

24.27



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTONOMA  
DE MEXICO

FACULTAD DE CIENCIAS

EFECTOS DE RADIACION EN PINTURAS UTILIZADAS  
EN UN REACTOR BWR

**T E S I S**  
QUE PARA OBTENER EL TITULO DE:  
**LICENCIADO EN FISICA**  
P R E S E N T A :

Jaime Alejandro Jiménez Romo  
Mauricio Alejandro Olea Nader

MEXICO, D. F.

1987



Universidad Nacional  
Autónoma de México



## **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.

# I

INDICE.	I
INTRODUCCION.	III
CAPITULO I. INTERACCION DE RADIACION CON MATERIA.	1
a) Conceptos de dosis.	2
b) Radiación gamma ( $\gamma$ ).	5
c) Electrones (radiación $\beta^-$ ).	12
d) Neutrones ( $n$ ).	19
e) Iones ligeros y productos de fisión.	29
g) Métodos de medida.	35
CAPITULO II. CALIFICACION DE EQUIPO EN UNA CENTRAL NUCLEAR.	40
II.1 Descripción de un reactor de agua hirviendo (BWR).	40
II.2 Condiciones ambientales de operación.	54
a) Radiación $\gamma$ , n, $\beta^-$ .	54
b) Temperatura y presión.	56
II.3 Procedimientos de calificación	59
II.4 Cambios en propiedades físicas y químicas inducidas por radiación	61
a) Cambios en propiedades químicas.	61
b) Cambios en propiedades físicas.	65
CAPITULO III. CALIFICACION DE PINTURAS PARA UN REACTOR BWR.	67
a) Uso de pintura en un reactor.	67
b) Descripción de las muestras.	70
c) Procedimientos de Irradiación.	72
CAPITULO IV. CONDICIONES DE IRRADIACION DE PINTURAS.	75
IV.1 Irradiación con rayos gamma	75
a) Irradiador comercial JS-6500.	75
b) Calibración teórica y comparación con calibración por fricks.	84
c) Calibración de un plástico.	95
d) Irradiación de pinturas.	102
IV.2 Irradiación con electrones	106
a) Pelletron.	106
b) Calculo teórico de la dosis.	110
c) Mapeo del haz de electrones y calibración.	121
d) Irradiación de pinturas.	126

## II

IV.3 Irradiación con neutrones.	130
a)Justificación de irradiación con protones simulando neutrones.	130
b)Tandem Van de Graaff.	132
c)Calculo de dosis teórico.	138
d)Irradiación de pinturas.	148
e)Calculo de flujo experimental.	155
CAPITULO V. ANALISIS DE LAS PINTURAS IRRADIADAS.	160
a)Métodos establecidos.	160
b)Método propuesto para adherencia.	163
c)Conclusiones.	170
CAPITULO VI. TRABAJO FUTURO.	173
Apéndice I	175
Apéndice II	178
Bibliografía	180
Agradecimientos	184

## INTRODUCCION

Las componentes y elementos dentro de un reactor de agua hirviente "BWR" (Boling Water Reactor), están sometidos a radiación continua durante la operación del mismo. Es necesario evaluar, antes de usar estas componentes y elementos en el reactor, los daños que les produce la radiación, para alcanzar un mejor nivel de seguridad en cuanto al manejo de los BWR, (Capítulo II).

Entre los elementos a evaluar se encuentran las pinturas orgánicas que se emplean como recubrimiento, tanto en las paredes, como en otros sistemas del reactor. (Capítulo III).

El objetivo de esta tesis es contribuir al conocimiento de los daños por radiación que sufren dichas pinturas durante la vida útil de un BWR, más la radiación generada por el peor accidente nuclear, que le pueda ocurrir, llamado LOCA (Loss of Coolant Accident - accidente por pérdida de refrigerante). Además de proponer una metodología, la cual se podría tomar como base para la realización de otras investigaciones relacionadas en la calificación de equipo expuesto a radiación en una planta nuclear.

En este trabajo se proponen pruebas complementarias a las normas internacionales, ya que éstas sólo mencionan que se irradian con rayos gamma, mientras que en esta tesis se propone irradiar además con electrones y protones, para simular el daño producido por electrones secundarios provenientes de la interacción de los rayos gamma con la materia, así como el flujo de neutrones provenientes del núcleo del reactor, respectivamente (Capítulo IV).

Estas simulaciones se llevaron a cabo irradiando muestras de pinturas, que se utilizan en un BWR, depositadas so-

#### IV

bre una placa de acero al carbón, (Capítulo III).

Los análisis finales se realizaron según las especificaciones de los estándares internacionales, estos análisis son visuales. Proponiéndose además un nuevo método cuantitativo de análisis de las muestras, el cual se llevó a cabo midiendo la adherencia de las pinturas al metal, después de ser irradiadas. (Capítulo V).

## CAPITULO I. INTERACCION DE RADIACION CON MATERIA.

Para una mejor comprensión de este trabajo, se recuerda el concepto de radiación y los diferentes tipos de radiación que existen.

La radiación es energía que viaja a través del espacio, esta energía se manifiesta de dos formas; radiación electromagnética y radiación corpuscular.

La radiación electromagnética (que en ocasiones se trata como corpuscular), comprende entre otras a la luz, el calor, los rayos X y los rayos  $\gamma$  y todos estos tipos de radiación tienen en común que viajan en el espacio en forma de ondas, los rayos X y la radiación  $\gamma$  son ondas lo suficientemente energéticas que al interactuar con la materia pueden producir ionización en el material.

Por otro lado la radiación corpuscular también se considera como radiación ionizante, debido a que generalmente tienen la energía suficiente para producir ionización en los materiales.

La radiación corpuscular se divide en partículas cargadas y partículas neutras. Las partículas cargadas se subdividen en pesadas y ligeras.

Las partículas cargadas ligeras tienen como principal representante a los electrones que en ocasiones son llamados radiación beta. Por otra parte las partículas pesadas se consideran aquellas cuyo peso es al menos el del protón.

La radiación se puede obtener de la naturaleza o de aparatos construidos por el hombre, tales como los aceleradores.

### I.a) CONCEPTOS DE DOSIS.

Una de las cantidades más importantes en el estudio de la interacción de la radiación con materia es la dosis; la dosis se define como energía absorbida por unidad de masa - de un material irradiado. (Dosis =  $dE/dm$ ).

La energía que absorbe un material, depende del material en sí, de su densidad, de su composición química, etc. ya que la radiación no tiene la misma probabilidad de interactuar con un material que con otro.

Además, la forma de interacción que se presenta con cada tipo de radiación es distinta con el que presenta otro tipo, por lo que si un material es expuesto a un haz de rayos  $\gamma$ , no recibirá la misma dosis que si se expone a un haz de electrones o protones; esto se debe a que la interacción - que tiene cada tipo de radiación con la materia, es distinta. Pero el concepto de dosis es el mismo para todos los tipos de radiación.

La dosis depende del número de partículas que inciden sobre el material, por lo que si un material es expuesto - más tiempo, recibirá más dosis que si se expone menos tiempo, debido a esto, en ocasiones es más conveniente hablar - de una razón de dosis; este concepto se refiere a la dosis absorbida por unidad de tiempo.

Las unidades de dosis son: erg/g, pero generalmente se usan los rads, su relación es:  $1 \text{ rad} = 100 \text{ erg/g}$ ; en la tabla 1.1 se presentan las distintas unidades utilizadas y - sus equivalencias.



Las unidades no dependen, ni del tipo de radiación utilizada, ni del material expuesto, se usan indistintamente para medir la energía depositada por unidad de masa, no importando las condiciones de irradiación.

Si se quisiera tener una tabla de unidades similar a la tabla 1.1 para razón de dosis, sería análoga a ésta, con la única variante que las unidades estarían divididas entre la unidad de tiempo (segundo, minuto u hora) que se elija.

Para calcular la dosis teórica recibida por un material expuesto a diferentes campos de radiación, es necesario calcular cada una de las componentes (dosis recibida por rayos gamma, electrones, protones), y posteriormente, sumarlas.

Cada uno de estos cálculos se hace por separado, debido a que cada tipo de radiación interactúa diferente.

TABLA 1.1. EQUIVALENCIAS ENTRE UNIDADES DE DOSIS.

	$\frac{\text{erg}}{\text{g}}$	$\frac{\text{eV}}{\text{g}} = \rho * \frac{\text{eV}}{\text{cm}^3}$	rad	Mrad	$\frac{\text{Joule}}{\text{kg}} = \text{Gray (G)}$
$1 \frac{\text{erg}}{\text{g}} =$	1	$6.24 \times 10^{11}$	$10^{-2}$	$10^{-8}$	$10^{-6}$
$1 \frac{\text{eV}}{\text{g}} =$ $= \rho * \frac{\text{eV}}{\text{cm}^3} =$	$1.602 \times 10^{-12}$	1	$1.602 \times 10^{-16}$	$1.602 \times 10^{-20}$	$1.602 \times 10^{-18}$
1 rad =	$10^2$	$6.242 \times 10^{13}$	1	$10^{-8}$	$10^{-2}$
1 Mrad =	$10^8$	$6.242 \times 10^{19}$	$10^6$	1	$10^6$
$1 \frac{\text{Joule}}{\text{kg}} =$ $= 1 \text{ Gray} =$	$10^6$	$6.24 \times 10^{15}$	$10^2$	$10^{-6}$	1

\*Esta densidad depende del material irradiado.

Como la dosis depende del material que se irradie, esto implica que la dosis de exposición es diferente a la dosis absorbida. La dosis de exposición se mide en roentgens (R) y se define en relación a la ionización que sufre el aire al poner una fuente de radiación, de rayos gamma ó de rayos X.

Por lo que la dosis de exposición está dada por:

$$\chi = dQ/dm \text{ medido en Coulomb/kg}$$

en donde:  $dQ$  = carga de la ionización en el aire, debido a la radiación.

$dm$  = Elemento de masa del aire.

Un Roentgen (R) se define como: la radiación capaz de generar iones que contengan una carga eléctrica de cualquier signo en cada 0.001293 g (1 cm<sup>3</sup> de aire a 20°C, 1 Atm) de aire seco<sup>(1)</sup>. Un roentgen equivale a:  $2.58 \times 10^{-4} \frac{C}{kg}$ .

fotoelectrón, por lo que esa energía se transformará en calor ó se producirá el efecto Compton<sup>(3)</sup> que posteriormente se analizará.

En el caso contrario en que los fotones tuvieran una energía mayor a la función de trabajo, se tiene que esa diferencia se transforma en energía cinética del fotoelectrón i.e. el fotón desprende un electrón y además le proporciona energía cinética igual a la diferencia de energías.

Si los electrones que se liberan corresponden a la capa superior del material, no perderán energía al salir, pero si el fotón libera a un electrón de los planos interiores del material, entonces el fotoelectrón al tratar de salir a la superficie va interaccionando con otros átomos y por tanto, va cediendo parte de su energía, de tal manera que si logra salir del material, sale con una energía menor que la que tenía inicialmente.

En algunos casos los fotoelectrones no llegan a salir del material, debido a que ceden toda su energía en el trayecto, convirtiéndose ésta en calor o en energía cinética para otro electrón.<sup>(3)</sup>

El número de electrones que salen del material varía con respecto a la energía cinética que tienen, ésto se puede ver en la figura 1.1.

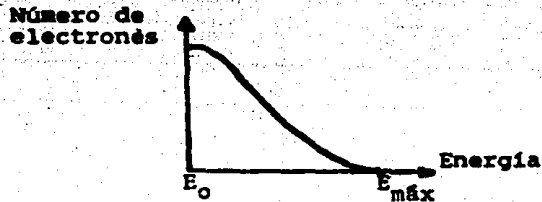


Figura 1.1.- Distribución de Energías

## I.b) RADIACION GAMMA ( $\gamma$ )

La radiación gamma ( $\gamma$ ) son fotones que tienen energías entre 0.01 MeV y 10 MeV; este tipo de radiación proviene de desexcitaciones nucleares<sup>(2)</sup>. Cuando la energía de los fotones fluctúa entre 0.1 KeV y 100 KeV, se les llama rayos X<sup>(2)</sup>, dichos rayos provienen de desexcitaciones atómicas, la forma en que interaccionan con la materia los rayos  $\gamma$  es completamente análoga a la interacción que tienen los rayos X, la única diferencia es la energía que se deposita en la materia. Como se verá, algunos fenómenos no se pueden dar si el fotón no tiene una cierta energía mínima, por lo que dichos fenómenos no se pueden producir con rayos X.

Existen muchos tipos de interacción de los fotones con la materia, (esencialmente con los electrones), 3 son los más importantes, dado esto, sólo se analizarán estos 3 fenómenos:

1) EFECTO FOTOELECTRICO.- Este efecto consiste en que un fotón desprende un electrón llamado fotoelectrón de un cierto material, la gran mayoría de estos fotoelectrones provienen de la orbita de valencia de los átomos que constituyen el material, porque en general la probabilidad de que el fotón choque con un electrón de valencia, es mucho mayor a que choque con un electrón interno. Este fenómeno se observa siempre y cuando los fotones tengan una energía mínima, característica de cada material, relacionada con la energía con que el material tiene amarrados a los electrones. Esta energía es llamada función de trabajo y es del orden de eV. Dado esto, fotones cuyas energías sean de ese orden, serán capaces de desprender un electrón del material.

