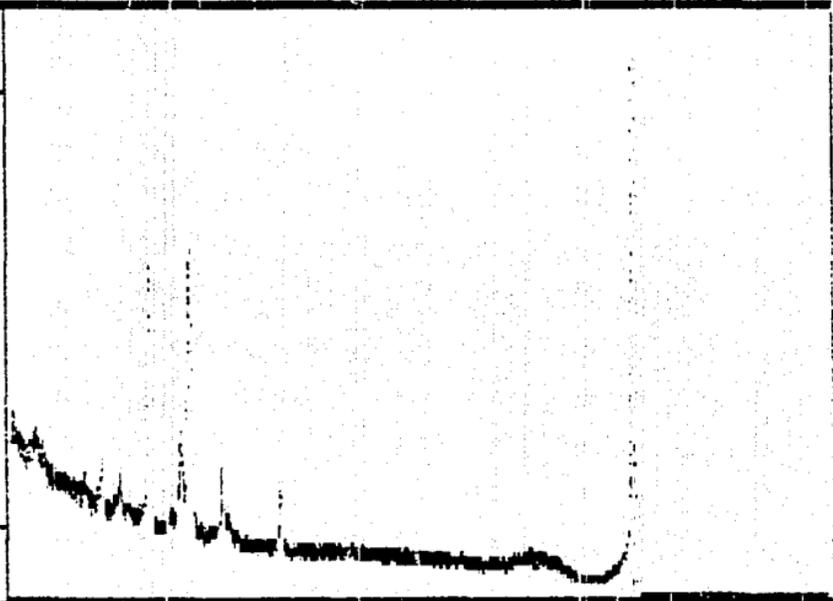
Acc: Acc

Display: 8192

Overlap: Off

Rel: 0.5%

Ctrl: R



Present: 00 Elapsed: 1619 Real: 1677 Dead: 0

**Fig.6 Espectro de Americio (Am-241)**

Filename: fahy1.sp

F1-Acquire F2-Enter F3-Preset F4-Display F5-List F6-Draw F7-Save Iso-Fit

## 2. VIDAS MEDIAS

Puesto que al activarse las placas pueden ocurrir diversas reacciones que no necesariamente son las deseadas, es importante tener un seguimiento del conteo de las placas a través del tiempo de tal forma que podamos averiguar el tipo o tipos de reacciones que se han llevado a cabo. Sin embargo se tiene que partir de información acerca de las posibles reacciones que pudieran ocurrir, de tal forma que se pueda discernir entre varias opciones y descartar aquellas que no son probables. Para el caso del Rh e In se tienen las siguientes alternativas para neutrones rápidos:

TABLA II  
REACCIONES CON NEUTRONES RAPIDOS PARA Rh E In

<u>ELEMENTO</u>	<u>SECCION</u> <u>67964Z</u>	<u>REACCION</u>	<u>VIDA MEDIA</u>
$^{103}\text{Rh}$ (100%)	918±46	$^{103}\text{Rh}(n, n')^{103m}\text{Rh}$	56 min
	522±45	$^{103}\text{Rh}(n, 2n)^{102m}\text{Rh}$	206 d
	435±35	$^{103}\text{Rh}(n, 2n)^{102}\text{Rh}$	2.9 a
	17±3	$^{103}\text{Rh}(n, p)^{103}\text{Ru}$	39.4 d
	11±2	$^{103}\text{Rh}(n, \alpha)^{100}\text{Tc}$	15.8 s
	—	$^{103}\text{Rh}(n, n'\alpha)^{99m}\text{Tc}$	6.0 h

$^{113}\text{In}$	42±9	$^{113}\text{In}(n,n')^{113\text{m}}\text{In}$	99.5 min
(4.3%)	316±40	$^{113}\text{In}(n,2n)^{112}\text{In}$	14.4 min
	1317±200	$^{113}\text{In}(n,2n)^{112\text{m}}\text{In}$	20.8 min
	—	$^{113}\text{In}(n,p)^{113\text{m}}\text{Cd}$	14.6 a
	—	$^{113}\text{In}(n,\alpha)^{110}\text{Ag}$	24.6 s
	—	$^{113}\text{In}(n,\alpha)^{110\text{m}}\text{Ag}$	250.4 d
	—	$^{113}\text{In}(n,n'\alpha)^{109\text{m}}\text{Ag}$	39.6 s
-----			
$^{115}\text{In}$	63±6	$^{115}\text{In}(n,n')^{115\text{m}}\text{In}$	4.5 h
(95.7%)	269±20	$^{115}\text{In}(n,2n)^{114}\text{In}$	71.9 s
	1515±100	$^{115}\text{In}(n,2n)^{114}\text{In}$	49.5 d
	18±4	$^{115}\text{In}(n,p)^{115\text{m}}\text{Cd}$	53.4 h
	3.5±0.2	$^{115}\text{In}(n,p)^{115}\text{Cd}$	44.8 d
	2.8±0.5	$^{115}\text{In}(n,\alpha)^{112}\text{Ag}$	3.1 h
	≈0.2	$^{115}\text{In}(n,n'\alpha)^{111}\text{Ag}$	7.5 d
	—	$^{115}\text{In}(n,n'\alpha)^{111\text{m}}\text{Ag}$	1.2 min

(19)

## 2.1 RODIO

La reacción de interés en el caso del Rh es:  $^{103}\text{Rh}(n,n')^{103\text{m}}\text{Rh}$ , puesto que la vida media del Rh-103m es de 56 minutos el tiempo de irradiación fue de alrededor de 8 horas, es decir se llegó a la saturación (Fig. 2) de la placa de rodio, para obtener una activación lo suficientemente buena, permitiendo una fácil cuantificación de la vida media. Para comprobar que realmente ha ocurrido esta reacción se muestran los resultados experimentales obtenidos en el conteo de las placas de rodio irradiadas con la fuente de neutrones en la Tabla III y Fig. 7.

**TABLA III**  
**VIDA MEDIA DE RODIO ACTIVADO**

TIEMPO (seg)	CUENTAS POR MINUTO*		
	I	II	III
30	52±4	51±8	54±6
90	50±5	50±7	52±7
150	49±3	49±6	50±5
300	48±7	48±7	49±8
500	47±6	47±5	47±5
800	44±5	43±8	45±6
1200	40±4	39±6	41±7
1600	37±6	37±7	36±5
2400	32±5	31±8	31±4
3200	25±7	25±5	24±6
4000	22±3	22±4	23±5
4200	21±4	21±6	21±6
4400	21±5	20±4	19±5
4600	20±6	20±3	18±4
5000	18±4	19±4	17±5
5500	16±3	17±5	16±6
6000	15±4	14±4	15±4
7000	12±5	13±3	14±3
8000	10±3	11±2	12±4
9000	8±2	9±3	10±3

\*DATOS NO CORREGIDOS POR AUTOABSORCIÓN DE RAYOS-X.

Los datos de la regresión lineal hecha a cada una de las corridas se muestran a continuación, así como la vida media obtenida para cada uno:

VIDA MEDIA DEL RODIO-103m  
ACTIVIDAD DE Rh-103m VS TIEMPO

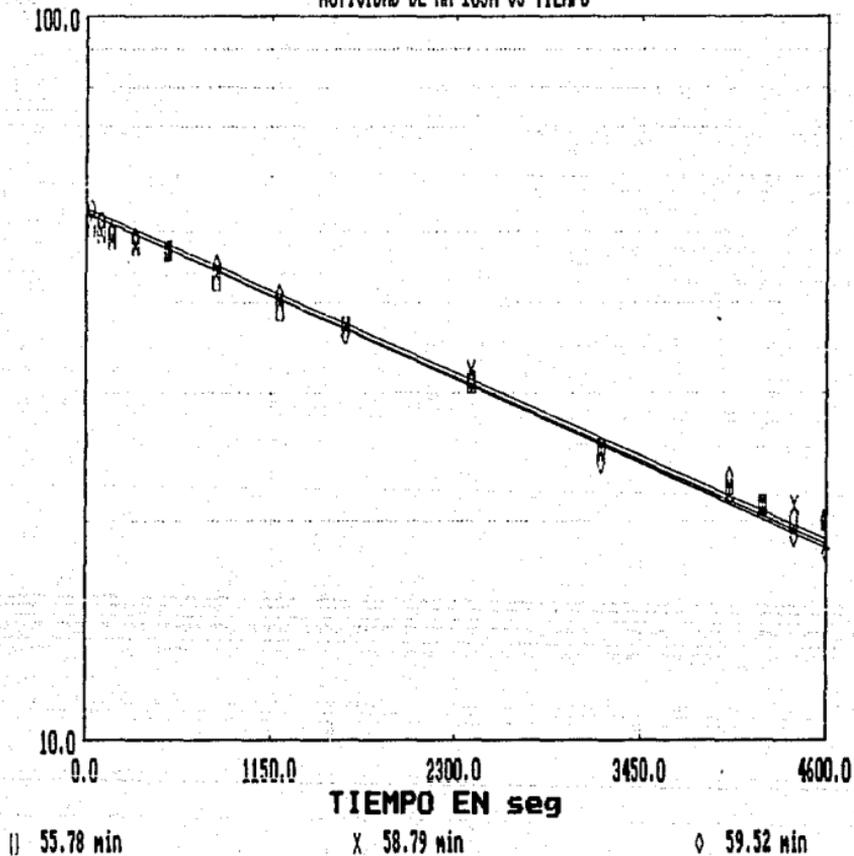


FIG. 7



\*Las placas de Rh se irradiaron 8 horas, por tanto No.  $T_{1/2}$  es el número de vidas medias que han transcurrido para cada radioisótopo en ese lapso de tiempo.

Para que el conteo de las placas de Rh pueda realizarse en el Espectrómetro de Rayos-X deberán estar activadas por lo menos en un 90 %, puesto que se trata de láminas muy delgadas, de dimensiones pequeñas (2.5 cm por lado) y la fuente de neutrones es de baja intensidad, así pues, si se tienen vidas medias de años o varios días no es posible que se activen lo suficiente como para poder cuantificarse, aun cuando su sección eficaz sea lo suficientemente grande para que se lleve a cabo la reacción ese es el caso de los isótopos: Rh-102m, Rh-102 y Ru-103. El Tc-99m es un caso especial, puesto que su vida media es de 6 horas, y esto sugiere la formación de este isótopo en un 50% aproximadamente, pero la sección eficaz de la reacción:  $^{103}\text{Rh}(n,n'\alpha)^{99\text{m}}\text{Tc}$  es de 2.5 mb, por lo tanto no es posible observar algún indicio de su formación. Sin embargo existe un isótopo que se activa al 100% : Tc-100, en este caso puesto que su vida media es tan pequeña, su decaimiento es muy rápido y por tanto su presencia pasa desapercibida en nuestra cuantificación, puesto que los conteos comienzan a 30 segundos, tiempo en que ha decaído en por lo menos 2 vidas medias y puesto que el segundo conteo se efectuó a 90 segundos prácticamente ha sido eliminado del conteo y si a esto sumamos la baja sección eficaz de la reacción, entonces es menos probable que ocurra su formación.

## 2.2 INDIO

Los datos experimentales obtenidos para Indio se muestran en la Tabla V, VI y Fig.8.

**TABLA V**  
**VIDA MEDIA DE INDIO ACTIVADO**

TIEMPO (min)	CUENTAS POR 30 MINUTOS		
	I	II	III
1	794±28	795±26	789±27
10	776±25	781±27	772±25
30	737±27	737±28	734±26
60	683±20	680±24	685±24
90	632±25	635±21	630±23
120	585±22	589±23	589±22
150	542±23	542±20	538±21
180	502±26	500±22	510±25
210	464±20	460±20	462±22
240	430±21	432±21	435±20
270	398±19	340±19	395±18
300	369±18	370±17	365±16
330	341±21	338±18	343±19
360	316±15	312±16	312±17
390	293±16	290±17	296±15
410	278±17	276±14	282±16
440	257±22	255±15	251±15
470	238±15	234±17	233±14
500	221±18	219±16	228±16
530	204±13	200±15	210±14
560	189±22	183±14	181±13
590	175±12	170±12	177±11
610	166±10	163±11	169±13

\*DATOS NO CORREGIDOS POR AUTOABSORCION DE RAYOS-X

VIDA MEDIA DE INDIUM-115m  
ACTIVACION DE In-115 VS TIEMPO

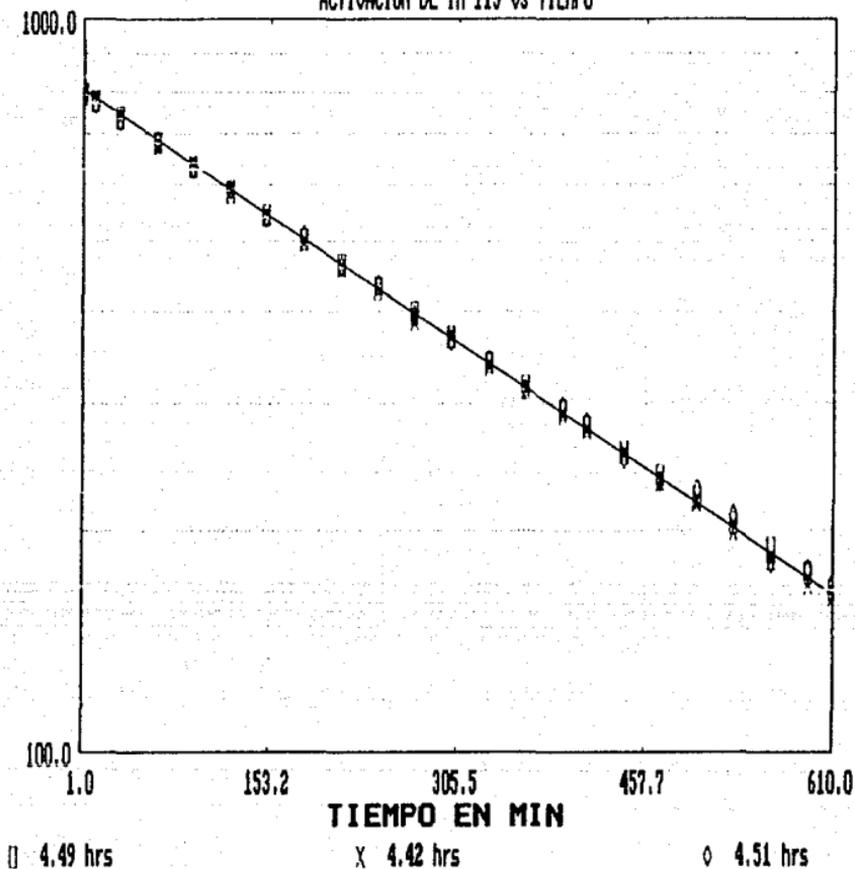


FIG. 8

TABLA VI  
 VIDA MEDIA DE In-115m

ECUACION	CORRELACION	VIDA MEDIA (h)
I $incpm=6.6801-0.002568t$	0.99999	4.4979
II $incpm=6.6782-0.002609t$	0.99802	4.4286
III $incpm=6.6777-0.002559t$	0.99941	<u>4.5143</u>
	PROMEDIO:	4.4803
	INCERTIDUMBRE:	0.0455 h

VIDA MEDIA TEORICA: 4.5 h

VIDA MEDIA EXPERIMENTAL:  $4.4803 \pm 0.0455h$

En el caso del Indio hay más posibilidades de que se efectúen reacciones nucleares cuyos productos sean distintos a  $^{115m}\text{In}$ , puesto que en la naturaleza existen dos isótopos :  $^{115}\text{In}$  (95.7 %) y  $^{113}\text{In}$  (4.3 %); sin embargo debido a la mayor abundancia del  $^{115}\text{In}$  es razonable pensar que durante la irradiación de las placas de In el isótopo  $^{115}\text{In}$  será el que realmente se cuantifique, ésto se confirma al cotejar las gráficas de vida media obtenidas, en donde no se tienen rastros de algún otro isótopo formado, aún cuando muchos de éstos son muy probables que se formen, como es el caso del

In-112 e In-112m cuyas vidas medias son: 14.4 min y 20.8 min respectivamente, pero como ya se mencionó anteriormente provienen del In-113 cuya abundancia relativa en la naturaleza es baja respecto al In-115 presente en las placas.

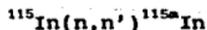
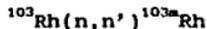
RADIOISOTOPO	$\sigma$ (mb)	VIDA MEDIA	SATURACION (6 vida medias)	No. $T_{1/2}$ *
<b>In-115</b>				
<sup>115m</sup> In	177±20	4.5 hrs	1.125 días	5.333
<sup>114</sup> In	269±25	71.9 seg	7.19 min	120.167
<sup>114</sup> In	1515±100	49.5 días	297 días	0.0202
<sup>115</sup> Cd	18±4	53.4 hrs	13.35 días	0.4494
<sup>115</sup> Cd	3.5±0.2	44.8 días	268.8 días	0.02232
<sup>112</sup> Ag	2.8±0.5	3.1 hrs	18.6 horas	7.7419
<sup>111</sup> Ag	= 0.2	7.5 días	45 días	0.133
<sup>111a</sup> Ag	—	1.2 min	7.2 min	1200
<b>In-113</b>				
<sup>113a</sup> In	45±9	99.5 min	9.95 hrs	14.47
<sup>112</sup> In	316±40	14.4 min	1.44 hrs	100
<sup>112m</sup> In	1317±200	20.8 min	2.08 hrs	69.23
<sup>113a</sup> Cd	—	14.6 años	87.6 años	3e-5
<sup>110</sup> Ag	—	24.6 seg	1.46 min	3512.19
<sup>110a</sup> Ag	—	250.4 días	4.116 años	0.09485
<sup>109m</sup> Ag	—	39.6 seg	3.96 min	2181.82

\*Las placas de In se irradiaron 1 día, por tanto No.  $T_{1/2}$  es el número de vidas medias que han transcurrido para cada radioisótopo en ese lapso de tiempo.

Como ya se ha comentado, la activación que se lleva a

cabo con el tiempo de irradiación fijado (1 día) debe ser por lo menos de 90 % para obtener un conteo apreciable, así pues analizando los datos que aparecen en la tabla anterior se distinguen isótopos cuya actividad no cumple estos requerimientos (isótopos con vida media muy grande), sin embargo existen otros isótopos cuyas vidas medias son demasiado cortas (del orden de segundos); y en donde la saturación es completa, pero también su decaimiento es muy rápido y por tanto no perceptible por nuestros resultados, puesto que el conteo se efectuó cada 10 o 30 minutos; por último tenemos aquellos isótopos que se esperaba se identificasen en el conteo, pero debido a la baja abundancia del isótopo de In presente o a su baja sección eficaz no pudieron cuantificarse (Ag-112  $T_{1/2}=3.1$  hrs  $\sigma = 2.8 \pm 0.5 \text{mb}$ ) (19).

Puesto que el objetivo de la determinación de las vidas medias de ambas placas (Rh e In) era establecer la reacción nuclear que se lleva a cabo al irradiar a éstas con neutrones, puede decirse que las reacciones que se cuantificaron fueron realmente las esperadas:



por tanto puede proseguir la investigación conforme a lo programado.

Una observación importante está enfocada al tiempo en que se deberá tomar el conteo de las láminas de Rh e In, de tal forma que las interferencias de los isótopos de vida

media corta no interfieran en la cuantificación de la actividad de las placas. En ambos casos es alrededor de uno a dos minutos el que se recomienda esperar antes de comenzar el conteo que permitirá obtener la actividad de las placas, para asegurarse que no ocurrirá ninguna interferencia. A partir de las determinaciones anteriores fue que se llegó a esa conclusión, puesto que se consideraron todas las posibles reacciones que pudieran estar involucradas; sin embargo se debe aclarar que el utilizar una fuente de neutrones cuya intensidad sea mayor a la usada en este trabajo requerirá un análisis similar al seguido anteriormente, pero tomando en cuenta el aumento de flujo para poder descartar las posibles reacciones que pudieran llevarse a cabo.

Los espectros obtenidos para Rh-103m e In-115m se muestran en las Figuras 9 y 10.

#### 6.8 SECCION EFICAZ DEL Rh-103

La sección eficaz del Rh se determinó por la técnica de activación relativa a una sección eficaz conocida, en éste caso de  $^{115}\text{In}(n,n')^{115\text{m}}\text{In}$  (16). Ya que la sección eficaz de esta reacción es bien conocida, se dan a continuación algunos valores reportados en la bibliografía, así como el valor experimental que se obtuvo con el mismo equipo y fuente utilizados para cuantificar las placas de Rh (15) en este experimento.