En caso de que los fotones tuvieran una energía menor a ésta al chocar con la materia, no desprenderán ningún-

En esta gráfica se puede observar que todos los electrones salen con una energía mínima de  $E_0$ , que corresponde a la que poseen los fotoelectrones que se desprenden de una profundidad  $X$  máxima, esto es, los fotoelectrones que salen de dicha profundidad  $X$  son los últimos que alcanzan a salir del material. Si un fotón desprende un electrón de una profundidad  $x + \Delta x$ , entonces el fotoelectrón no tiene la suficiente energía para llegar a la superficie y por tanto, no contribuye a la corriente.

Además se observa que existe una energía máxima ( $E_{m\acute{a}x}$ ) esta energía corresponde a los electrones que se desprenden de la superficie del material, estos fotoelectrones no tienen que ceder energía para salir, por lo que toda la energía la convierten en cinética.

De aquí se obtiene que todos los fotoelectrones tienen energías entre  $E_0$  y  $E_{m\acute{a}x}$ . Por último cabe señalar que el flujo de fotones no afecta la energía de los fotoelectrones, sino que sólo afecta la cantidad de partículas que salen del material. La energía de los fotoelectrones es función de la energía de los fotones incidentes.

En un reactor nuclear, el flujo de rayos  $\gamma$  es bastante grande, por lo que se creará un número muy grande de fotoelectrones que además tendrán energías altas, ya que los rayos gamma que se liberan son del orden de MeV y las funciones de trabajo son del orden de eV, por lo que gran parte de la energía de éstos se convertirá en energía cinética de los electrones.

A la segunda forma de interacción se le llama:

II) EFECTO COMPTON.- Este fenómeno consiste en un fotón que choca con un electrón considerado libre y en reposo,

cediéndole parte de su energía.

Al chocar el fotón con el electrón, ambos salen dispersados, por lo que al electrón se le proporciona energía cinética y el fotón modifica su momento y su energía cambiando ésta de  $h\nu$  a  $h\nu'$ ; graficamente se puede ver lo siguiente:

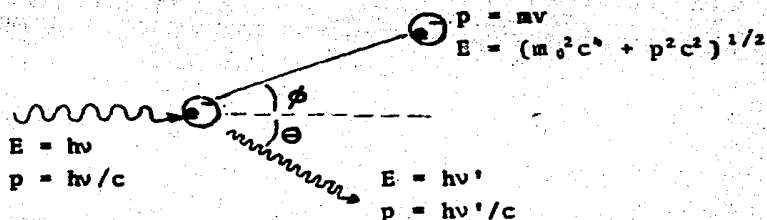


Figura 1.2.- Efecto Compton.

Después de que ocurre esta interacción, se tiene un electrón con momento  $p (= mv)$  y energía total  $E = (m_0^2 c^4 + p^2 c^2)^{1/2}$ ; mientras que por otro lado se tiene un fotón con energía  $h\nu'$  y momento  $h\nu'/c$ .

También el efecto Compton contribuye con radiación de electrones, ya que el electrón que se desprende interacciona posteriormente con la materia.

A estos electrones se les llama secundarios, ya que son un producto de la interacción de rayos  $\gamma$  con materia.

La última forma de la interacción de radiación  $\gamma$  con materia es la llamada:

III) PRODUCCIÓN DE PARES.- Este fenómeno consiste en la generación de un electrón y un positrón, a partir de un rayo  $\gamma$ .

Las leyes de conservación se deben de cumplir, ésto es, la carga neta total después de la conversión es ~~es~~ cero, ya que la carga del fotón es cero.

Por otro lado, la energía del fotón debe de ser igual a la energía de las nuevas partículas, incluyendo la masa en reposo. El spin sí se conserva, porque el spin del fotón es 1 y el spin del electrón y del positrón es  $1/2$ .

Por último, el momento lineal se debe conservar y ésto se cumple siempre y cuando la producción de pares se dé cerca de un núcleo atómico pesado, ya que éste debido a su gran masa absorbe parte del momento que es precisamente la diferencia entre el momento del fotón y el momento que adquieren las nuevas partículas. <sup>(3)</sup>

Dadas estas condiciones para que se lleve a cabo la producción de pares, es necesario que los fotones tengan una energía mínima de 1.022 MeV, que equivale a las energías en reposo del electrón, mas la energía en reposo del positrón. Además es necesario que el fotón pase cerca de un núcleo pesado para que éste absorba momento.

En caso de que la radiación gamma tenga más energía, el sobrante se convertirá en energía cinética de las nuevas partículas. El proceso inverso a la producción de pares es la aniquilación formando dos fotones de 0.511 MeV cada uno a  $180^\circ$  de emisión.

Aquí se han analizado las 3 formas más importantes en que la materia absorbe rayos X y rayos  $\gamma$ .

Por lo que se vió, con fotones de bajas energías el ú-

nico mecanismo de absorción que se tiene es el efecto Compton, ya que existe un umbral para que el efecto fotoeléctrico se lleva a cabo (este umbral es la función de trabajo); - este umbral es del orden de varios eV. Para la producción de pares, el umbral es bastante más grande (1.022 MeV), por lo que conforme crece la energía de los fotones, el efecto fotoeléctrico se va convirtiendo en el fenómeno primordial - en que la materia absorbe la energía, hasta que los fotones llegan a energías del orden de 1 MeV, entonces el fenómeno que empieza a predominar es el de producción de pares; ésto se puede ver en la siguiente gráfica.

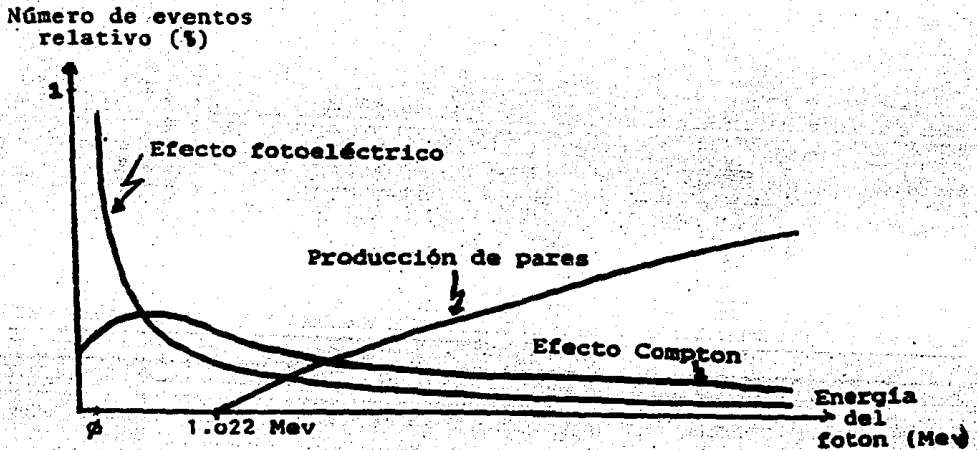


Figura 1.3<sup>(3)</sup>. - Dependencia del número de eventos de un fenómeno, con respecto a la energía del fotón.

A continuación se presenta una tabla en que se muestran los productos de la interacción entre fotones y materia, además se presenta la energía mínima para que el fenómeno se lleve a cabo.



TABLA 1.2. TIPOS DE INTERACCION DE FOTONES CON MATERIA.

FENOMENO	ENERGIA MINIMA DE LOS FOTONES	PARTICULAS PRODUCTO DE LA INTERACCION
Compton	cercano al cero	Un fotón menos energético y un electrón
Fotoeléctrico	algunos eV (depende del material) función de trabajo.	Un electrón con una cierta energía entre $E_{\text{máx}}$ y $E_0$ ; estas energías dependen del material.
Producción de Pares	1.022 MeV	Un electrón y un positrón. Estas partículas pueden o no tener energía cinética

### I.c) ELECTRONES... (RADIACION $\beta^-$ )

Existen 2 formas principales en que los electrones interactúan con la materia, éstas son: por emisión de radiación electromagnética (bremsstrahlung) y por colisión, sea elástica o inelástica. El tipo de interacción que predomine, dependerá de la energía de los electrones.

Los electrones monoenergéticos, a diferencia de partículas pesadas, no tienen trayectorias rectas y bien definidas, sino zigzagueantes, esto es, la trayectoria de cada electrón es azarosa, lo mismo que la longitud total de dicha trayectoria. Las variaciones que existen en la longitud se deben a que los electrones van chocando con electrones orbitales del material, y no se frenan hasta ceder toda su energía.

Cuando los electrones chocan con los electrones orbitales, les ceden parte de su energía, si esta energía es suficiente, el electrón orbital abandona su átomo y lo deja ionizado, ocasionando el electrón incidente al irse moviendo un camino de iones.

Energía perdida por Radiación.- Cuando el electrón pasa cerca de un núcleo atómico, se desacelerará repentinamente y de acuerdo a la teoría clásica, emitirá radiación; esta pérdida de energía se dará a una razón -  $dE/dx$ ; esta razón es proporcional a:  $e^2 z^2 m_0^{(1)}$ .

En donde:  $z$  = carga del núcleo.  
 $e$  = carga del electrón.  
 $m_0$  = masa del electrón.

La emisión Bremsstrahlung o radiación de frenado es pe

queña (e incluso despreciable) para electrones cuya energía es menor de 100 KeV, pero comienza a ser el método más común de pérdida de energía de los electrones, cuando ésta empieza a incrementarse. Así cuando tienen energías entre 10 y 100 MeV, éste es el proceso predominante, la emisión Bremsstrahlung tiene un espectro continuo de cero hasta la energía de los electrones incidentes.

Se ha mostrado (\*) que la razón de pérdida de energía - debida a la emisión de radiación es proporcional a:

$$-\left(\frac{dE}{dx}\right)_r = Z^2 \cdot N(E + M_0 C^2) \quad (1.1)$$

en donde: Z = número atómico del elemento irradiado.

N = número de electrones por cm

$M_0 C^2$  = Energía en reposo del electrón = 0.51 MeV

E = Energía del electrón.

Energía perdida por colisión inelástica.- La energía perdida por unidad de longitud, debida a colisiones es llamada pérdida de energía específica y se denota como:  $-(dE/dx)_c$ .

Esta pérdida se debe a la interacción coulombiana que sufren los electrones incidentes con los electrones del material irradiado. Este proceso causa excitación y ionización en el material y es el proceso fundamental de pérdida de energía de los electrones para energías menores de 1 MeV.

Para cuando los electrones tienen energías de hasta 0.5 MeV, la razón de pérdida de energía debida a la colisión inelástica es proporcional a  $1/V^2$  por lo que:

$$-\left(\frac{dE}{dx}\right)_c = 1/V^2$$

en donde:  $v$  = Velocidad del electrón.

Pero la razón de pérdida de energía se puede expresar como:

$$-\left(\frac{dE}{dx}\right)_c = w I_m \quad (1.2)$$

en donde:  $I_m$  = La ionización específica del material por unidad de longitud.

$w$  = Energía perdida del electrón por cada ionización.

Como se puede ver, la pérdida de energía del electrón debida a colisiones corresponde a la ionización que realiza en el material, esto es, la pérdida de energía del electrón se convierte en la energía necesaria para ionizar una parte del material irradiado.

Se ha observado<sup>(1)</sup> que la razón de pérdida de energía de los electrones pasa por un mínimo cuando éstos tienen 1 MeV de energía.

Existe otra cantidad que en ocasiones es más útil que la pérdida de energía específica, esta cantidad es llamada: La pérdida de energía de masa específica, y está definida como:

$$m_s = -\left(\frac{dE}{dx}\right)_c \times \frac{1}{\rho} \left[\frac{\text{ergs}}{\text{g}} \cdot \text{cm}^2\right] \quad (1.3)$$

en donde:  $\rho$  = densidad del material irradiado.

Esta cantidad nos da la pérdida de energía que sufren los electrones por unidad de masa, multiplicada por el área

en que inciden los electrones.

Si a  $m_s$  la dividimos entre el área del haz (que es el área que se está irradiando), tendremos la dosis que absorbe el material, debido a la pérdida de energía por colisiones, esto es:

$$\text{Dosis}_c = - \left( \frac{dE}{dx} \right)_c \times \frac{1}{\rho A} \left[ \frac{\text{erg}}{\text{g}} \right] \quad (1.4)$$

Pero como:

$$- \left( \frac{dE}{dx} \right)_c = wI_m$$

se tiene que la dosis debida a la pérdida de energía de los electrones por colisión vendrá dada por:

$$\text{Dosis}_c = wI_m \times \frac{1}{\rho A} = \frac{wI_m}{\rho A} \left[ \frac{\text{erg}}{\text{g}} \right] \quad (1.5)$$

La pérdida de energía por colisión elástica.- Se debe a la interacción entre los electrones y el campo coulombiano, generado por los núcleos atómicos; dado que los núcleos tienen una masa de por lo menos 1820 veces más grande que la del electrón, la energía que se le cede al núcleo es despreciable, comparada con la pérdida que existe por colisión inelástica y por bremsstrahlung, por lo que en este trabajo no se tomará en cuenta.

La relación que existe entre pérdida de energía debida a radiación y pérdida de energía debida a colisión es: <sup>(1)</sup>

$$\frac{(dE/dx)_r}{(dE/dx)_c} = \frac{EZ}{800} \quad (1.6)$$

en donde: E = Energía de los electrones (MeV)  
 Z = Número atómico del elemento irradiado.

Dado esto tenemos que:

$$\left(\frac{dE}{dx}\right)_r = \left(\frac{EZ}{800}\right) \left(\frac{dE}{dx}\right)_c$$

Por otro lado, la pérdida de energía total está dada por:

$$\left(\frac{dE}{dx}\right)_T = \left(\frac{dE}{dx}\right)_c + \left(\frac{dE}{dx}\right)_r = \left(\frac{dE}{dx}\right)_c + \left(\frac{EZ}{800}\right) \left(\frac{dE}{dx}\right)_c \quad (1.7)$$

Por lo que, la pérdida de energía de los electrones dentro de un material es:

$$\left(\frac{dE}{dx}\right)_T = \left(1 + \frac{EZ}{800}\right) \left(\frac{dE}{dx}\right)_c \quad (1.8)$$

El cálculo de esta expresión para electrones con energías de 1 MeV y un material a irradiar con números atómicos bajos (1 - 8), requiere de calcular la  $Z_c$  del compuesto. Para ello se suman las Z de cada elemento, multiplicando cada una por su abundancia y después dividiendo entre el número total de elementos. Por ejemplo: Si se tuviera un compuesto dado por 18H, 12C y 7O típico de un polímero, se tendría que la  $Z_c$  a considerar de este compuesto es:

$$Z_c = \frac{18(1) + 12(6) + 7(8)}{18 + 12 + 7} = \frac{146}{37} = 3.95$$

aproximando:

$$Z_c = 4.0$$

entonces utilizando la expresión (1.8).

$$\left(\frac{dE}{dx}\right)_T = \left(1 + \frac{1(4)}{800}\right) \left(\frac{dE}{dx}\right)_C = \left(1 + \frac{1}{200}\right) \left(\frac{dE}{dx}\right)_C$$

de donde:

$$\left(\frac{dE}{dx}\right)_T = (1.005) (dE/dx)_C$$

Como se ve en el caso de que los materiales a irradiar tengan Z bajas, la contribución por radiación es despreciable, por lo que la pérdida de energía se debe esencialmente a pérdida por colisiones inelásticas.

Por lo que en esta tesis

$$\left(\frac{dE}{dx}\right)_T \approx \left(\frac{dE}{dx}\right)_C \quad (1.9)$$

En ocasiones conocer  $I_m$  no es fácil, por lo que se complica un poco el cálculo de la pérdida de energía y se deben utilizar otros métodos u otros razonamientos, para calcular  $dE/dx$ .

Existe otro factor que es importante conocer y que es el alcance que tienen los electrones en un material irradiado, este alcance depende de la energía que tengan los electrones incidentes y de la densidad del material. Este factor es determinante en la cantidad de energía que depositarán los electrones.

Empíricamente<sup>(5)</sup> se ha obtenido que para electrones monoenergéticos, el alcance se puede calcular de la siguiente manera:

$$R = 412 E^n \quad (1.10)$$

en donde:

$R$  = Alcance en  $\text{mg}/\text{cm}^2$

$E$  = Energía de los electrones en MeV

$n = 1.265 - 0.0954 \ln E$  para  $0.01 \text{ MeV} < E < 3 \text{ MeV}$

El alcance  $R$  también se puede expresar como:

$$R = \rho \chi \quad (1.11)$$

en donde:  $\chi$  = espesor de la muestra en cm

$\rho$  = densidad de la muestra en  $\text{mg}/\text{cm}^3$

La ecuación (1.10) se ha comprobado para varios elementos, especialmente elementos ligeros y aluminio, el cual es el elemento en que más se ha verificado esta relación.



### I.d) NEUTRONES ( $n$ )

Dado que los neutrones carecen de carga interactúan principalmente con el núcleo atómico. Además, a diferencia de la radiación  $\gamma$  y de los electrones no producen ionización en el material.

Los productos de la interacción neutrón-materia sí producen ionización en el material. Los productos principales de esta interacción son protones e iones positivos, dado esto, se observa que las reacciones químicas que se inducen en el material son similares a las que ocurren cuando se irradia el material con partículas pesadas positivas.

Debido a la neutralidad eléctrica de los neutrones, se tiene que el daño que causan no es superficial, sino que pueden penetrar considerablemente en el material, esto va a depender de la energía de los neutrones y del material en sí.

Los neutrones interactúan de 4 formas, principalmente con la materia, y éstas son:

- i) Colisión elástica.
- ii) Colisión inelástica.
- iii) Reacciones nucleares.
- iv) Captura de neutrones.

Todas estas interacciones se llevan a cabo con el núcleo atómico.

A continuación se da una breve explicación de las 4 formas de interacción.

i) **COLISION ELASTICA.**- Cuando los neutrones son muy rápidos, la forma en que pierden gran cantidad de su energía es mediante colisiones elásticas e inelásticas, pero cuando disminuyen su velocidad, la energía que les resta se pierde por colisiones elásticas.

\*Energías mayores a 0.75 MeV.

Debido a las fuerzas nucleares de corto alcance, cuando el neutrón se acerca a un núcleo atómico, éstos chocan.

Este proceso se da con muchos núcleos atómicos cediéndoles parte de su energía, hasta que baja a energías térmicas; en donde seguirá chocando. En unas de estas colisiones perderá energía, pero en otras ganará.

Dado esto, se tiene una distribución de Maxwell para las velocidades, en donde la fracción de neutrones con velocidades entre  $v$  y  $v + dv$  se expresa como:

$$F(v)dv = 4\pi^{-1/2} \left(\frac{m}{2kT}\right)^{3/2} v^2 e^{-mv^2/2kT} dv \quad (1.12)$$

en donde:

T = Temperatura absoluta  
 k = constante de Boltzman  
 m = masa del neutrón  
 F(v) = fracción.

De aquí se obtiene que la velocidad más probable estará dada por\*\*:

$$V_m = \left(\frac{2kT}{m}\right)^{1/2} \quad (1.13)$$

Mientras que la velocidad promedio estará dada por:

$$V = \frac{\int_0^{\infty} vF(v)dv}{\int_0^{\infty} F(v)dv} = \left(\frac{8kT}{\pi M}\right)^{1/2} = \frac{2V_m}{\pi^{1/2}} \quad (1.14)$$

\*\*En el Apéndice A se muestran los cálculos.

\*Entre 0.025 eV y 1 eV.

Por lo tanto, la energía cinética promedio de los neutrones será:

$$\bar{E} = \frac{E}{N} = \int_0^{\infty} uF(u)du = \frac{3}{2} kT \quad (1.15)$$

en donde:  $u$  = Energía de cada neutrón.

$N$  = Número total de neutrones

Estos resultados que se obtuvieron mediante la distribución de Maxwell son aproximaciones válidas para el caso en que la temperatura sea baja (aproximadamente 20°C), conforme la temperatura aumenta, el grado de precisión disminuye.

Sin embargo, la expresión de la energía promedio  $\bar{E} = \frac{3}{2} kT$  puede ser útil para tener una idea de la cantidad de energía que depositan los neutrones en promedio en el material, debido a colisiones elásticas, que por ahora es lo que interesa.

ii) COLISIONES INELASTICAS.- Se dice que el neutrón colisiona inelásticamente con un núcleo, si este último absorbe al neutrón, dando como resultado la emisión de un neutrón menos energético, además de que el núcleo pasa a un estado más energético (estado excitado), emitiendo uno o más rayos gamma cuando regresa a su estado base.

Este fenómeno sólo se puede llevar a cabo en el caso en que los neutrones incidentes tengan al menos la energía suficiente para hacer que el núcleo pase de su estado base a su primer estado excitado, esta energía generalmente es del orden de algunos cientos de keV's, el sobrante de energía (si existiera) se convierte en el neutrón menos energético, el cual sale y pierde su energía mediante colisiones elásticas ya mencionadas anteriormente.

La probabilidad de que ocurra esta forma de interacción aumenta, conforme crece la energía de los neutrones incidentes.

iii) REACCIONES NUCLEARES.- Este tipo de reacciones - consiste en que el núcleo absorbe a un neutrón y posteriormente el núcleo emite otra partícula.

Este fenómeno se da generalmente cuando los neutrones incidentes son muy energéticos (de unos cuantos MeV). En algunos casos el neutrón no requiere tener energías tan altas. A la energía en que la reacción comienza a tener lugar, se le llama de umbral.

Existen diferentes tipos de estas reacciones, por lo que se les ha clasificado según la partícula que emite el núcleo, así existen las reacciones  $(n,p)$  y  $(n,\alpha)$ , que son las 2 más importantes y que se refiere a la reacción en que el núcleo emite un protón y una partícula alfa, respectivamente.

En este estudio las energías de los neutrones están por debajo del umbral, por lo que no se espera tener gran cantidad de este tipo de reacciones, por lo que no se profundizará en este fenómeno.

Existe otra reacción de este mismo tipo, que se da con neutrones de baja energía, se trata por separado y se le da el nombre de captura de neutrones.

iv) CAPTURA DE NEUTRONES.- Cuando los neutrones son térmicos, es decir, que su energía cinética está entre 0.025 eV y 1 eV<sup>(2)</sup>, la forma más común en que interaccionan con la materia, es mediante su captura por los núcleos atómicos

del material que se está exponiendo.

Al capturar un neutrón, el núcleo se convierte en un isótopo del elemento que se irradió. Y esto puede llevar a formar un núcleo compuesto en estado excitado, posteriormente, regresa a su estado base, emitiendo uno o más rayos  $\gamma$ . A esta reacción se le conoce como  $(n, \gamma)$ .

Esta reacción es importante dentro del reactor, por lo que es conveniente calcular la energía que depositan los neutrones, debido a ésta.

La energía se puede calcular cuantitativamente, en términos de la sección transversal, ya sea microscópica o macroscópica del material irradiado.

Si un haz de neutrones incide perpendicularmente sobre una muestra delgada (este análisis es válido también para un flujo de neutrones que incidan azarosamente sobre el material), la sección transversal ( $\sigma$ ) microscópica, se puede definir por la relación.

$$-\frac{dI}{I} = N\sigma dX \quad (1.16)$$

en donde:

$$I = \text{Intensidad del haz de neutrones } \left( \frac{\text{neutrones}}{\text{cm}^2 \text{seg}} \right)$$

$$dX = \text{Elemento de espesor de la muestra (cm)}$$

$$N = \text{Número de núcleos de la muestra por cm}^3 \left( \frac{\text{núcleos}}{\text{cm}^3} \right)$$

Mientras que la sección transversal macroscópica ( $\Sigma$ ) se define como:

$$\Sigma = N\sigma \left( \frac{1}{\text{cm}} \right) \quad (1.17)$$

del material que se está exponiendo.

Al capturar un neutrón, el núcleo se convierte en un isótopo del elemento que se irradió. Y esto puede llevar a formar un núcleo compuesto en estado excitado, posteriormente, regresa a su estado base, emitiendo uno o más rayos  $\gamma$ . A esta reacción se le conoce como  $(n, \gamma)$ .

Esta reacción es importante dentro del reactor, por lo que es conveniente calcular la energía que depositan los neutrones, debido a ésta.

La energía se puede calcular cuantitativamente, en términos de la sección transversal, ya sea microscópica o macroscópica del material irradiado.

Si un haz de neutrones incide perpendicularmente sobre una muestra delgada (este análisis es válido también para un flujo de neutrones que incidan azarosamente sobre el material), la sección transversal ( $\sigma$ ) microscópica, se puede definir por la relación.

$$-\frac{dI}{I} = N\sigma dX \quad (1.16)$$

en donde:

- $I$  = Intensidad del haz de neutrones ( $\frac{\text{neutrones}}{\text{cm}^2 \cdot \text{seg}}$ )
- $dX$  = Elemento de espesor de la muestra (cm)
- $N$  = Número de núcleos de la muestra por  $\text{cm}^3$   
( $\frac{\text{núcleos}}{\text{cm}^3}$ )

Mientras que la sección transversal macroscópica ( $\Sigma$ ) se define como:

$$\Sigma = N\sigma \left(\frac{1}{\text{cm}}\right) \quad (1.17)$$

Por lo que sustituyendo en (1.16) se tiene que:

$$-\frac{dI}{I} = \Sigma dx \quad (1.18)$$

La  $\Sigma$  también se puede interpretar como la probabilidad de que el neutrón sea absorbido al recorrer un centímetro de la muestra. Existe otra cantidad denominada  $\lambda$  que se define como  $1/\Sigma$  y se interpreta como el promedio de la distancia recorrida por un neutrón antes de ser capturado.