**ESPECTRO DE RODIO 103m**  
**ACTIVACION CON NEUTRONES DE RODIO-103**

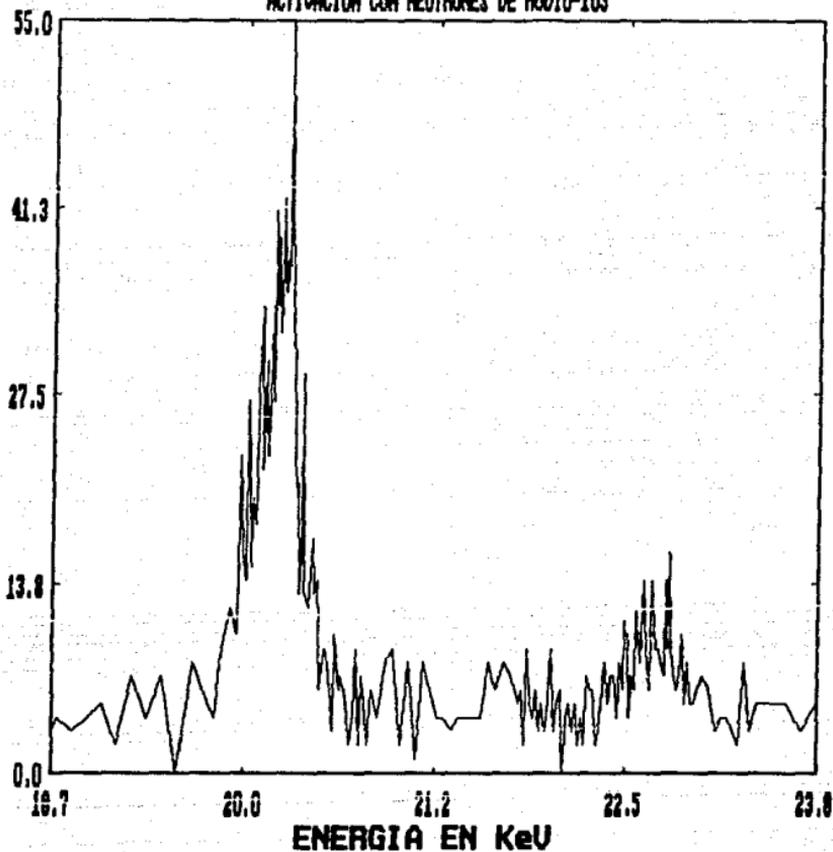


FIG. 9

**ESPECTRO DE INDIO 115m**  
**ACTIVACION POR NEUTRONES DE IN-115**

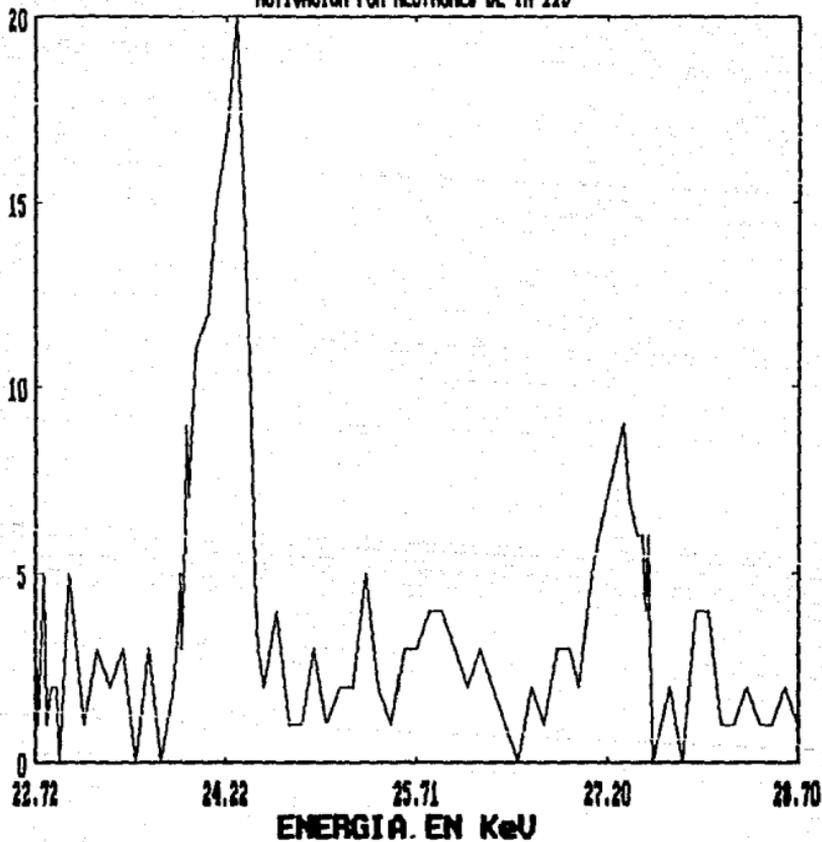
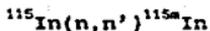


FIG. 10

REACCION:



SECCION EFICAZ (mb)	FUENTE DE NEUTRONES	BIBLIOGRAFIA
188	Fisión	(18)
340±30	D+D	(16)
63±6	D+T	(16)
188±8	Cf-252	(16)
260±10	$^{239}\text{Pu}-\alpha\text{-Be}$	(16)
63±6	14.5 Mev "n"	(19)
181±10	U-235 fisión	(21)
177±6	U-235 fisión	(21)
156±5	U-235 fisión	(21)
188±4	U-235 fisión	(21)
200±8	U-235 fisión	(21)
188±9	Am/Be	(15)

A partir de las intensidad de Rayos-X K de 20 KeV para el  $^{103\text{m}}\text{Rh}$  y 24.8 KeV para el  $^{115\text{m}}\text{In}$  se obtuvo la siguiente información:

TABLA VII

CONTEO DE INTENSIDAD DE Rh E In

ELEMENTO	CUENTAS POR MINUTO		
	I	II	III
In	26±4	28±5	24±3
Rh	51±7	53±5	48±4

Ya que el conteo se efectuó durante 4750 seg en el caso del Rh y 1400 seg en el In, es necesario corregir los resultados por decaimiento, empleando la siguiente expresión:

$$I = I_0 * (1 - e^{-(\ln 2 / T_{1/2}) * t}) \quad (a)$$

donde:

$I_0$  = CPM TOTALES después de irradiar las placas

$I$  = CPM obtenidas al tiempo  $t$  de conteo

$T_{1/2}$  = vida media de Rh-103m o In-115m

Las cuentas obtenidas por (a) a su vez son corregidas por la autoabsorción de las placas hacia los Rayos-X, mediante la expresión:

$$I_0 = I * e^{\mu x} \quad (b)$$

donde:

$I_0$  = CPM TOTALES corregidas por autoabsorción

$I$  = CPM TOTALES obtenidas en (a)

$\mu$  = coeficiente de absorción

$x$  = espesor de las placas

Los datos de  $\mu$  y espesor se encuentran en la parte experimental para cada una de las placas.

TABLA VIII

EFICIENCIA DEL SISTEMA DE DETECCION\*

EFICIENCIA (cuentas/rayos-x o $\gamma$ )	ENERGÍA (MeV)	ELEMENTO
$1 \times 10^{-3}$	0.014	Co-57
$3 \times 10^{-3}$	0.026	Am-241
$6.9 \times 10^{-3}$	0.053	Ba-133
$6.6 \times 10^{-3}$	0.06	Am-241
$5.1 \times 10^{-3}$	0.122	Co-57
$4.1 \times 10^{-3}$	0.136	Co-57
$1.6 \times 10^{-3}$	0.245	Eu-152
$5.8 \times 10^{-4}$	0.344	Eu-152
$1.4 \times 10^{-4}$	0.661	Cs-137
$6.8 \times 10^{-5}$	1.11	Eu-152
$5.3 \times 10^{-5}$	1.17	Co-60
$6.1 \times 10^{-6}$	1.33	Co-60

\*Datos experimentales del sistema (13)

Las actividades del Rh e In se obtiene apartir de la siguiente expresión:

$$c = \frac{\text{CPS}}{\lambda + \gamma} \quad (c)$$

EFICIENCIA DE DETECTOR Ge(Hp)  
DATOS OBTENIDOS EXPERIMENTALMENTE

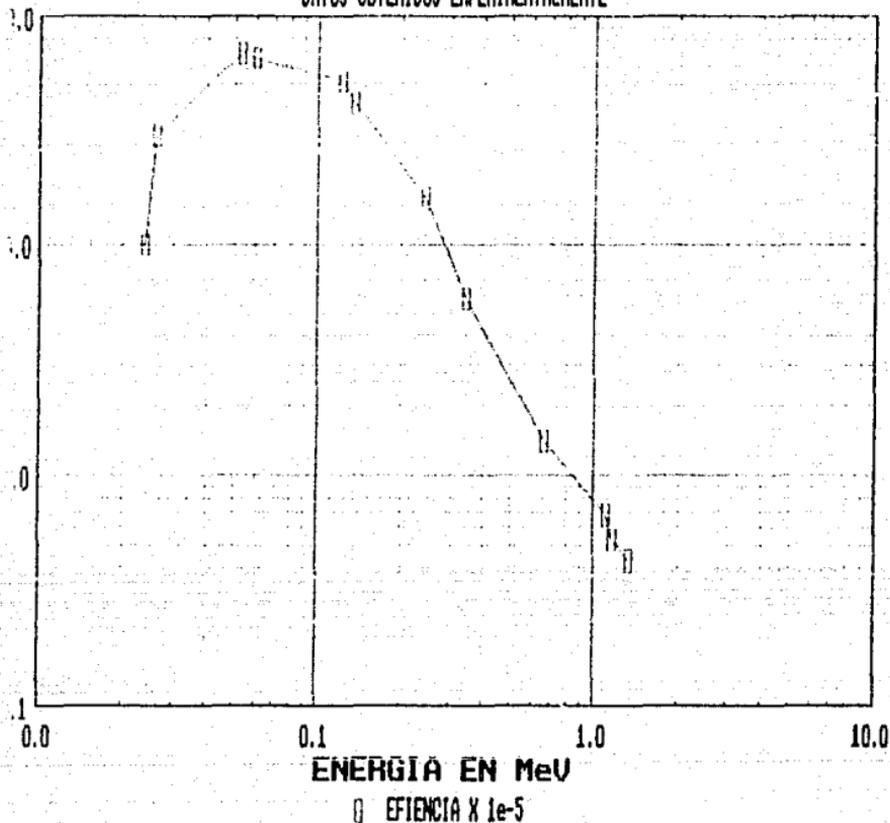


FIG 11

donde:

c = Eficiencia del detector (cuentas/rayos-X)

CPS = Cuentas por segundo obtenidas en (b)

A = Actividad de la placa en dps

Y = Rendimiento ( Rayos-X/desintegración)

"Y" es 0.0703 Rayos-X/desintegración para el Rh (18), y 0.311 Rayos-X/desintegración para el In (16), las CPS corregidas mediante las expresiones anteriores (a,b) y la actividad es la incógnita a saber. La eficiencia del sistema de detección se obtuvo de la Fig.11 cuyos datos están tabulados en la Tabla VIII. (13)

Una vez efectuadas estas correcciones se procede a calcular la sección eficaz del Rh mediante la siguiente expresión:

$$\sigma_{Rh} = \sigma_{In} \cdot \frac{A_{Rh}}{A_{In}} \cdot f \quad (d)$$

donde:

$\sigma_{In} = 18819 \text{ mb}$  (15)

$A_{Rh}$  = Actividad de la placa de Rodio

$A_{In}$  = Actividad de la placa de Indio

$\sigma$  = Sección eficaz de la placa correspondiente

$f = \frac{\text{Moles In} \cdot (\text{Abundancia } \%)}{\text{Moles Rh} \cdot (\text{Abundancia } \%)} = \frac{(3.351\text{g}/115\text{g}) \cdot 0.957}{(1.961\text{g}/103\text{g}) \cdot 1}$

f = 1.465 Factor de corrección por peso y abundancia

Substituyendo los valores respectivos en la expresión (d), obtenemos finalmente el valor de la sección eficaz de

Rodio que se utilizará en adelante.

---

No. DE CORRIDA	SECCION EFICAZ (mb)
I	755
II	738
III	<u>787</u>
PROMEDIO:	760
INCERTIDUMBRE:	21 mb

---

Valores encontrados en la bibliografía para la sección eficaz de  $^{103}\text{Rh}(n,n')^{103m}\text{Rh}$  se tabulan a continuación:

---

SECCION EFICAZ (mb)	FUENTE DE NEUTRONES	BIBLIOGRAFIA
809±24	Fisión	(24)
739±22	Cf-252	(24)
757±53	Fisión	(24)
712	Fisión	(24)
703	Fisión	(24)
817±3.6%	1.80 MeV	(17)
757±53	Cf-252	(14)
918±64	239Pu- $\alpha$ -Be	(16)
999±111	d+d (2.7 MeV)	(16)
216±26	d+t (14.8 MeV)	(16)
535	U-235 fisión $\square$	(21)
403±40	U-235 fisión $\square$	(21)
716±40	U-235 fisión $\square$	(21)
558±32	U-235 fisión $\square$	(21)
595±150	U-235 fisión $\square$	(21)
455±53	U-235 fisión	(21)
533±33	U-235 fisión	(21)
216±26	14.8 MeV n	(19)
918±10%	Am/Be	(25)
558	fisión	(26)
703±0.8%	Cf-257	(27)
682±1.4%	U-235	(27)

---

Aun cuando las variaciones en los datos de sección eficaz mostrados anteriormente, y los obtenidos experimentalmente son en general pequeños, sus diferencias se deben principalmente a las distintas energías a las que se obtienen y a los errores experimentales que se tienen invariablemente. En la Tabla IX y Fig. 12 (17) se muestra el comportamiento que tiene la sección eficaz de la reacción  $^{103}\text{Rh}(n,n')^{103m}\text{Rh}$  con la energía del neutrón, esta gráfica se conoce como "Curva de Excitación".