Si se supone que la velocidad promedio de los neutrones es  $v$ , entonces  $v/\lambda$  será la probabilidad de que el neutrón sea absorbido en un segundo.

Si además se tiene un flujo de neutrones que tenga  $n$  neutrones por  $cm$  se obtiene que la razón de reacciones por  $cm$  ( $R$ ) será:

$$R = \frac{nv}{\lambda} = nv\Sigma = \phi\Sigma \quad (1.19)$$

en donde:

$$nv = \phi = \text{flujo de neutrones} \left[ \frac{\text{neutrones}}{\text{cm}^2 \text{ seg}} \right]$$

$$n \quad \text{medido en} \left[ \frac{\text{neutrones}}{\text{cm}} \right]$$

$$v \quad \text{medida en} \quad (\text{cm/seg})$$

Como se ve  $R$  no depende de la dirección de los neutrones, por lo que se comprueba que el análisis no depende de la dirección de éstos.

Dado  $R$  se puede calcular el número total de reacciones por segundo en un volumen  $V$  este número ( $X$ ) estará dado por:

$$X = RV = \left( \frac{nv}{\lambda} \right) V = \phi \Sigma V \left[ \frac{\text{número de reacciones}}{\text{seg}} \right] \quad (1.20)$$

de donde:

$$X = \phi \Sigma V \quad (1.20)$$

Las cantidades  $\phi$ ,  $\Sigma$ ,  $V$  son calculables, por lo que si se desea se puede calcular la energía depositada por los neutrones mediante esta reacción.

El flujo  $\phi$  generalmente depende de la energía, por lo que se tiene que  $\phi(E)$ , entonces:

$$\phi(E) = n(E)v(E) \quad (1.21)$$

en donde:

$n(E)$  = Densidad de neutrones con energía  $E$  medido en  $\frac{\text{neutrones}}{\text{cm}^3}$

$v(E)$  = Velocidad de los neutrones con energía  $E$ . A saber  $v = \left(\frac{2E}{m}\right)^{1/2} \left[\frac{\text{cm}}{\text{seg}}\right]$

El flujo de neutrones con energía entre  $E$  y  $E + dE$  está dado por  $\phi(E)dE$ , por lo que el flujo total de neutrones viene dado por:

$$\phi = \int_0^{\infty} \phi(E)dE = \int_0^{\infty} n(E)v(E)dE \quad (1.22)$$

pero como:

$v = \left(\frac{2E}{m}\right)^{1/2}$  se tiene que:

$$\phi = \int_0^{\infty} n(E) \left(\frac{2E}{m}\right)^{1/2} dE \quad (1.23)$$

Por otro lado, se puede utilizar la sección transversal promedio ( $\Sigma$ ) para el cálculo de  $X$ , esta sección viene dada por:



$$\bar{\Sigma} = \frac{\int_0^{\infty} \Sigma(E) \phi(E) dE}{\int_0^{\infty} \phi(E) dE} \quad (1.24)$$

Esto es porque dicha sección depende de la energía de los neutrones y por tanto, depende del flujo.

Por último el volumen  $V$  que se irradia es fácilmente medible por lo que:

$$X = \phi(E) \bar{\Sigma}(E) V = \left[ \int_0^{\infty} n(E) \left( \frac{2E}{m} \right)^{1/2} dE \right] \left[ \frac{\int_0^{\infty} \Sigma(E) \phi(E) dE}{\int_0^{\infty} \phi(E) dE} \right] V \quad (1.25)$$

Si a  $X$  lo multiplicamos por el tiempo que durará la irradiación y por la energía promedio de los neutrones, tenemos la energía depositada por los neutrones, debido a esta reacción, por lo tanto:

$$\text{Energía depositada por reacción } (n, \gamma) = X \bar{E} t \quad (1.26)$$

Como se ha visto, los neutrones pueden interactuar de diferentes formas con la materia, cada una de estas interacciones tiene una sección transversal específica, estas secciones se pueden sumar para tener una sección eficaz total que dependerá de la energía del neutrón, esto es:

$$\sigma_T(E) = \sum_i \sigma_i(E) \quad (1.27)$$

en donde:

$\sigma_i$  = Sección del  $i$ -ésimo proceso.

Se sabe que la sección eficaz disminuye gradualmente -

conforme la energía de los neutrones aumenta<sup>(1)</sup>, cuando los neutrones tienen energías térmicas ésta aumenta considerablemente lo cual se traduce en una probabilidad muy alta de que interaccionen con la materia.

Sin embargo la sección eficaz de un elemento puede variar mucho con respecto a otro ó a un isótopo del mismo, por lo que es aconsejable medir la sección experimentalmente si no se conoce la composición exacta del material que se está irradiando, ya que la sección eficaz total de un material está dada por:

$$\sigma_{Tm} = \sum_i \sigma_{ti} \quad (1.28)$$

en donde:

$\sigma_{ti}$  = Sección eficaz total del i-ésimo elemento.

En caso de neutrones térmicos se pueden consultar trabajos hechos con relación a las secciones eficaces de ciertos elementos.

A manera de resumen en la tabla (1.3) se muestran los diferentes tipos de reacciones analizadas aquí, así como los productos obtenidos de dichas reacciones.

En esta tabla se incluye la fisión, que es otra manera de interaccionar de los neutrones y que debido a su importancia se trata por separado en la siguiente sección.

Tabla (1.3) INTERACCION DE NEUTRONES CON LA MATERIA

NOMBRE DE LA INTERACCION	ELEMENTOS QUE INTERVIENEN EN LA INTERACCION	ELEMENTOS DURANTE LA INTERACCION	PRODUCTOS DE LA INTERACCION
Colisión Elástica	$\rightarrow$ $\begin{matrix} A \\ X \\ Z \end{matrix}$	$\begin{matrix} A \\ X \\ Z \end{matrix}$	$\begin{matrix} A \\ X \\ Z \end{matrix}$
Colisión inelástica	$\rightarrow$ $\begin{matrix} A \\ X \\ Z \end{matrix}$	$\begin{matrix} A+1 \\ X \\ Z \end{matrix}$	$\begin{matrix} A \\ X \\ Z \end{matrix}$ $\rightarrow$ $\gamma$ $\rightarrow$ $n$
Reacción Nuclear (n,p)	$\rightarrow$ $\begin{matrix} A \\ X \\ Z \end{matrix}$	$\begin{matrix} A+1 \\ X \\ Z \end{matrix}$	$\begin{matrix} A \\ X \\ Z-1 \end{matrix}$ $\rightarrow$ $\gamma$ $\rightarrow$ $p^+$
(n, $\alpha$ )	$\rightarrow$ $\begin{matrix} A \\ X \\ Z \end{matrix}$	$\begin{matrix} A+1 \\ X \\ Z \end{matrix}$	$\begin{matrix} A-3 \\ W \\ Z-2 \end{matrix}$ $\rightarrow$ $\gamma$ $\rightarrow$ $\alpha^2$
Captura de Neutrones ó reacción (n, $\gamma$ )	$\rightarrow$ $\begin{matrix} A \\ X \\ Z \end{matrix}$	$\begin{matrix} A+1 \\ X \\ Z \end{matrix}$	$\begin{matrix} A+1 \\ X \\ Z \end{matrix}$ $\rightarrow$ $\gamma$
Fisión	$\rightarrow$ $\begin{matrix} A \\ X \\ Z \end{matrix}$	$\begin{matrix} A+1 \\ X \\ Z \end{matrix}$	$\begin{matrix} p \\ B \\ 1 \end{matrix}$ $\rightarrow$ $n$ $\rightarrow$ $\gamma$ $\begin{matrix} p \\ C \\ q \end{matrix}$ $\rightarrow$ $n$ $p+m(A)$ $q+1=Z$

\*La notación  $\begin{matrix} A \\ X \\ Z \end{matrix}$  se refiere a un núcleo atómico que tiene A elementos (nucleones): protones y neutrones y siendo Z el número de protones con que cuenta el núcleo. Por lo que existen  $N = A - Z$  neutrones dentro del núcleo.

### I.e) IONES LIGEROS Y PRODUCTOS DE FISIÓN.

Cuando un núcleo pesado ( $A > 230$ )<sup>(2)</sup> se fragmenta en otros 2 más ligeros, se dice que el núcleo se fisiona. Cuando ocurre una fisión nuclear además de que se obtienen 2 núcleos ligeros, se liberan neutrones, rayos  $\gamma$  y  $\beta^-$ .

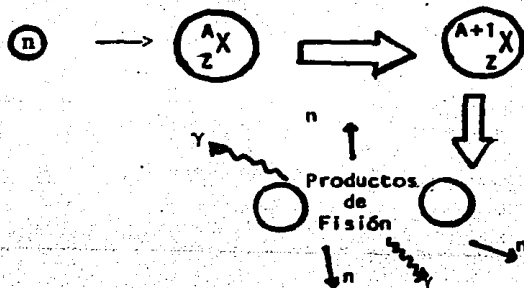
Algunos núcleos pesados se fisioan espontáneamente, pero este proceso es muy poco común; la reacción inducida tiene lugar en algunos núcleos cuando un neutrón interactúa con él fisionando.

El proceso es el siguiente:

Un núcleo absorbe un neutrón, por un instante existe un núcleo compuesto y con 2 caminos para que el núcleo se desexcite. El primero y que ya se mencionó en la Sección I. d. es que el núcleo emita rayos  $\gamma$  y regrese a su estado base. A esta reacción se le llama  $(n, \gamma)$ .

La segunda opción de interés por ahora, es que el núcleo se fisione; generalmente el núcleo se parte en 2 ó 3 nucleones denominados fragmentos de fisión; estos núcleos son radiactivos y decaen posteriormente por emisión  $\beta^-$ , a veces el decaimiento es muy rápido y la emisión  $\beta^-$  parece proceder de la reacción de fisión. Además de estos fragmentos, la fisión trae como consecuencia la emisión de rayos  $\gamma$  y neutrones. En la figura (1.4) se esquematiza la reacción de fisión.

Figura 1.4.- Reacción de Fisión.



Existen núcleos que se fisionan más fácilmente que otros, en general se necesita que el neutrón tenga una energía mínima llamada de umbral para que esta reacción se lleve a cabo; existen algunas excepciones tales como: el  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  en que la fisión se presenta con una energía de los neutrones muy baja, (neutrones térmicos).

La fisión ternaria se da muy pocas veces, pero en todos los casos se liberan 2 ó 3 neutrones, dependiendo del tipo de fisión que se tenga; al número promedio de neutrones producidos se le designa por  $\bar{\nu}$  y a los neutrones producidos en la reacción, se les denomina neutrones de fisión.

La reacción de fisión contiene una particularidad: uno de los reactivos necesario se vuelve a obtener como producto, aunque con energía diferente.

Esta energía de los neutrones de fisión no es única, ya que tienen un espectro de energías, tal y como se muestra en la figura (1.5)

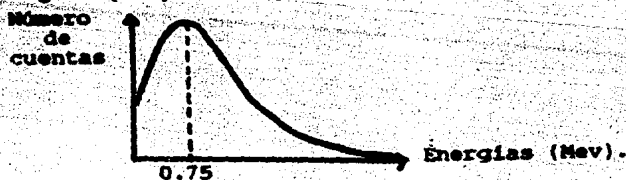


Figura 1.5.- Espectro de energías de los neutrones de fisión.

Esta distribución es muy similar para todas las reacciones de fisión y se encuentra que la energía más probable con que salen los neutrones es de 0.175 MeV, mientras que la energía promedio es de 2 MeV, aproximadamente<sup>(2)</sup>.

Estas energías son importantes, ya que existen isótopos fisionables que necesitan un neutrón con una energía de umbral para que realicen la fisión, en este tipo de isótopos se encuentra el  $^{238}\text{U}$  que es el más abundante en la naturaleza. En el caso del  $^{238}\text{U}$  el umbral es alrededor de 1 MeV.

Como se puede ver, si los neutrones de fisión tienen en promedio 2 MeV y la energía de umbral es de 1 MeV, entonces los neutrones de fisión son capaces de producir otra reacción de fisión en el  $^{238}\text{U}$  que pertenecen al grupo de los isótopos más abundantes.

La fisión directa del  $^{238}\text{U}$  no es muy importante en los reactores de potencia, ya que solo ocupa entre el 1 y el 10% de las fisiones, esto es debido a que los neutrones pierden su energía en las reacciones de dispersión mencionadas en la sección I.d, las que se llevan a cabo con mayor probabilidad.

La reacción de fisión produce radiación gamma, debido a que los núcleos derivados de la fisión se encuentran excitados; después de que ocurre la fisión, éstos vuelven a su estado base V, emitiendo rayos gamma.

La desexcitación se produce tan rápidamente después de la fisión que parece que son simultáneas. Generalmente estos fotones tienen en promedio 1 MeV de energía.

En un reactor los productos de fisión también decaen por emisión  $\beta^-$ , los rayos gamma producidos en este decaimiento son llamados rayos gamma de retardo.

De una fisión se desprenden al menos 2 neutrones capa-

ces de lograr la fisión de otro núcleo, si los neutrones - que inician la fisión son pocos, entonces las reacciones - disminuirán lentamente y el proceso se detendrá; si en promedio un neutrón generado por una fisión genera otra fisión, habrá una liberación de energía a velocidad constante, como en el caso de un reactor nuclear; si la frecuencia de fisiones aumenta, la energía se libera rápidamente y puede llegar a producirse una explosión. A estas situaciones se les denomina respectivamente: subcrítica, crítica y supercrítica.

La energía que se libera en promedio en la fisión, varía de una a otra, pero en general se tiene que es del mismo orden, ya que al darse sólo en núcleos muy pesados, la diferencia es muy pequeña, por lo que se tiene que:

Los fragmentos de fisión binaria obtienen 168 MeV, aproximadamente 84 MeV por fragmento. Las partículas beta 8 MeV. Los rayos gamma poseen 19 MeV. Los neutrones 5 MeV, esto es porque en promedio se liberan 2.5 neutrones con una energía promedio de 2 MeV<sup>(2)</sup>.

Otros productos de la fisión son los neutrinos, éstos no se toman en cuenta, porque difícilmente interaccionan con la materia, no depositando su energía en el material.

Dado esto, se tiene que en una reacción de fisión típica, se liberan 200 MeV, llevándose la mayor parte de esta energía los fragmentos de fisión, en forma de energía cinética, estos fragmentos salen de la reacción en forma de iones positivos, con una carga promedio de + 20e, estos iones se frenan rápidamente, recogiendo en el camino electrones orbitales, por lo que su energía se convierte en energía de ionización del material expuesto.

La energía de los rayos gamma, de los rayos beta y de los neutrones, se deposita en el material en un intervalo mayor de distancia y la forma en que se deposita, ya se ha analizado en las 3 secciones precedentes.

Por último, se muestra la Figura (1.6), en donde se ve como varía el número de fragmentos de fisión, con respecto a la variación del número de masa de dichos fragmentos.

Esta gráfica presenta la variación entre el número de fragmentos de fisión, con respecto a la energía de dichos fragmentos; cada nucleón libera 0.9 MeV; esto debido a que: los nucleones de un material pesado tienen energías de enlace de 7.6 MeV/nucleón, mientras que los materiales que tienen número de masas  $A < 120$  tienen energías de enlace de 8.5 MeV/nucleón, dando una diferencia de 0.9 MeV/nucleón.

Dado esto, para encontrar la energía liberada por cada nucleón, se multiplica el número de nucleones por 0.9, obteniéndose la energía liberada en MeV, que es del orden de 200 MeV.



Abundancia relativa  
de fragmentos (%).

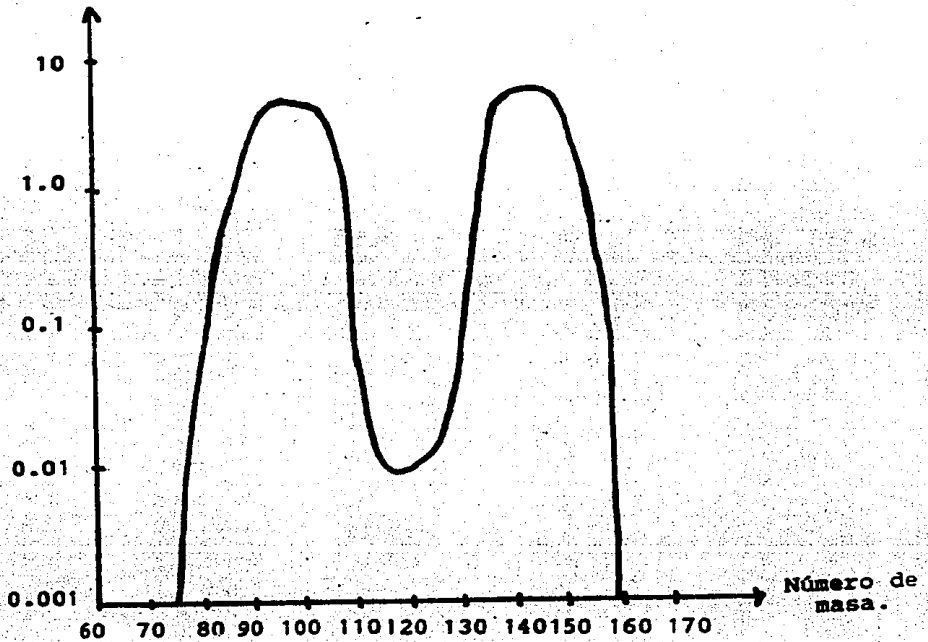


Figura 1.6.- Abundancia de Productos de Fisión en función del número de masa<sup>(2)</sup>.

## I. F) METODOS DE MEDIDA.

Existen diferentes formas como se puede medir la cantidad de radiación absorbida. En cada una de estas formas se usa un "aparato" llamado dosímetro.

Generalmente este aparato contiene un material, que puede ser sólido o líquido. La forma en que se mide la cantidad de radiación absorbida va a depender directamente del daño que produzca la radiación en el material.

Ciertos dosímetros son materiales, tales que al ser expuestos a la radiación cambian en cierta medida su composición química y crean un nuevo enlace.

En el caso de un dosímetro Fricke o un plástico, este cambio químico produce una opacidad que se traduce en una variación del coeficiente de absorción para luz de una determinada longitud de onda, a mayor absorción corresponde mayor dosis impartida.

Los dosímetros generalmente no responden a cualquier tipo de radiación, por ejemplo para radiación  $\gamma$  existen dosímetros diferentes a los usados para medir dosis producidas por protones.

Por ejemplo el dosímetro Fricke responde a la radiación  $\gamma$  y  $\beta$  en un intervalo que va de 4000 a 40 000 rads<sup>(1)</sup>.

La manera en que funciona este dosímetro es mediante la oxidación de una solución ácida de sulfato ferroso, que debido a la radiación recibida se convierte en sulfato férrico en presencia de oxígeno.

Posteriormente, se mide la concentración de iones férricos que existen en la solución. El método más común para medir esta concentración, es mediante el análisis de la muestra en un espectrofotómetro.

El análisis consiste en medir la absorbancia que tiene la muestra irradiada y compararla con la absorbancia de la muestra patrón, esta absorbancia se mide a una longitud de onda ( $\lambda$ ) igual a 3050 Å, que corresponde a la longitud de onda en donde los iones férricos tienen su máxima absorción.

Dado esto, se puede determinar la dosis absorbida por el volumen que ocupa el dosímetro, mediante los siguientes cálculos:

Primero se define la cantidad G como:

$$G = \frac{\text{Moléculas producidas de sulfato férrico.}}{100 \text{ eV energía absorbida.}} \quad \left[ \frac{\text{moléculas}}{\text{eV}} \right]$$

Esto es, G es la cantidad de moléculas que se producen cada vez que la solución absorbe 100 eV. Recordando que 1 rad es igual a la energía absorbida ( $E_a$ ) de 100 erg/g y combinando esto con la definición de G, tenemos:

$$E_a = 100 \times \frac{(\text{moléculas producidas/g})}{G(\text{producto})} \frac{(\text{eV})}{(\text{g})} \times 1.602 \times 10^{-12} \frac{\text{erg}}{\text{eV}} \times \\ \times \frac{1}{100} \frac{(\text{g rad})}{(\text{ergs})}$$

de donde:

$$E_a = 1.602 \times 10^{-12} \frac{(\text{moléculas producidas/g})}{G(\text{producto})} \text{ rads} \quad (1.29)$$

Esta ecuación se puede aplicar a cualquier tipo de dosímetro; para el Fricke se tiene:

$$\text{Iones férricos producidos } \left( \frac{\text{moles}}{\text{litro}} \right) = \frac{OD_i - OD_n}{\epsilon d} \quad (I.30)$$

en donde:

$OD_i$  = Densidad óptica de la muestra irradiada.

$OD_n$  = Densidad óptica de la muestra no irradiada.

$\epsilon$  = Coeficiente molar de extinción a 3050 Å, dado en  $\frac{\text{litros}}{\text{mol} \cdot \text{cm}}$

$d$  = Espesor de la muestra, cuando se mide la densidad óptica.

Si se quiere conocer esta misma cantidad, pero en moléculas/g., se tiene que:

$$\begin{aligned} \text{Iones férricos producidos } \left( \frac{\text{moléculas}}{\text{g}} \right) &= \frac{(OD_i - OD_n)}{\epsilon d} \left( \frac{\text{moles}}{\text{litro}} \right) \times \\ &\times \frac{1}{1000 \rho} \left( \frac{\text{litro}}{\text{g}} \right) \times 6.023 \times 10^{23} \left( \frac{\text{moléculas}}{\text{mol}} \right) \end{aligned} \quad (1.31)$$

donde:

$\rho$  = densidad de la solución.

En el caso del Fricke, el producto de la reacción es un ion positivo de sulfato Ferrico ( $Fe^{+3}$ ), por lo que la

ecuación (1.29) se puede expresar para este caso como:

$$E_a = \frac{OD_i - OD_n}{\epsilon d \rho G(Fe^{+3})} \times \frac{6.023 \times 10^{20}}{1} \times 1.602 \times 10^{-12} \quad (1.32)$$

de donde:

$$E_a = \frac{0.965 \times 10^8 (OD_i - OD_n)}{\epsilon d \rho G (Fe^{+3})} \text{ rads} \quad (1.33)$$

Para el caso en que se irradie la muestra con rayos  $\gamma$  de Cobalto-60, se tiene que:  $G(Fe^{+3}) = 15.5^*$ . Por otro lado,  $\rho = 1.024^*$  para el Fricke y  $\epsilon = 2174^*$ ; siendo este valor para la temperatura ambiente; después de  $20^\circ C$ , existe una corrección de  $0.7\%/^\circ C$ . Para temperatura ambiente se tiene:

$$E_a = 2.8 \times 10^8 (OD_i - OD_n) / d \text{ rads} \quad (1.34)$$

El valor de  $G = 15.5$  es para los rayos  $\gamma$  provenientes del Cobalto-60, este valor se modifica un poco en el caso de otras energías o de rayos X ó de radiación beta. Sin embargo, el principal problema del Fricke es que no se puede usar para dosis altas, ya que se satura. Para medir dosis altas ó razones de dosis altas, hay necesidad de adoptar otro tipo de dosímetro, capaz de medir este tipo de dosis.

Un dosímetro es por ejemplo un plástico como el donado por John Tuyn del CERN, compuesto por elementos ligeros, a este plástico se le da el nombre de "Pink".

Dicho plástico responde a la radiación  $\gamma$  y radiación  $\beta$ , lo cual presenta una gran ventaja, ya que como se verá se pudo lograr una calibración del plástico, pudiéndose además medir dosis altas con razones de dosis muy altas. Esto re-

\* Donde G se mide en moléculas/eV;  $\rho$  en  $g/cm^3$  y  $\epsilon$  medida en  $\ell/mol \text{ cm}$ .

presenta otra gran ventaja, ya que no se tenían detectores sólidos de dosis altas, otra característica de este plástico, es que su respuesta es independiente de la razón de dosis.

En resumen se tiene un plástico<sup>(\*)</sup> que sirve como dosímetro de  $\gamma$  y  $\beta$ , que presenta ventajas sobre otros dosímetros.

Estos 2 dosímetros son los utilizados en este trabajo.

---

(\*) La información sobre la composición química del plástico, será proporcionada por John Tuyn.

## CAPITULO II

### CALIFICACION DE EQUIPO EN UNA CENTRAL NUCLEAR

#### II.1.- DESCRIPCION DE UN REACTOR DE AGUA HIRVIENTE (BWR)

Existen tres tipos de reactores BWR, los llamados Mark I, Mark II y Mark III.

A continuación se enuncian las características principales que posee un BWR tipo Mark II ciclo directo, de circulación forzada. Figura 2.2.

Este BWR utiliza como fuente de alimentación agua, que debe ser de alta pureza química, la cual tiene como funciones principales;

- i) EL REFRIGERAR AL NUCLEO,
- ii) ACTUAR COMO MODERADOR, para hacer más eficiente el quemado del uranio, y
- iii) COMO MEDIO DE TRANSPORTE de la energía calorífica generada durante el proceso de fisión nuclear del combustible, hacia los turbogeneradores, donde se convierte en energía eléctrica. La potencia eléctrica nominal neta, típica de un BWR Mark II\*, que genera, es 675 MWe<sup>(\*)</sup>.

Esta agua se encuentra a una alta presión para producir vapor dentro de la vasija, en el núcleo del reactor a aproximadamente 68.05 atm y 288°C<sup>(\*)</sup>.

El agua entra por la parte inferior del núcleo, calentándose gradualmente, conforme asciende, hasta llegar a la ebullición, convirtiéndose en vapor.

\* General Electric.