De la Fig. 12 se observa que las variaciones entre la sección eficaz y la energía del neutrón en la región de 1 a 10 MeV es muy pequeña, por lo que se considera en la práctica que la sección eficaz casi no varía con la energía aun cuando rigurosamente ésto no es cierto. En el caso de la dosimetría con placas de Rh así se considera, para facilitar el tratamiento de la información para obtener las dosis absorbidas y equivalentes.

Por tanto la diferencia entre valores obtenidos y reportados por la literatura de la sección eficaz se deben en realidad al comportamiento de ésta con la energía del neutrón, y aun cuando no son muy distintos estos valores sus diferencias se comprenden mejor al analizar la curva de excitación.

# SECCION EFICAZ DE RODIO-103

## CURVA DE EXCITACION

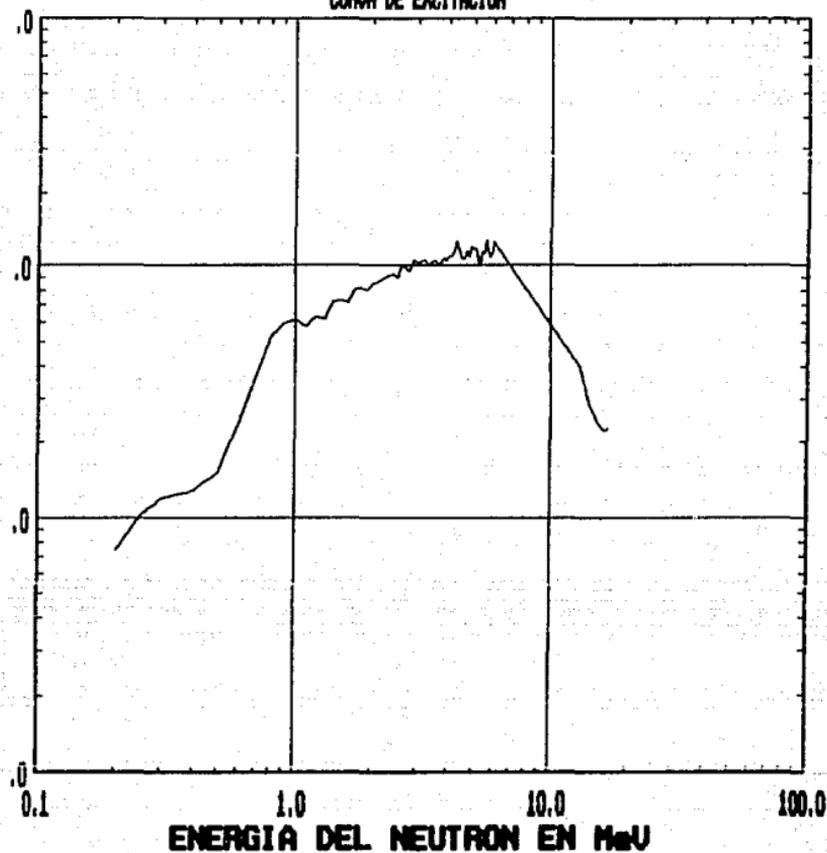


FIG. 12

TABLA IX

SECCION EFICAZ DE  $^{103}\text{Rh}(n,n')$   $^{103m}\text{Rh}$  EN FUNCION DE LA  
ENERGIA DEL NEUTRON

ENERGIA (meV)	$\sigma$ (mb)	ENERGIA (MeV)	$\sigma$ (mb)	ENERGIA (MeV)	$\sigma$ (mb)
0.199±0.023	74±8.0	2.60±0.15	994±4.6	5.20±0.30	1017±4.6
0.250±0.026	103±7.2	2.70±0.13	974±4.6	5.30±0.29	1003±5.7
0.300±0.025	119±7.0	2.80±0.17	950±4.6	5.40±0.28	1136±5.5
0.350±0.021	124±7.5	2.90±0.18	1059±4.5	5.50±0.27	1117±5.5
0.399±0.027	129±7.1	3.00±0.19	1034±5.1	5.60±0.25	1259±5.7
0.500±0.058	151±6.0	3.10±0.20	1039±4.9	5.70±0.23	1150±5.4
0.601±0.039	238±5.1	3.20±0.21	1052±4.8	5.80±0.21	1077±5.6
0.703±0.069	368±4.6	3.30±0.21	1000±5.1	5.90±0.19	1111±5.4
0.802±0.055	525±4.6	3.40±0.22	1038±4.9	6.00±0.15	1239±5.4
0.903±0.098	593±4.6	3.50±0.23	1049±4.9	6.10±0.11	1207±5.4
1.006±0.105	613±4.6	3.60±0.24	1022±4.8	13.0±0.18	398±9.4
1.1 ±0.11	576±4.9	3.70±0.25	1031±4.9	14.0±0.25	286±9.5
1.20 ±0.11	631±4.9	3.80±0.26	1075±4.8	15.0±0.29	244±9.5
1.30 ±0.11	619±4.7	3.90±0.27	1045±4.8	16.0±0.31	222±9.5
1.40 ±0.14	726±4.6	4.00±0.28	1077±4.7	16.7±0.30	226±9.5
1.50 ±0.09	729±4.7	4.10±0.29	1094±4.7		
1.60 ±0.08	718±4.6	4.20±0.34	1140±6.1		
1.70 ±0.17	805±4.6	4.30±0.34	1250±5.9		
1.80 ±0.18	817±3.6	4.40±0.34	1122±6.3		
1.90 ±0.12	800±4.7	4.50±0.34	1000±5.9		
2.00 ±0.10	844±4.7	4.60±0.34	1064±5.8		
2.10 ±0.18	867±4.6	4.70±0.33	1139±5.8		
2.20 ±0.10	885±4.6	4.80±0.33	1080±5.9		
2.30 ±0.14	916±4.8	4.90±0.33	1194±5.7		
2.40 ±0.17	927±4.6	5.00±0.32	1163±5.8		
2.50 ±0.16	898±4.6	5.10±0.31	1164±6.2		

(17) Datos experimentales

Así como la sección eficaz de la reacción  $^{103}\text{Rh}(n,n')$   $^{103m}\text{Rh}$  está determinada por la energía del neutrón, igualmente la sección eficaz del  $^{115}\text{In}(n,n')$   $^{115m}\text{In}$ ,

puede representarse gráficamente en una curva de excitación; los datos se obtienen de la ecuación:



$$\sigma(E) = 0.045 - \frac{0.33}{1+(E/1.45)^{4.3}} + \frac{0.285}{1+(E/11.2)^{10}} \quad (23)$$

y se dibujan en la Fig. 13. Al igual que en el caso del Rh la sección eficaz del In tiene una región (1-10 MeV) en donde  $\sigma$  no varía en forma apreciable a medida que varía la energía del neutrón, aquí existe una meseta (1-10 MeV) que indica un comportamiento casi independiente de la sección eficaz con la energía.

Por otra parte la sección eficaz obtenida experimentalmente, tanto para Rh como para In se considera la promedio respecto del espectro de la fuente Am/Be (Tabla X, Fig. 14 (28)).

Las principales fuentes de incertidumbre en la determinación de la sección eficaz de la reacción  $^{103}\text{Rh}(n,n')^{103\text{m}}\text{Rh}$  están asociados con la fijación de la eficiencia de conteo de Rayos-X, la intensidad de la fuente de neutrones y la dispersión de neutrones. La incertidumbre está dominada por los errores sistemáticos asociados con la medida de actividad de las placas. Las Tablas XI y XII suman las incertidumbres de las medidas de la sección eficaz, la determinación de las vidas medias del Rh-103m e In-115m, así como en todas las cuantificaciones en donde esté involucrado el sistema de conteo e irradiación.

# SECCION EFICAZ DEL In-115m US ENERGIA

VIDA MEDIA 4.5 HORAS

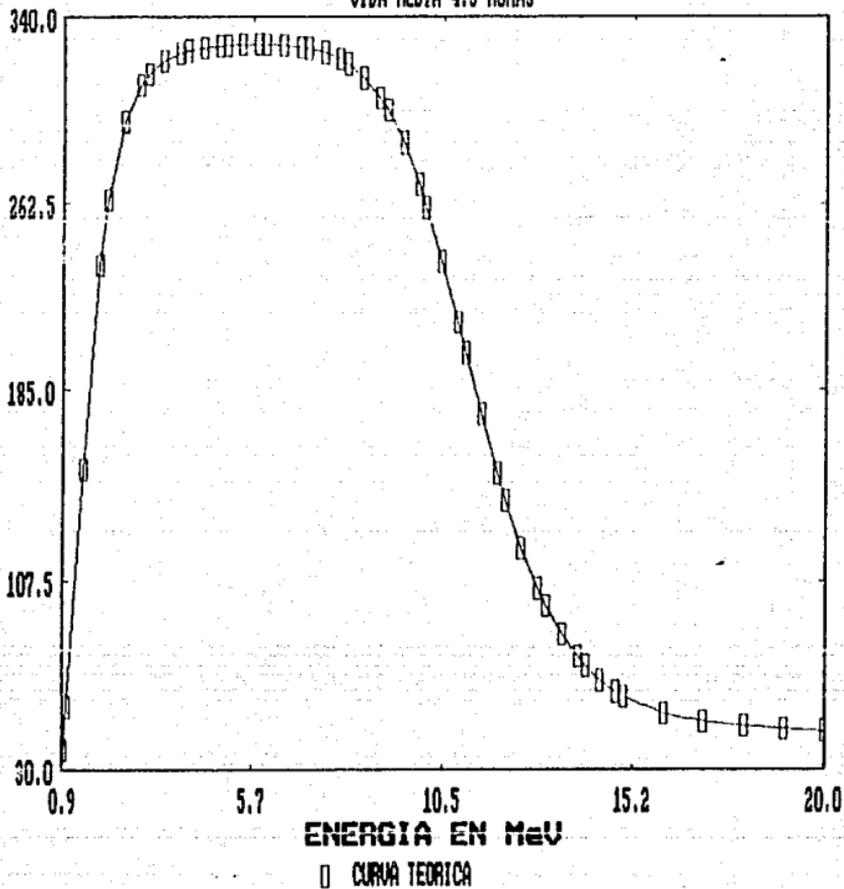


FIG. 13

**TABLA X**

**ESPECTRO PARA  $^{241}\text{Am-Be}$**

ENERGIA (MeV)	INTENSIDAD (n/seg)	ENERGIA (MeV)	INTENSIDAD (n/seg)
0.11	0.00115	5.68	0.619
0.33	0.0304	5.89	0.567
0.54	0.0635	6.11	0.495
0.75	0.0856	6.32	0.523
0.97	0.0972	6.54	0.596
1.18	0.109	6.75	0.579
1.40	0.116	6.96	0.532
1.61	0.125	7.18	0.539
1.82	0.157	7.39	0.583
2.04	0.195	7.61	0.642
2.25	0.219	7.82	0.675
2.47	0.241	8.03	0.637
2.68	0.279	8.25	0.531
2.90	0.374	8.46	0.385
3.11	0.509	8.68	0.254
3.32	0.564	8.89	0.178
3.54	0.539	9.11	0.150
3.75	0.532	9.32	0.167
3.97	0.526	9.53	0.227
4.18	0.522	9.75	0.274
4.39	0.584	9.96	0.259
4.61	0.650	10.18	0.214
4.82	0.690	10.39	0.181
5.04	0.747	10.60	0.139
5.25	0.745	10.82	0.0737
5.47	0.667	11.03	0.0189