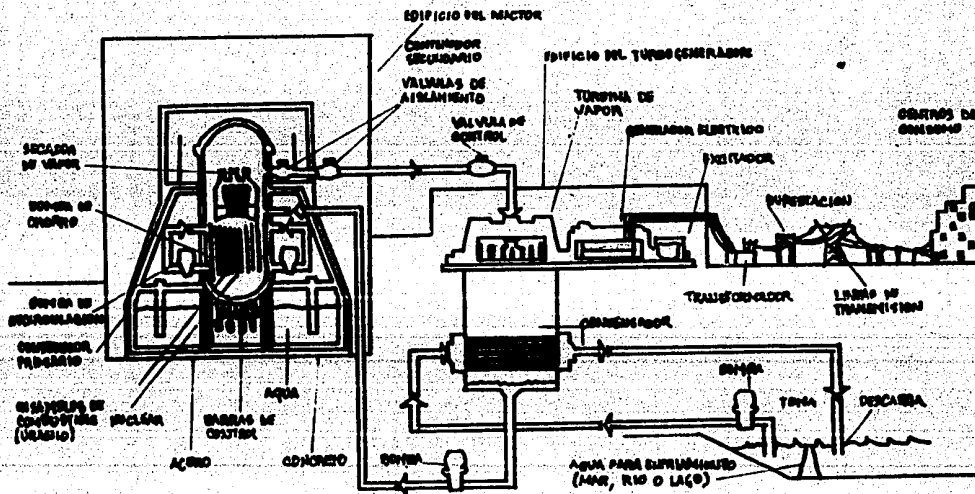


FIG. 2.2. DIAGRAMA DE UN REACTOR DE AGUA HIRVIENTE (BWR)



Si este vapor, después de pasar por el separador y el secador de vapor es entubado directamente, a una turbina generadora de alta presión, seguida de dos turbinas de baja presión, para producir energía eléctrica, entonces se dice que el reactor es un BWR de Ciclo Directo.

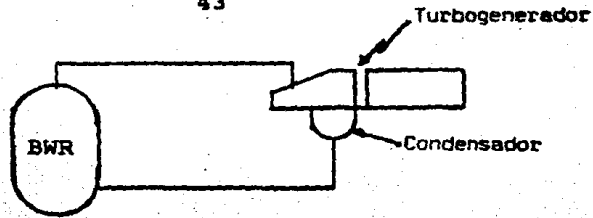
Si antes de pasar por turbinas, el vapor pasa por convertidores de calor, entonces se dice que es un BWR Ciclo Indirecto.

En la figura 2.3 se esquematizan los BWR de Ciclo Directo e Indirecto<sup>(7)</sup>.

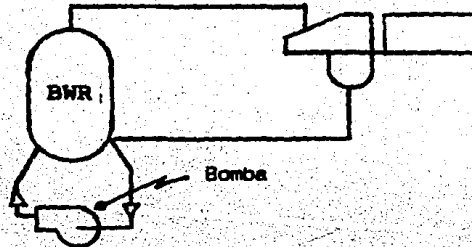
Luego de pasar por turbinas el vapor entra a un condensador, posteriormente el agua obtenida va a un desmineralizador y luego a calentadores de baja y alta presión, en ese orden (el agua es calentada adecuadamente antes de entrar a la vasija, para evitar choques térmicos que provocaran fracturas en la estructura de la misma), de donde regresa a la vasija del reactor para enfriar al núcleo y transportar energía, completándose así el ciclo que se repite sucesivamente. Ver figura 2.4.

En esta descripción han sido omitidas muchas ramificaciones de vapor y agua hacia otros sistemas; también por simplificación se ha omitido una gran cantidad de equipo como bombas, válvulas, sistemas de monitoreo, medidores de presión, temperatura, etc.

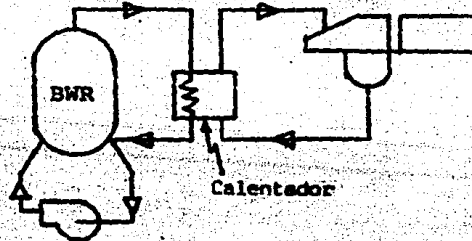
Al agua que regresa al núcleo del reactor se le denomina "Agua de Alimentación". Aunque esta agua sigue un circuito cerrado, existen fugas por diferentes motivos, por lo cual es necesario introducir agua químicamente pura de re-  
puesto al ciclo.



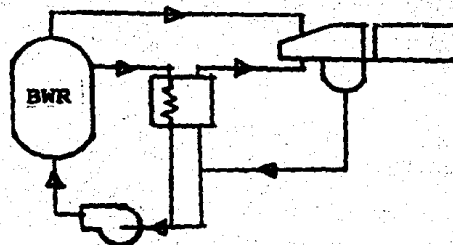
Circulación natural, ciclo directo.



Circulación forzada, ciclo directo.



Circulación forzada, ciclo indirecto.



Circulación forzada, ciclo dual.

FIG. 2.3. Varios Sistemas de BWR.

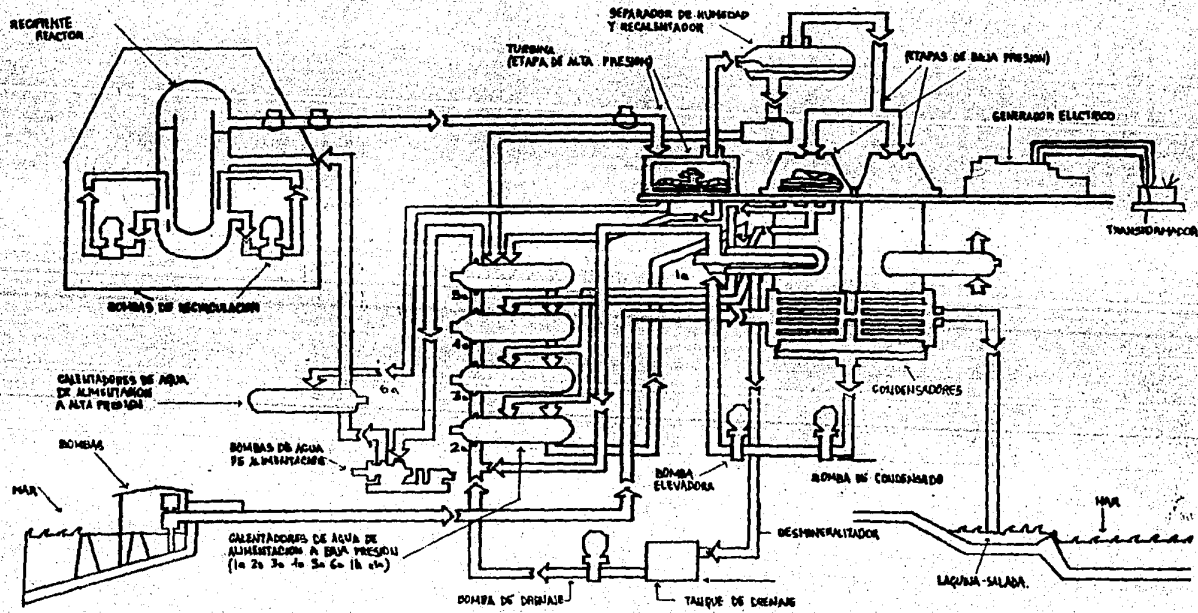


Fig. 2.4. Sistema de un BWR ciclo directo.

No toda el agua de alimentación que se eleva a través del núcleo se vaporiza, por el contrario, emerge del núcleo como una mezcla de líquido y vapor. El líquido se separa en el separador de vapor y se recircula al fondo del núcleo por veinte bombas de chorro en la vasija del reactor; el vapor esencialmente saturado, sale por la parte superior de la vasija<sup>(2)</sup>, para seguir el ciclo ya mencionado.

Existen dos bombas "jet" de recirculación que evitan que el agua se estanque en el fondo de la vasija, removiéndola constantemente. Esto es para que el agua que se encuentra debajo del núcleo tenga una distribución de temperatura lo más homogénea posible, evitando así zonas frías que pudieran causar daños a la vasija. Además con estas bombas se impulsa el agua y se distribuye correctamente en el núcleo, creando una "circulación forzada". En caso de un LOCA\*permite inundar el núcleo, hasta un cierto nivel.

Existe otro sistema de agua, por separado, que tiene la función de refrigerar la estructura del reactor y componentes del sistema, entre los cuales se encuentra el condensador de vapor que sale de las turbinas. A este sistema de refrigeración se le conoce como el sistema de "agua de servicio nuclear". El agua que se emplea en este sistema de enfriamiento es tomada de un río, lago o mar y posteriormente, descargada en su fuente original. Figura 2.2.

El flujo de agua de mar, río o lago, para enfriamiento, que utiliza un BWR, típico es de 50 m<sup>3</sup>/seg.<sup>(1)</sup>

La vasija del reactor es la cavidad que encierra, entre otras cosas, el núcleo de combustible.

El corte de la vasija mostrando algunas de sus partes -

\*Por sus siglas en inglés de "Accidente por pérdida de refrigerante".

internas, se aprecia en la figura 2.5, mientras que en la figura 2.6 se muestra más completa la vasija presurizada del BWR.

La vasija cuenta con tuberías de vapor de alimentación, de recirculación, núcleo de combustible, barras de control, canales de instrumentación nuclear y tuberías de aspersion para el núcleo, para remoción del calor residual y para control líquido de emergencia<sup>(2)</sup>.

El material del que está hecha la vasija es de acero al carbón; en su superficie interna tiene un recubrimiento de acero inoxidable, de aproximadamente 0.32 cm. Rodeando a este conjunto, se encuentra una pared blindada, que provee de blindaje térmico y que se conoce como "muro de sacrificio ó blindaje biológico".

*contenedores.* - El sistema de contenedores en un BWR está compuesto de; un contenedor primario y uno secundario. El contenedor "presión-supresión", es un diseño de la General Electric Co., para el contenedor primario, que alberga la vasija del BWR.

El objetivo del contenedor primario es prevenir, en caso de un LOCA, la liberación de productos de fisión al medio ambiente, evitando que se excedan los límites establecidos por la reglamentación vigente.

Este contenedor consiste del pozo seco, que encierra a la vasija del reactor; la cámara de supresión o alberca de supresión, que se encuentra directamente abajo del pozo seco, en el Mark II, la cual almacena gran volumen de agua; el sistema de venteo, que consiste en una conexión entre el pozo seco y la alberca, por medio de tubos verticales, que

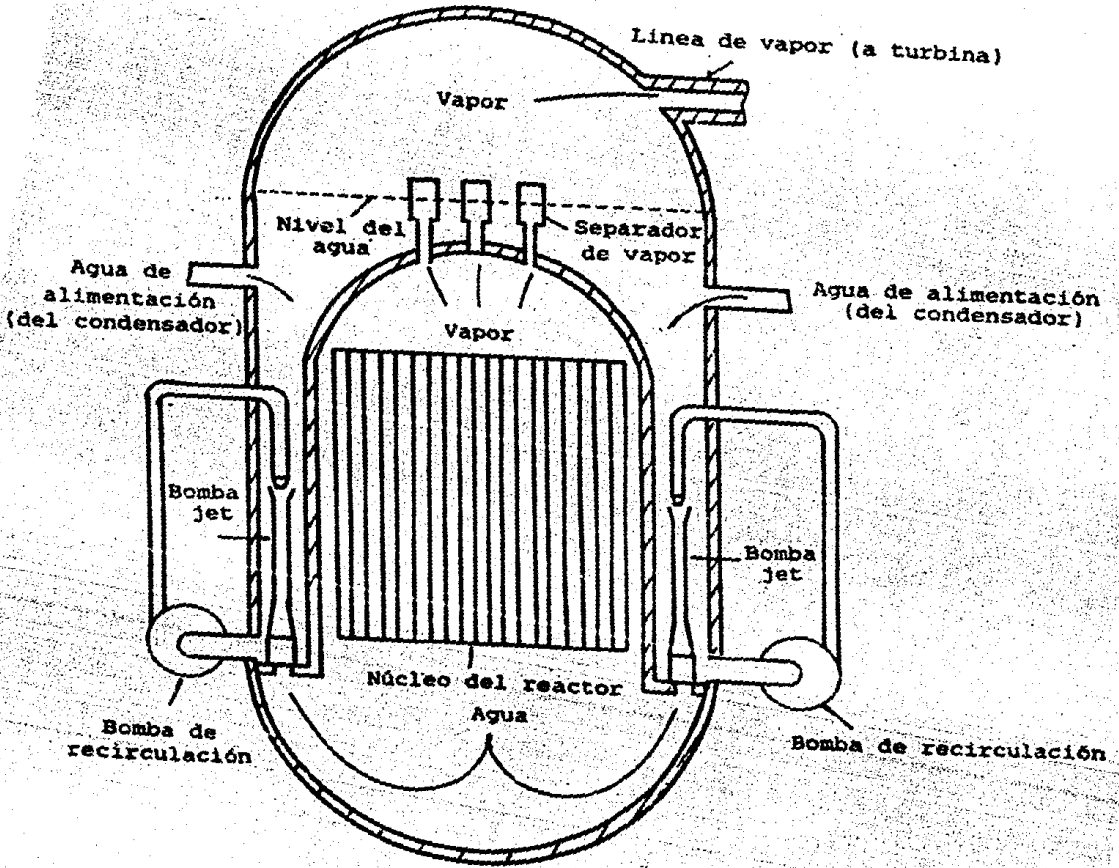


Fig. 2.5. Corte de la Vasija.