(PRI)Energia promedio 4.4 MeV

(11)

# ESPECTRO DE NEUTRONES DE $^{241}\text{Am-Be}$

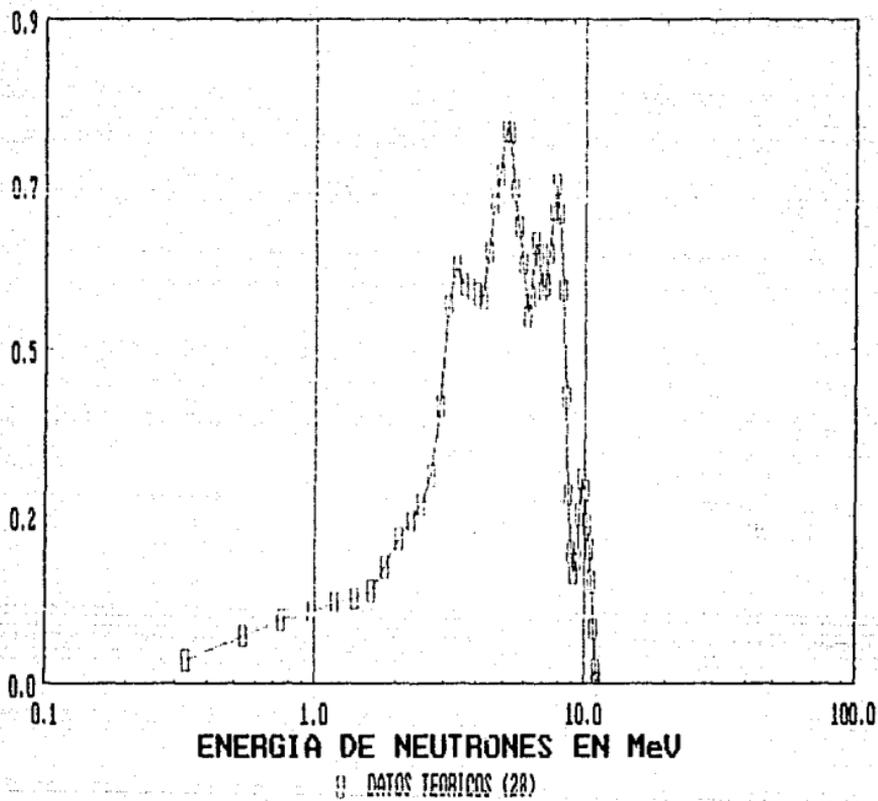


FIG. 14

**TABLA XI**

**ESTIMACION DE LA INCERTIDUMBRE SISTEMATICA EN EL CONTEO  
DE RAYOS-X EQUIVALENTE A  $1-\sigma$**

COMPONENTE	INCERTIDUMBRE (%)
EFICIENCIA A 20 KeV	2.50
POSICION DE LA FUENTE	1.00
DETERMINACION DE AREA DEL PICO	0.05
EFFECTOS GEOMETRICOS	0.20
CORRECCIONES POR VIDA MEDIA	0.05
CORRECCION POR AUTOABSORCION	0.50
<b>INCERTIDUMBRE TOTAL (<math>1\sigma</math>)</b>	<b>2.7 %</b>

**TABLA XII**

**INCERTIDUMBRES EN LA DETERMINACION DE LA SECCION EFICAZ  
DE  $^{103}\text{Rh}(n,n')^{103m}\text{Rh}$**

COMPONENTE	INCERTIDUMBRE (%)	
INTENSIDAD DE LA FUENTE Am/Be	1.1	(22)
DISTANCIA FUENTE-MUESTRAS	0.4	
CONTEO DE RAYOS-X (SISTEMATICO)	2.7	
CONTEO DE RAYOS-X (ESTADISTICA)	0.8	
DISPERSION DE NEUTRONES	1.0	(23)
<b>INCERTIDUMBRE TOTAL (<math>1\sigma</math>)</b>	<b>3.2 %</b>	

#### 4. DOSIS ABSORBIDA Y EQUIVALENTE

La dosis absorbida por las placas de rodio al ser irradiadas por la fuente de neutrones se determina indirectamente a partir de la actividad producida en la placa de Rh. La relación entre la actividad y la dosis absorbida se obtiene mediante la siguiente expresión:

$$C = \xi * \frac{0.602}{A} * \frac{\sigma}{K} * \frac{0.693}{T_{1/2}} \quad (18)$$

donde:

C = Cuentas/min/g

$\xi = 0.0703 * 2.83 * 10^{-3}$  (Eficiencia de detección)

A = 103 (Peso atómico)

$\sigma = 760$  (Sección eficaz)

K = rad por neutrón/cm<sup>2</sup> (Kerma)

$T_{1/2} = 56.12$  min (Vida media de <sup>103</sup>Rh)

El conteo obtenido por la irradiación de las placas de Rh a diferentes distancias fuente-placa se muestra en la Tabla XIII (Fig. 15), cuyo conteo ya ha sido corregido por decaimiento (a) y autoabsorción (b). Un espectro típico de Rh-103 obtenido experimentalmente se encuentra en la Fig. 9.



# ACTIVIDAD DE Rh US DISTANCIA AmBe

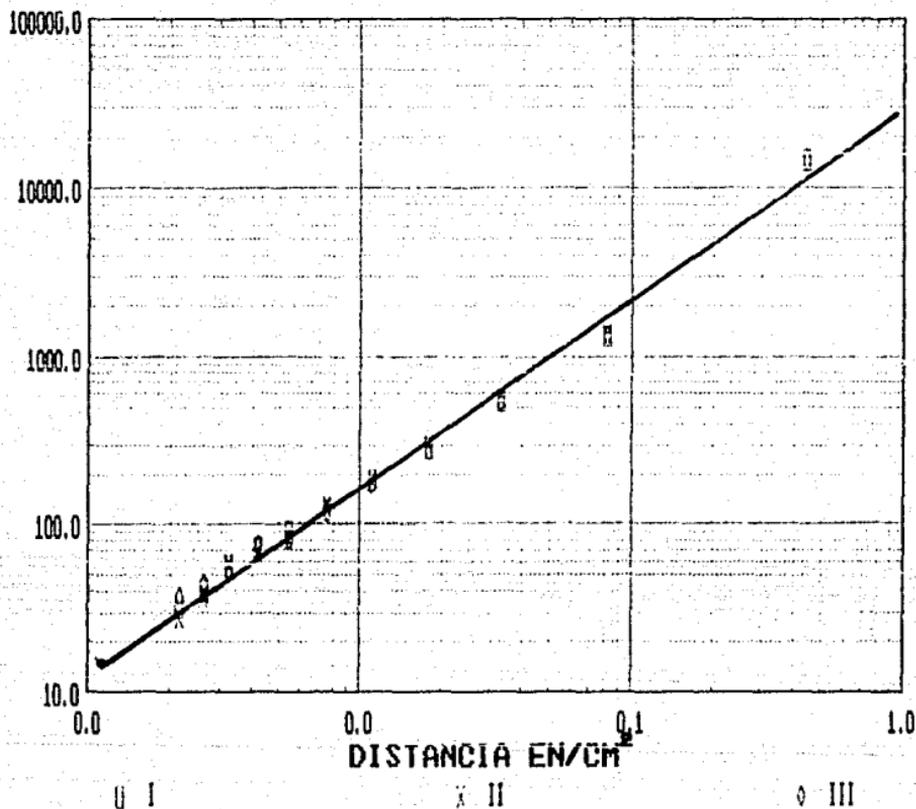


FIG 15

En la Tabla XIV y Figura 16 (29) se dan los factores de kerma para la composición de tejido de ICRU (33) (International Commission on Radiation Units and Measurements), y en esta misma figura se muestra la sección eficaz del Rh en función de la energía. Las siguientes expresiones analíticas fijan los datos de la Tabla XIV con una desviación estándar de 2.0% donde la energía está en MeV y K(E) en  $\text{pGy}\cdot\text{cm}^{12}$  por neutrón (29):

$$k(E) = 22.6E^{0.473-0.03261E} + f(E) \quad 0.03 < E < 14$$

$$k(E) = 43.5E^{0.14} \quad 14 < E < 60$$

donde :

$$f(E) = 3e^{-(2.5 \times 10^{-9})^2} + 2.5e^{-(17 \times 10^{-17})^2} + 1.7e^{-(30 \times 10^{-13})^2}$$

El comparar la sección eficaz del  $^{103}\text{Rh}(n,n')^{103m}\text{Rh}$  y el kerma por  $\text{n}/\text{cm}^2$  permite que se verifique la estrecha relación existente entre ambos parámetros y que determina en gran medida la gran utilidad que tiene esta reacción en la dosimetría de neutrones. Alrededor de 0.8-10 MeV estas curvas coinciden dentro de una incertidumbre del  $\pm 10\%$  (30), siendo esta reacción la que guarda una concordancia con la dosis absorbida más estrecha que cualquier otra reacción por activación por neutrones.

TABLA XIV

FACTORES DE KERMA PARA TEJIDO SUAVE\*

ENERGIA (MeV)	K(E) (pGy/cm <sup>2</sup> )	ENERGIA (MeV)	K(E) (pGy/cm <sup>2</sup> )	ENERGIA (MeV)	K(E) (pGy/cm <sup>2</sup> )
0.0011	0.111	0.5	15.8	5.0	45.1
0.002	0.201	0.54	16.4	5.4	43.9
0.0036	0.359	0.58	17.0	5.8	46.0
0.0063	0.616	0.62	17.6	6.2	47.1
0.011	1.04	0.66	18.2	6.6	48.4
0.02	1.81	0.706	18.7	7.0	50.6
0.036	2.99	0.745	19.2	7.4	53.3
0.063	4.65	0.782	19.8	7.8	52.4
0.082	5.62	0.86	20.8	8.2	52.0
0.086	5.81	0.90	21.5	8.6	53.8
0.09	5.99	0.94	22.5	9.0	54.6
0.094	6.17	0.98	24.4	9.4	55.0
0.098	6.35	1.05	24.7	9.8	56.4
0.105	6.65	1.15	24.4	10.5	57.8
0.115	7.06	1.25	25.4	11.5	62.0
0.125	7.45	1.35	26.2	12.5	61.7
0.135	7.82	1.45	26.7	13.5	64.1
0.145	8.18	1.55	27.4	14.5	66.6
0.155	8.51	1.65	28.5	15.5	64.0
0.165	8.53	1.75	28.8	16.5	64.7
0.175	9.15	1.85	30.0	17.5	65.3
0.185	9.44	1.95	30.2		
0.195	9.73	2.1	31.0		
0.210	10.2	2.3	31.5		
0.23	10.7	2.4	32.0		
0.25	11.2	2.5	32.7		
0.27	11.7	2.7	34.2		
0.29	12.2	2.9	35.5		
0.31	12.7	3.1	36.9		
0.33	13.1	3.3	40.2		
0.35	13.6	3.5	41.0		
0.37	14.1	3.7	42.0		
0.39	14.8	3.9	41.3		
0.42	16.1	4.2	42.6		
0.46	16.3	4.6	42.6		

(29)\*Calculado por Caswell et al.