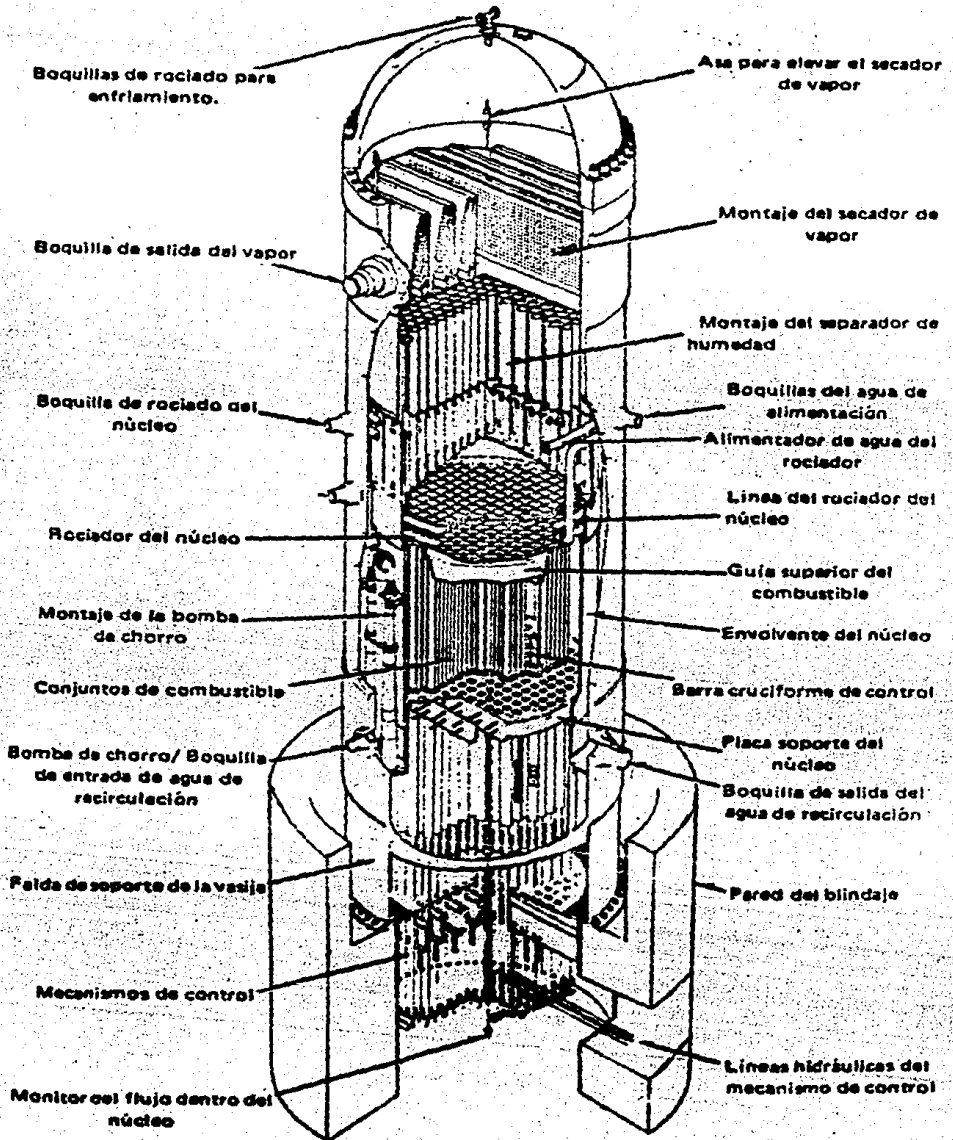


Fig. 2.6 Vasija Presurizada BWR

Escala 1:100

van desde la parte inferior del pozo seco, hasta abajo de la superficie de la alberca de supresión; válvula de aislamiento; sistemas de enfriamiento del contenedor y otros equipos de servicio.

El contenedor primario es cónico en la parte superior y cilíndrico en la parte inferior, con paredes de concreto de 2.5 m de espesor, con acero al carbón de refuerzo, tiene una cubierta en su superficie interior, también de acero al carbón de 0.5 cm<sup>(6)</sup>, llamada "Liner". En la figura 2.7 se muestran los contenedores.

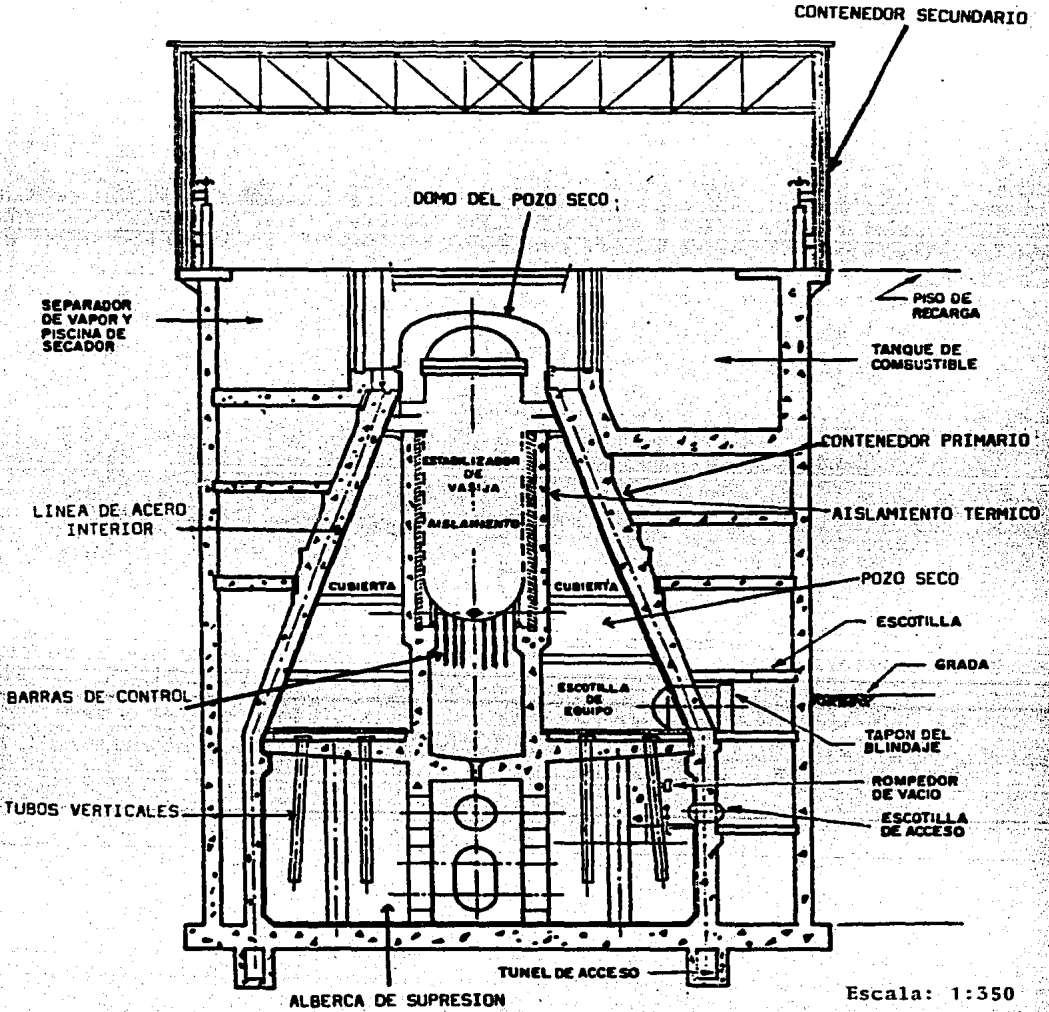
En cuanto al contenedor secundario, su función principal es proporcionar contención secundaria cuando el contenedor primario está en servicio y sirve como contención primaria durante los periodos de recarga de combustible, en que el contenedor primario está abierto<sup>(7)</sup>.

Consiste del edificio del reactor y encierra completamente la contención primaria, las áreas de recarga y servicio del reactor, las áreas de almacenamiento de combustible nuevo y agotado y equipo de servicio. Tiene paredes de 1.20 m de espesor y en la parte superior tiene una plancha de acero al carbón como contenedor. Todo ésto, al igual que el reactor, tiene válvulas para aislarse<sup>(7)</sup>.

*combustible y barras de control.* - El núcleo del reactor contiene alrededor de 94 toneladas de dióxido de Uranio (UO<sub>2</sub>) enriquecido, que está en forma de pequeñas pastillas cilíndricas de 1.23 cm de diámetro por 1.5 cm de largo cada una, en un tubo 6" encamisado de Zircalloy y soldado con tapas en sus extremos, a estos tubos se les llama "elementos de combustible".

Dentro del tubo se deja un espacio libre para evitar -





Escala: 1:350

Fig. 2.7. Corte de Contenedores

que el elemento se colapse por dilatación de las pastillas<sup>(2)</sup>.

En la figura 2.8 se observa un corte del elemento. El resorte sirve para colocar flexiblemente a las pastillas.

El "ensamble de combustible", figura 2.8, es un conjunto de elementos en arreglo de 8x8, de los cuales 62 son de combustible y 2 denominados "barras de agua".

El núcleo está compuesto por celdas de combustible. Cada celda consiste de 4 ensambles de combustible y una barra de control. Esta última penetra por la parte inferior y en medio de los cuatro ensambles.

La reactividad del núcleo se controla principalmente, por medio de las barras de control, hechas de acero inoxidable con polvo de Carburo de Boro, B<sub>4</sub>C, en su interior, cuya configuración es cruciforme, figura 2.9. El Boro es eficaz absorbedor de neutrones y proporciona un buen método para controlar el reactor, ya que pueden detener la reacción nuclear en fracción de segundos y mantener un determinado nivel de potencia<sup>(7)</sup> en caso de emergencia.

En el núcleo hay 444 ensambles y 109 barras de control.

La altura activa del combustible es de 381 cm, mientras que la longitud de absorción de las barras de control es de 365 cm.

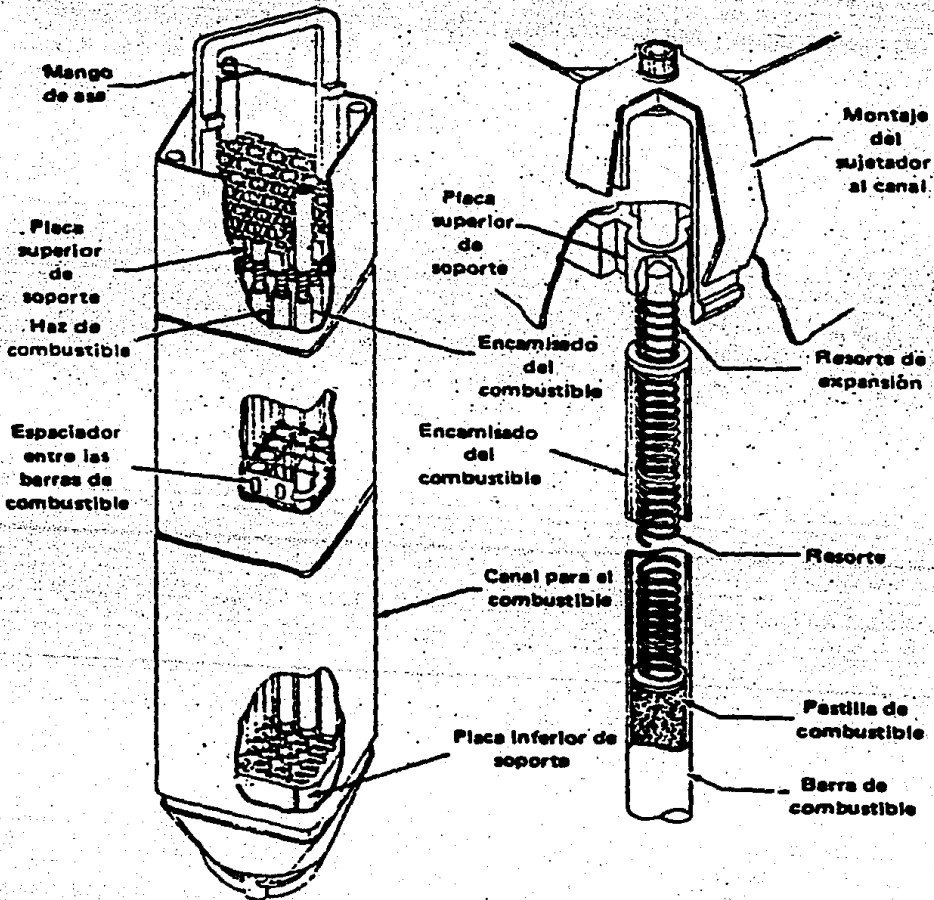


Fig. 2.8. Barras de Combustible.