FACTOR KERMA PARA TEJIDO  
DE TCRU 33

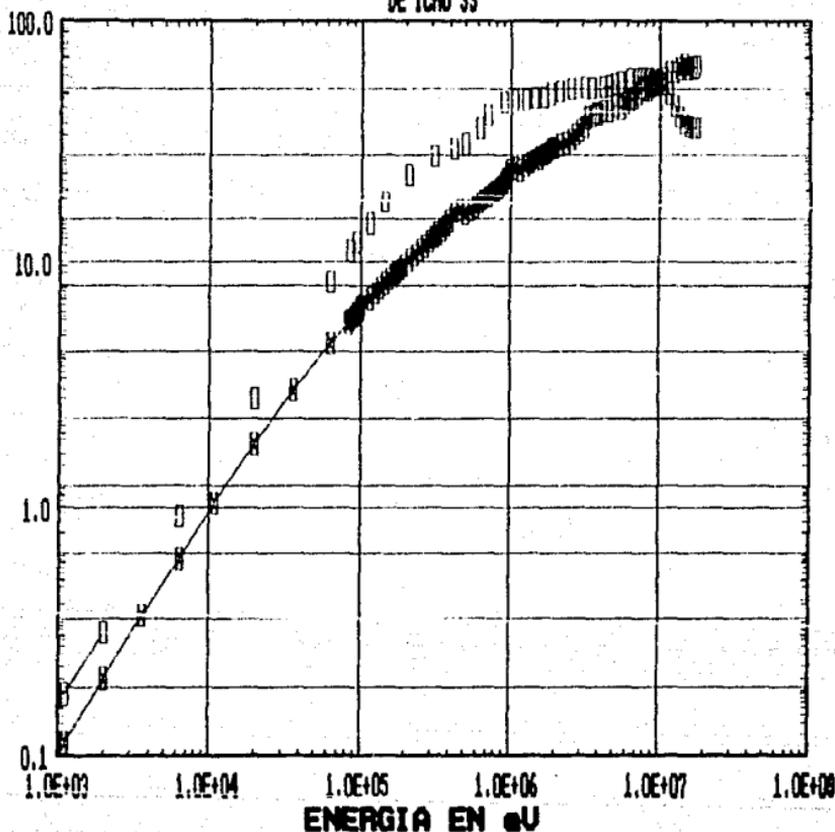


FIG. 16

La relación entre la dosis equivalente en un elemento de volumen y la dosis absorbida (o kerma) está designada por un factor de calidad conocido como "factor efectivo de calidad", y que se define como la relación entre la dosis equivalente y la dosis absorbida en un elemento de volumen de un "phantom":

$$\bar{Q}(En) = H(En)/D(En) \quad (29)$$

Los valores de factor de calidad utilizado en este caso son obtenidos por cálculos en un tejido cilíndrico de 30 cm de diámetro y 60 cm de alto (29), que se encuentran tabulados en la Tabla XV y graficados en la Fig. 17. que fueron obtenidos por la expresión empírica de Cross e Ing cuya desviación estándar es de 1.3 % (29) :

$$\bar{Q} = 7.4 - \frac{1.6}{1+(E/12)^8} + \frac{9.6}{1+(E/1.4)^{1.5}} - \frac{12.5}{1+(E/0.027)^{8.7}} + \frac{8.6}{1+(E/0.0004)^{1.59}} \\ - 0.5e^{-(15 \times 10^{-6})^2} + 0.6e^{-(8 \times 10^{-8})^2} + 1.1e^{-(1.7 \times 10^{-6})^2}$$

# FACTOR DE CALIDAD PARA NEUTRONES

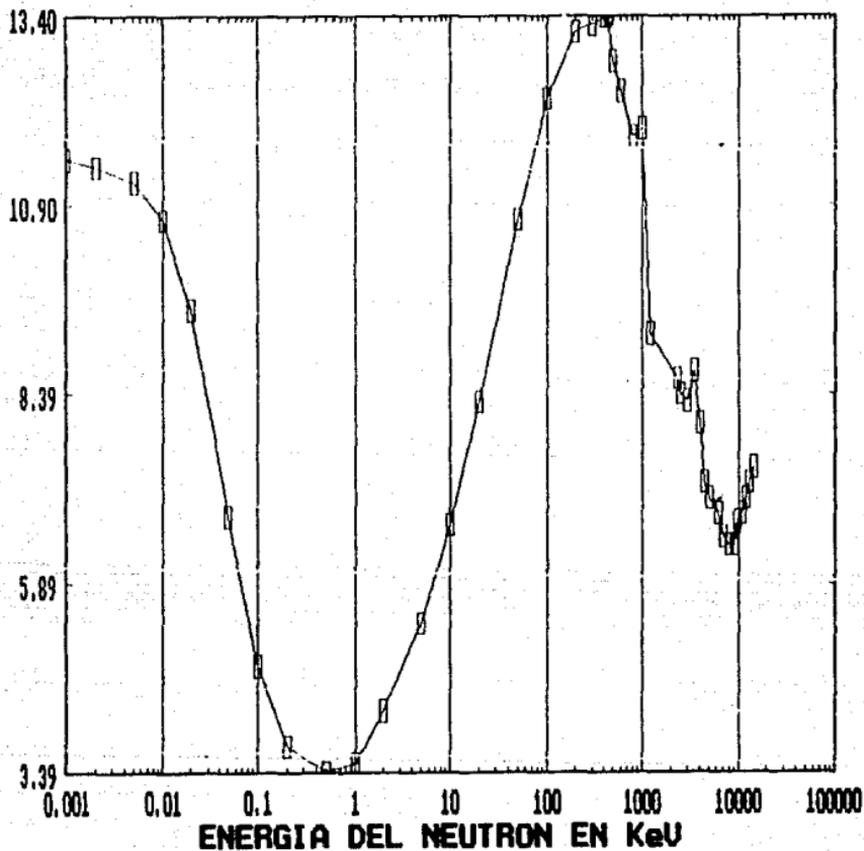


FIG. 17

**TABLA XV**

**FACTOR DE CALIDAD  $\bar{Q}(E)$  PARA DOSIS  
DE PARTICULAS PESADAS EN TEJIDO**

ENERGIA (MeV)	$\bar{Q}(E)$	ENERGIA (MeV)	$\bar{Q}(E)$
0.5	12.8	4.5	7.2
0.6	12.4	5.0	7.0
0.8	11.8	6.250	6.8
1.0	11.9	7.0	6.5
1.2	10.9	8.0	6.4
2.0	9.2	9.0	6.4
2.3	8.6	10.0	6.7
2.5	8.4	11.0	6.8
3.0	8.3	12.0	7.0
3.5	8.7	13.0	7.2
4.0	8.0	14.7	7.4

(29)

Mediante el factor de calidad y el kerma se obtiene un factor de conversión  $h(E)$  de equivalente de dosis que permite finalmente calcular la dosis equivalente en función de la distribución espectral.

$$h(E) = k(E) \bar{Q}(E) \quad (29)$$

$$H = \int_0^{\infty} \phi(E) h(E) dE \quad (29)$$

Basándose en los datos de  $K(E)$  y  $\bar{Q}(E)$  se obtiene  $h(E)$   
 (Ver Tabla XVI).

**TABLA XVI**

**FACTOR DE CONVERSION  $h(E)$  PRODUCIDO POR 1 NEUTRON\* $CM^{-2}$**

ENERGIA (MeV)	$h(E_n)$ (pSv)	ENERGIA (MeV)	$h(E_n)$ (pSv)
0.44	217	4.0	328
0.5	202	4.5	307
0.6	215	5.0	316
0.8	236	6.250	322
1.0	256	7.0	329
1.2	271	8.0	339
2.0	281	9.0	349
2.3	271	10.0	381
2.5	283	11.0	401
3.0	300	12.0	427
3.5	357	14.7	489

(29)

Existen varios factores de conversión de dosis reportados en la literatura, y varían de acuerdo a la forma del "phantom" con que se efectúan los cálculos o dependiendo del método de cálculo seguido. En el caso especial de la fuente Am/Be con que se efectuaron las irradiaciones se cuenta con los siguientes valores:

**TABLA XVII**

**FACTOR DE CONVERSION A DOSIS EQUIVALENTE A LA ENERGIA  
PROMEDIO DEL ESPECTRO DE NEUTRONES DE <sup>241</sup>Am-Be( $\alpha$ ,n).**

TIPO	FACTOR DE CONVERSION 10 <sup>0</sup> g en Sv cm <sup>2</sup>		ENERGIA PROMEDIO DEL ESPECTRO en MeV	
	MEDIDO	TEORICO	MEDIDO	TEORICO
h(ICRP)	3.75	3.81	4.49	4.75
h(NCRP)	3.76	3.82	4.48	4.75
h <sup>1</sup>	3.59	3.63	4.50	4.79
h <sup>1,d</sup>	3.53	3.58	4.53	4.81
h <sup>sf</sup> 1cm	3.51	3.56	4.54	4.82
h <sup>cl</sup> 1cm	3.56	3.61	4.42	4.69

1: dosis equivalente index para ICRU esfer  
 l: dosis equivalente index a profundidad  
 esf: esfera  
 cil: cilindro  
 (11)

En la Fig.18 se muestra el espectro de Am/Be en función de la energía y la dosis equivalente, utilizando todos los factores de conversión listados en la Tabla XVII. (11)

**4.1 CALIBRACION**

Respecto a la calibración que requiere todo dosímetro, se considera en este caso que la fuente Am/Be con que se cuenta puede utilizarse como fuente de calibración puesto que sus características (Cap.III) son bien conocidas

ESPECTRO DE DOSIS EQUIVALENTE  
FUENTE DE AM-Be

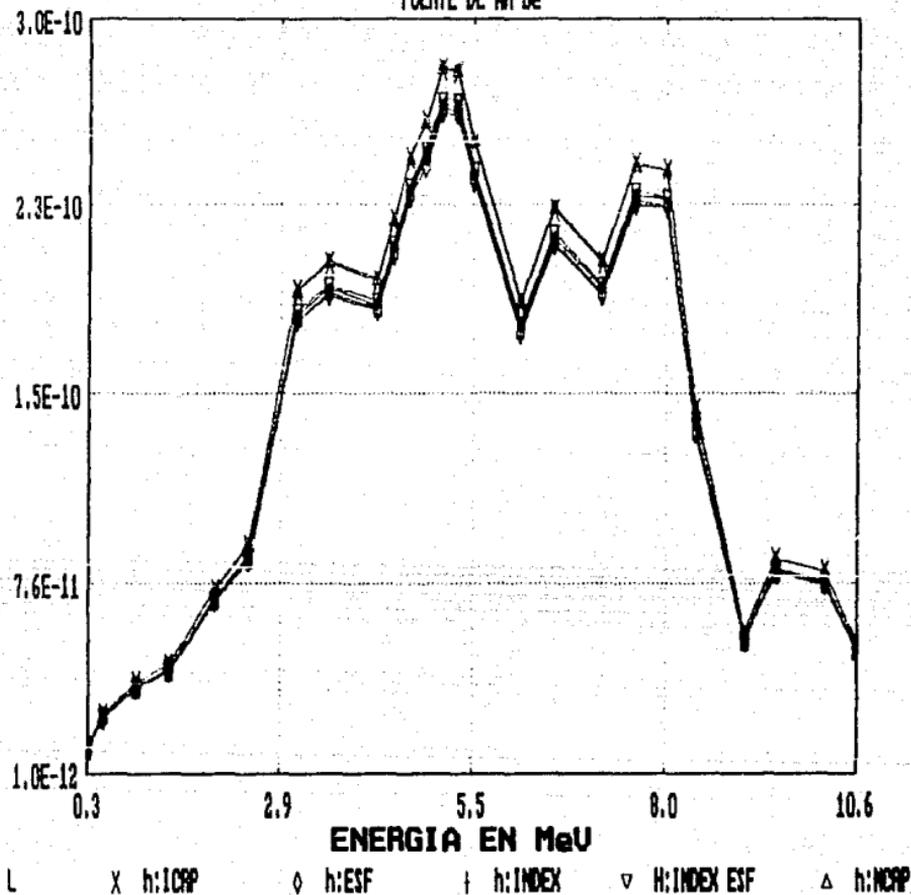


FIG. 18

(22,31,32,33), sin embargo esta fuente no puede utilizarse para calibrar directamente dosis equivalentes a un metro de distancia (20), puesto que su intensidad no es suficiente para tal fin.

Lo idóneo en estos casos sería contar con otra fuente calibrada, de intensidad considerable que nos permitiera efectuar la calibración a las distancias recomendadas y con los lineamientos de flujo ya fijados, pero debido a la falta de material, en este caso fuentes de neutrones, que no pueden conseguirse fácilmente, no se pudo realizar la calibración de esta forma. En la literatura se mencionan otras distancias como opciones para calibrar un dosímetro y no necesariamente a 1 metro de distancia (22) por tanto se efectuará la calibración en este caso a 10 cm de distancia de la fuente, puesto que es la recomendada en varios reportes (22).

La calibración por tanto se efectuó a 10 cm de la fuente, realizándose los siguientes cálculos:

1. Cálculo de flujo de neutrones:

$$\phi = \frac{\phi_0}{4\pi r^2}$$

donde :

$$\phi_0 = 1.1 \times 10^7 \text{ n/seg}$$

$$\phi = \text{Flujo de neutrones en n/seg*cm}^2$$

$$r = 10 \text{ cm (distancia fuente-placa)}$$

2. Cálculo de dosis equivalente obtenida:

$$H = h * \phi$$

donde:

$$H = 1100 \text{ mrem/hr}$$

$$h = 3.5 \times 10^{-10} \text{ Sv*cm}^2$$

$$\phi = 8753.52 \text{ n/seg*cm}^2$$

3. Cálculo de la Actividad que se espera tenga la lámina de Rh a esta distancia, mediante:

$$\lambda = \phi N \sigma (1 - e^{-\lambda t_i}) e^{-\lambda t_e} (1 - e^{-\lambda t})$$

donde:

$$\phi = 8753.52 \text{ n/seg*cm}^2$$

$$N = 1.1467 \times 10^{22} \text{ átomos}$$

$$\lambda = \ln 2 / 56.12$$

$$t_i = 8 \text{ horas}$$

$$t_e = 20 \text{ segundos}$$

$$t = 4750 \text{ segundos}$$

$$\sigma = 760 \text{ mb}$$

4. CPS teóricas para la lámina de Rh:

$$c = \frac{\text{CPS}}{\Delta Y}$$

donde:

$$c = 2.62 \times 10^{-3} \text{ Cuentas /Rayos-X}$$

$$\lambda = 29 \text{ dps}$$

$$Y = 0.703 \text{ Rayos-X/desintegración}$$

Aún cuando la obtención de CPS "teórica" no es necesaria, puesto que la relación entre las dosis equivalentes son la base de la calibración, se llevó a cabo

únicamente con fin de hacer una doble comparación y así asegurar mediante ambos caminos la calibración.

Finalmente se obtiene la relación entre el flujo de neutrones a esa distancia y por tanto la dosis equivalente o absorbida según se requiera con el conteo (CPM) que se espera obtener .

Una vez conocidos todos los factores que involucran el cálculo de la dosis equivalente a continuación se tabulan los resultados experimentales obtenidos mediante las placas de Rh y los monitores de neutrones que se utilizaron para verificar que las dosis en ambos casos se encuentran aproximadamente en los mismo intervalos.

Todos los datos estan corregidos y calibrados de acuerdo a lo dicho anteriormente.

Los datos de la Tabla XVIII son promedio de las tres corridas efectuadas en el caso de las placas y del monitor el promedio de los dos monitores utilizados.

En la Fig.19 se encuentran dibujados los resultados de dosis equivalente obtenidos con las placas de rodio, y los monitores de neutrones; el comportamiento en ambos casos es semejante considerando en cada caso el error que involucra la determinación de la dosis. Al respecto se puede concluir que las lecturas obtenidas por los dos caminos deberán dar resultados igualmente válidos, sin embargo hay que recalcar que un monitor de neutrones no es práctico al ser utilizado como un dosímetro personal de neutrones, debido a su tamaño y costo, además la lectura que se obtiene a partir de estos

monitores tiene una incertidumbre grande debido a las escalas que se manejan.

**TABLA XVIII**  
**DOSIS ABSORBIDAS Y EQUIVALENTES**

DISTANCIA fuente- placa (cm)	PLACA DE RODIO*		MONITOR	
	D (rad*cm <sup>2</sup> /n)	H mrem/hr	H mrem/hr	H (cm)
1.5±0.05	1.405x10 <sup>-9</sup> ±5.8	48889±5.8	10±2%	803±15%
3.5±0.05	7.674x10 <sup>-9</sup> ±5.8	8980±5.8	12±2%	556±15%
5.5±0.05	1.895x10 <sup>-8</sup> ±5.8	3636±5.8	15±2%	358±15%
7.5±0.05	3.523x10 <sup>-8</sup> ±5.8	1956±5.8	17±2%	277±15%
9.5±0.05	5.654x10 <sup>-8</sup> ±5.8	1218±5.8	20±2%	202±15%
11.5±0.05	8.284x10 <sup>-8</sup> ±5.8	831±5.8	25±2%	130±15%
13.5±0.05	1.142x10 <sup>-7</sup> ±5.8	604±5.8	30±2%	91±15%
15.5±0.05	1.505x10 <sup>-7</sup> ±5.8	458±5.8		
17.5±0.05	1.919x10 <sup>-7</sup> ±5.8	359±5.8		
19.5±0.05	2.382x10 <sup>-7</sup> ±5.8	289±5.8		
21.5±0.05	2.896x10 <sup>-7</sup> ±5.8	238±5.8		

\*Valores promedio

Por último se reportan las principales fuentes de incertidumbre en la obtención de dosis en este experimento, listadas en la Tabla XIX.

# DOSIS EQUIVALENTE

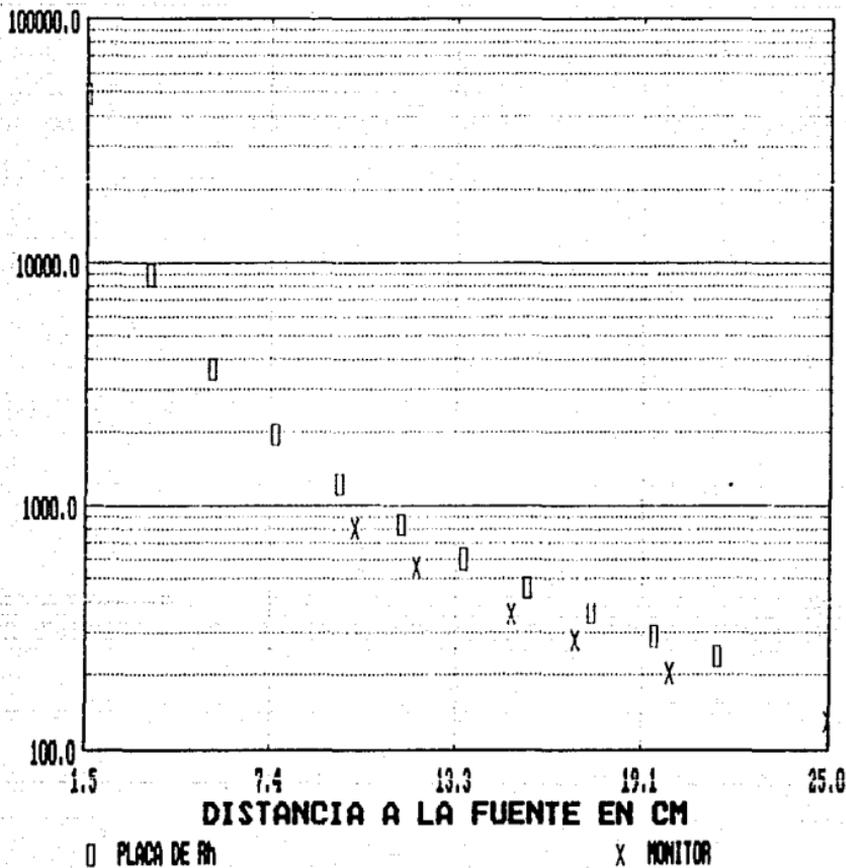


FIG. 19

**TABLA XIX**

**SUMARIO DE INCERTIDUMBRES INVOLUCRADAS EN LAS DETERMINACIONES  
DE DOSIS EQUIVALENTE Y ABSORBIDA POR PLACAS DE Rh**

COMPONENTE	INCERTIDUMBRE (%)
INTENSIDAD DE LA FUENTE	1.1
ACTIVIDAD DE REFERENCIA	0.2
DISTANCIA FUENTE-MUESTRA	0.4
CONTEO DE RAYOS-X (SISTEMATICO)	2.7
CONTEO DE RAYOS-X (ESTADISTICO)	0.8
DIMENSIONES DE LAS PLACAS	0.1
MODELOS PARA FACTORES $\bar{Q}$ Y h	0.2
CALCULO DE $\sigma$	<u>0.3</u>
<b>INCERTIDUMBRE TOTAL</b>	<b>5.8</b>

# DOSIS ABSORBIDA

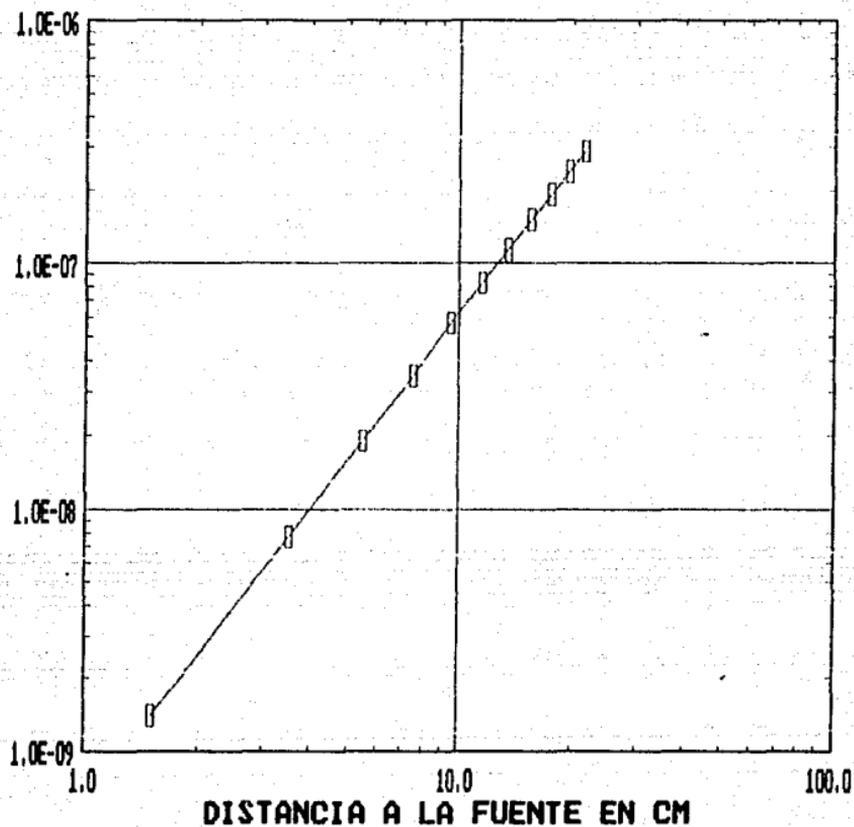


FIG. 20

#### IV. CONCLUSIONES

Aun cuando la exposición a neutrones es pequeña en comparación a las provocadas por radiaciones ionizantes (partículas cargadas, radiación electromagnética), cada vez es más importante entre los trabajadores la contribución de los neutrones a las dosis totales recibidas. Sin embargo, es un hecho que los problemas e incertidumbres en la dosimetría de neutrones son mucho más grandes que en la dosimetría de fotones, esto indica que se requiere un esfuerzo considerable, antes de que los riesgos asociados con las exposiciones a neutrones puedan ser estimados con las mismas precisiones que en las radiaciones ionizantes.

La técnica descrita suministra un medio de rápida identificación de exposición personal en accidentes críticos, y determinación de fluencia de una fuente de neutrones, además de tener numerosas ventajas que lo hacen altamente atractivo para cuantificar dosis recibidas por neutrones rápidos.

Las ventajas de utilizar este sistema dosimétrico se condensan en los siguientes puntos:

1. No requiere de un mantenimiento especial.
2. Es insensible a los Rayos- $\gamma$ .
3. Soporta altas temperaturas ( $<2000$  °C)
4. Es barato
5. Puede ser utilizado en amplios rangos de energías de neutrones y niveles de flujos.

6. Ocupan poco espacio y no requieren de equipo electrónico durante la irradiación.
7. Es sensible a la mayor parte de los neutrones de fisión.
8. Su respuesta es independiente de la distribución espectral de los neutrones entre 0.8-10 MeV.
9. La lámina es de pequeño tamaño y poco peso siendo fácilmente incorporada como dosímetro personal (10), en instalaciones nucleares o en laboratorios.
10. El sistema de detección es simple y sencillo de operar.
11. Es confiable en sus estimaciones de dosis. (10)
12. La sección eficaz es proporcional a la dosis absorbida (kerma) en un intervalo de 0.8-10 MeV, dentro de un 10%.
13. Su energía umbral es baja y muy parecida a la de fisión de Np-237.
14. Su sección eficaz es relativamente grande.

Sin embargo como es de esperarse también conlleva algunas desventajas la utilización de este sistema dosimétrico, como lo es:

1. La vida media de Rh-103m es relativamente corta y no permite dejar largos periodos de tiempo sin cuantificarse, creando problemas en circunstancias donde es imposible recuperar la lámina en muchas horas después del accidente, cuando éste es el caso.
2. En situaciones de seguridad debiera estar acompañado por otros dosímetros como S e In.
3. La distribución espectral debe ser de preferencia conocida para poder realizar la cuantificación dosimétrica.

## V. BIBLIOGRAFIA

1. Curtiss, L.F. Introduction to neutron physics, Van Nostrand, 1969, New Delhi.
2. Beckurts, K.H y Wirtz, K. Neutron Physics, Springer Verlag Ohg. Germany, 1964.
3. Ing. H y Cross, W.G. *Use of Compiled Spectra for Determining Neutron Doses in Criticality Accidents*. RADIATION PROTECTION DOSIMETRY. Vol.1, No. 1, pp.11-17 (1981).
4. Ing, H y Piesch, E. *Status of Neutron Dosimetry*, RADIATION PROTECTION DOSIMETRY, Vol.10, No.1-4, pp. 5-15 (1985).
5. Holt, P.D. *Passive Detectors for Neutron Fluence Measurement*. RADIATION PROTECTION DOSIMETRY. Vol.10 No.1-4, pp. 251-264 (1985).
6. Reactor Experiments, Inc. Neutron Activation Foils: Research Foils., Terminal Way, San Carlos, California, 1965.
7. Harvey, J.R. *Neutron Exposure; Sources and Radiological Significance*. RADIATION PROTECTION DOSIMETRY. Vol. 10, No.1-4, pp. 17-22 (1985).
8. Ausin, Aionso v. y Sagastibelza Chivite F. *Utilización de dosímetros TLD 100 para el control de dosis ambientales de radiación en el entorno de instalaciones nucleares: Primera parte*. ENERGIA NUCLEAR, 24(124), pp121 (1980).
9. Sagastibelza, F y Brasher, J. W. *Medidas de dosis ambientales de radiación con dosímetros de termoluminiscencia, en la Central Nuclear de la Isla de las Tres Hillas (U.S.A)*, ENERGIA NUCLEAR, 25(133), pp 351 (1981).

10. Wagner, S.R. *Quantities and Units for Neutron Dosimetry in Radiation Protection*. RADIATION PROTECTION DOSIMETRY. Vol. 10, pp. 23-27 (1985).
11. Kluge, H. y Weise, K. The neutron energy spectrum of a  $^{241}\text{Am}-\text{Be}(\alpha, n)$  source and resulting mean fluence to dose equivalent conversion factors. RADIATION PROTECTION DOSIMETRY. Vol.2, No.2, p.85-93 (1983).
12. Memorandum from the British Committee on Radiation Units and Measurements. *Effective Quality Factor for Neutrons*. RADIATION PROTECTION DOSIMETRY. Vol.14, No.4, pp. 345-346 (1986).
13. Adriano C, Hugo A. "Diseño de un sistema de Rayos-X de Fluorescencia con detector de Centelleo", Lic. en Física, U.N.A.M., Facultad de Ciencias, México, D.F., 1989.
14. Monroy G.F. "Determinación de elementos contaminantes de petróleo por Fluorescencia de Rayos-X", Lic. en Ingeniería Química, U.N.A.M., Facultad de Química, México, D.F., 1991.
15. Galván G. A. "Determinación de Secciones Eficaces", Maestría en Ciencias Nucleares, U.N.A.M., Facultad de Química, México, D.F., 1992.
16. Pázsit, G. et. al. Remarks on the  $^{103}\text{Rh}(n, n')^{103m}\text{Rh}$  Excitation Curve. INT. JOUR. OF APPL. RADIATION AND ISOTOPES, Vol26, pp.621-623 (1975).
17. Pausel, A. et. al. Cross-Section Measurement for the Reaction  $^{103}\text{Rh}(n, n')^{103m}\text{Rh}$ . NUCLEAR SCIENCE AND ENGINEERING. 76, 331-335 (1980).
18. Ing, H y Cross, W.G., A criticality neutron dosimeter using the  $^{103}\text{Rh}(n, n')^{103m}\text{Rh}$  reaction. HEALTH PHYSICS, Vol. 25, pp. 291-297 (1974).
19. Handbook of Spectroscopy. Vol. III, J.W. Robinson,

1981, USA.

20. Delafiel, H. J. *Nuclear Accident Dosimetry*. RADIATION PROTECTION DOSIMETRY. Vol.10, No.1-4, pp.237-249 (1985).

21. IAEA. Technical Reports No.156 .Handbook on Nuclear Activation Cross-Section. Vienna, 1974

22. Eisenhauer,C.M; Hunt, J.B y Schwartz, R.B. *Calibration techniques for neutron personal dosimetry*. RADIATION PROTECTION DOSIMETRY. Vol.10 No.1-4, pp.43-57 (1985).

23. IAEA. Technical Reports No.130. Compendium of Neutron Spectra in Critical Accident Dosimetry. Vienna, 1974.

24. Lameze, G.P. et. al. *Spectrum-Averaged Cross-Section Measurement of  $^{103}\text{Rh}(n,n')^{103m}\text{Rh}$  in the  $^{252}\text{Cf}$  Fission Neutron Spectrum*. NUCLEAR SCIENCE AND ENGINEERING. 100, 43-47 (1988).

25. Cross, W. Nuclear Accident Dosimetry Systems. IAEA-PL-329/2 Vienna, 1970.

26. Shibata, T. *Nuclear Accident Dosimetry by Foil Group*. IAEA-PL-329/11. Vienna, 1970.

27. ASTM 12.02. Standard Practice for Determining Neutron Fluence Rate, Fluence, and Spectra by Radioactivation Techniques. USA, 1991.

28. IAEA. Technical Reports. Series No.109 Guide on Calibration of Neutron Measurement Devices. Vienna, 1987.

29. Cross, W.G. y Ing., H. *Conversion and Quality Factors Relating Neutron Fluence and Dosimetric Quantities*. RADIATION PROTECTION DOSIMETRY, Vol.10, No.1-4, pp. 29-42 (1985).

30. IAEA-PL-329/2. Nuclear Accident Dosimetry Systems, Vienna, 1970.
31. Industrial Gauging and Analytical Instrumentation Sources, Amersham International, UK.
32. IAEA. Technical Reports Series No. 273. Handbook on Nuclear Activation, Vienna, 1987.
33. ICRU Report. 43 Determination of Dose Equivalents from External Radiation Sources Part. 2, USA. 1982.
34. Handbook of Radiation Measurement and Protection, Vol. I. Seria: Physical Science and Engineering, CRC, 1974, USA.
35. IAEA. Normas de Seguridad No.9 Normas Básicas de Seguridad en Materia de Protección Radiológica., Viena, 1983.
36. Gibson, A.B. *Individual Neutron Dosimetry*. RADIATION PROTECTION DOSIMETRY Vol.25, No. 14 pp.109-115 (1988).
37. Saraf, B. *Energy Levels of  $Rh^{103}$  from the decay of  $Pd^{103}$  and  $Ru^{103}$* . PHYSICAL REVIEW, Vol. 97, No. 3, (1955).
38. Delafield, A. *Nuclear Accident Dosimetry and Overview* RADIATION PROTECTION DOSIMETRY. Vol. 25, No.14, pp. 143-149 (1988).
39. Plan, R.R. y Cohen, I.M. *Determination of the  $^{103}Rh(n,2n)^{102m}Rh$  and  $^{103}Rh(n,2n)^{102}Rh$  reaction Cross-Section, Averaged over a Fission Spectrum*. J. RADIOANAL. NUCL. CHEM., LETTERS 65(4), PP.227-232 (1984).
40. Gillespie, A.S. y Hill, W.W. *Sensitivities for Activation Analysis with 14-MeV Neutrons*. NUCLEONICS. Nov. 1961.

41. Rogers O., D.W. Conversion of neutrons/cm<sup>2</sup> to rem. HEALTH PHYSICS, Vol. 34 (April), pp-396-397 (1978).
42. Caswell, R.S. et. al. Basic Data Necessary for Neutron Dosimetry. RADIATION PROTECTION DOSIMETRY. Vol.25, No.14, pp 11-17 (1988).
43. Grandy, D.J. Absolute Measurements of the <sup>115</sup>In(n, $\gamma$ )<sup>116m</sup>In Cross Section for Fast Neutrons. NUCLEAR SCIENCE AND ENGINEERING, 94, pp. 227-232 (1986).