Escala 1:20

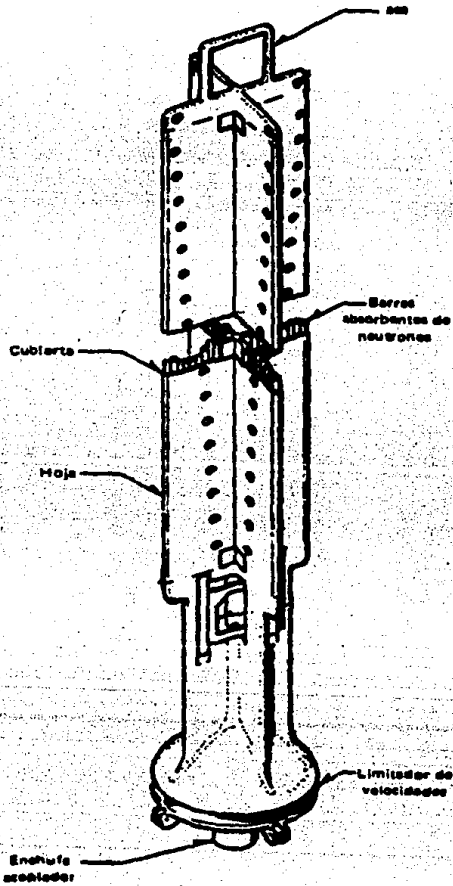


Fig. 2.9. Elemento de Control.

Escala 1:20

## II.2.- CONDICIONES AMBIENTALES DE OPERACION.

### II.2.a) Radiación $\gamma$ , n

La mayor parte de la radiación generada en un reactor, proviene de los neutrones que escapan de la vasija del Reactor (VR), dichos neutrones se dispersan en todo el contenedor. Cuando los neutrones son capturados por el concreto ó acero del contenedor, se genera radiación  $\gamma$ , siendo ésta la fuente principal de dicha radiación. Los rayos gamma interaccionan con la materia y debido a los efectos fotoeléctrico, Compton y Producción de Pares (explicados en el Capítulo I), se generan electrones de distintas energías, por lo que se tiene también una fuente de radiación que son los electrones.

Dado ésto, se tiene que los principales tipos de radiación que existen en el contenedor primario de un reactor son:  $\gamma$ , n y betas. En estudios<sup>(9)</sup> hechos en reactores en operación, se mide que entre el 20 y el 40% de la radiación total corresponde a neutrones.

Las zonas en un contenedor de un reactor se pueden clasificar según el flujo de neutrones que se tenga. Estas zonas por ejemplo, en un reactor PWR (Reactor de agua a presión) francés son definidas como:

- 1) Cavidad del Reactor con razones de dosis altísimas\*
- 2) Compartimento ("Bunker") en donde se encuentran las bombas primarias, los generadores de vapor, etc.
- 3) El Area anular, que se encuentra entre el contenedor de barril y el contenedor Primario.
- 4) El Area que se encuentra arriba del piso de operación.

El lugar más hostil donde se utilizan las pinturas, es la cavidad del reactor, así que el estudio de resistencia -

\*De hasta 0.24 Meqarad/hr..

de éstas a la radiación, se realiza con dosis similares.

Como se ha dicho, la planta tiene una vida útil de 40 años, por lo que la dosis que se recibe en ese lapso se obtiene midiendo la razón de dosis en cada área; como es de esperarse, en cada área se van a medir diferentes dosis, por lo que se toma la razón más alta y se multiplica por 40 años. Posteriormente este valor se multiplica por 0.8, que corresponde a un valor promedio de 80% del factor de Energía disponible, i.e. se considera que la planta no funciona durante los 40 años a un 100%, sino que va disminuyendo su eficiencia y en promedio alcanza el 80%. Por lo que la máxima dosis recibida en una zona se obtiene multiplicando la razón de dosis ( $\frac{\text{Mrads}}{\text{hr}}$ ) por  $0.8 \times 3.5 \times 10^5 = 2.8 \times 10^5$ , en donde:  $3.5 \times 10^5 =$  número de horas en 40 años,  $0.8 =$  factor de energía.

Para tener una idea de la dosis total que recibe la superficie exterior de la vasija del BWR se pueden tomar como referencia las medidas hechas en un reactor PWR en Francia<sup>(9)</sup>, donde se calcula que en la zona que está exactamente fuera del recipiente de presión existe la dosis más alta, con valores hasta:  $84 \times 10^3$  Megarads; esta dosis va disminuyendo radialmente y en la superficie de la cavidad se alcanzarán dosis de entre:  $1.2 \times 10^2$  Megarads y  $3.0 \times 10^2$  Megarads, esta variación se debe a que la cavidad no es esférica, entonces las distancias al centro varían, por lo que en promedio se tienen alrededor de  $2.1 \times 10^2$  Megarads.

Estas medidas se consideran como referencia para calcular las dosis a las que se exponen las pinturas en el BWR. Cabe aclarar que las energías promedio de los rayos  $\gamma$  medidos en Francia son mayores a 1.25 MeV, que es el promedio de la energía de los rayos  $\gamma$  que libera el Cobalto 60.

## II.2.b) Temperatura y Presión.

Aunque el objetivo de este trabajo no es analizar los efectos que tienen la temperatura y la presión en las pinturas, es conveniente conocer estas condiciones, ya que la calificación de una pintura también depende de estas condiciones ambientales.

Las condiciones ambientales dependen del lugar en donde se encuentre el material. Al igual que en el caso de la radiación; las temperaturas y las presiones más hostiles se dan en el núcleo del Reactor. En esta zona la temperatura ambiente es de 550°F (288°C) y la presión es 1000 psi (68 atm). En esta región no existe ningún elemento pintado, por lo que no se usan estas condiciones para la realización de las pruebas.

Las temperaturas en los sistemas secundarios ó periféricos son menores, al igual que las presiones, por lo que la calificación de las pinturas se hace tomando los valores máximos, a los que se someten en algún momento las pinturas.

Al igual que en la radiación, si las pinturas son capaces de soportar estas condiciones extremas de temperatura y presión, entonces también soportarán condiciones más benévolas. La pintura se encuentra tanto sumergida en agua, como en vapor, por lo que se debe de tomar en cuenta esto, para la realización de las pruebas.

La figura 2.10 muestra las condiciones que prevalecen dentro del contenedor primario, en caso de que sucediera un LOCA. Estas condiciones adversas de accidente no deben dañar a las pinturas<sup>(10)</sup>.

Las condiciones que prevalecen durante un LOCA dentro del contenedor primario son las más adversas a las que se enfrentarán las pinturas, por lo que las pruebas toman en cuenta estas condiciones.



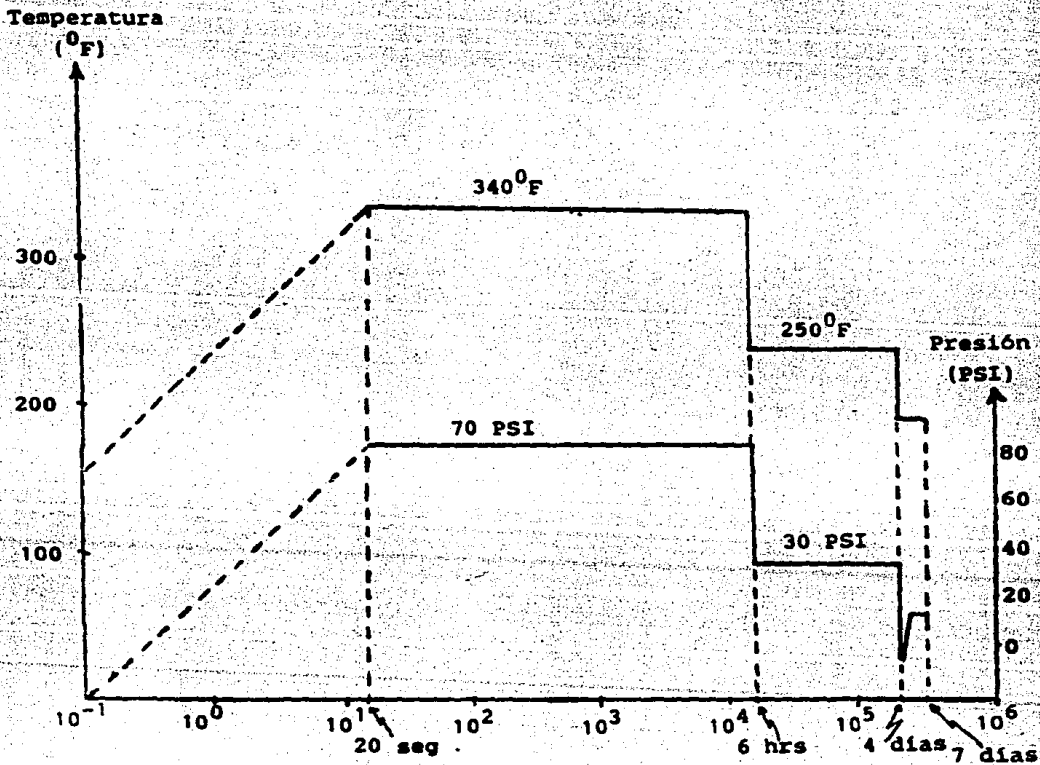


Figura 2.10.- Condiciones que prevalecen dentro del contenedor primario en caso de que ocurra un "LOCA"<sup>(1)</sup>.

### II.3.- PROCEDIMIENTOS DE CALIFICACION.

En una central nuclear el equipo que se usa, debe de ser probado y calificado, antes de que la central funcione, ya que la radiación, la temperatura y la presión pueden afectarlo, reduciendo su vida útil. Dado esto, es necesario hacerle pruebas al equipo y a los materiales que funcionarán en condiciones ambientales desfavorables.

Estas pruebas deben de ser hechas de tal manera, que simulen los 40 años de vida mas un accidente nuclear llamado LOCA<sup>(11)</sup>

No existe un procedimiento universal de calificación, optando cada país por un procedimiento específico. Por ejemplo los alemanes y franceses no califican pinturas, ya que el deterioro en éstas no afectan sus sistemas, caso contrario a los reactores americanos, en donde los desprendimientos de pintura pueden, en caso extremo tapar los sistemas de seguridad, trayendo graves consecuencias.

En casos menos extremos, el desprendimiento de éstas pueden afectar otros sistemas secundarios. En resumen, se tiene que cada país puede o no calificar las pinturas que cubrirán a los sistemas del reactor.

Todos los procedimientos tienen como objetivo simular el envejecimiento que tendrán los equipos y materiales al cabo de 40 años de funcionamiento en un medio ambiente desfavorable. Estos procedimientos toman en cuenta la dosis total que recibirán los materiales, la temperatura ambiente y la presión a la que se someten, así como las posibles oscilaciones bruscas en alguna de estas variables. Estas condicio

nes se simulan para posteriormente analizar el daño que sufre el material, y decir si pueden ser utilizadas en una central nuclear.

En este trabajo el material a analizar es la pintura que recubre, tanto la vasija del contenedor primario del reactor, como aquellos lugares que lo requieren, por lo que el trabajo y por tanto los procedimientos de calificación, se refieren sólo a dichas pinturas, utilizando las dosis mencionadas en la Sección II.2.a.

## II.4.- CAMBIOS DE PROPIEDADES FISICAS Y QUIMICAS INDUCIDAS POR LA RADIACION.

Dar una definición de propiedades físicas ó de propiedades químicas es difícil, ya que a niveles microscópicos - se mezclan una con otra, dado ésto, en este trabajo se definen como propiedad química toda aquella que tenga que ver - directamente con la composición del material. Mientras que las propiedades físicas tendrán que ver con las consecuencias de dicha composición. Todas las propiedades físicas - tratadas aquí son macroscópicas, mientras que las químicas son a nivel microscópico.

Estas definiciones de propiedades físicas y químicas - cumplen con el objetivo de esta sección, que es el de separar a las propiedades en 2 tipos distintos:

### II.4.a) Cambios en Propiedades Químicas.

Como se dijo, las propiedades químicas tienen que ver directamente con la constitución del material ó compuesto. Dado ésto, los cambios que se produzcan en las propiedades químicas en compuestos irradiados serán producidos por los procesos de interacción de la radiación. Estos cambios son:

i) *Ionización.*- Este proceso se refiere al fenómeno en el cual un átomo o una molécula cambia su número de electrones; el caso más común es que se pierdan uno ó varios, pero también se da el caso inverso, que se refiere a la captura de uno o varios electrones por un átomo ó molécula neutra, quedando cargado negativamente, llamándosele ión negativo, - mientras que en el primer caso, la carga neta es positiva - llamándosele ión positivo. Los iones pueden combinarse fácilmente y cambiar la composición del material.

ii) *Excitación de átomos y moléculas.*.- Cuando la radiación es absorbida por un átomo ó una molécula y la radiación tiene una energía mínima, el átomo se excita y pasa a un nivel mayor de energía, posteriormente, se desexcita y emite un fotón. En el caso en que la radiación incidente no tenga la energía suficiente para que el átomo o molécula pase de un estado energético a otro, la energía se transforma en calor. Una molécula excitada puede transformarse en radicales libres que como se verá a continuación pueden cambiar la constitución interna del material.

iii) *Generación de Radicales Libres* <sup>(1)</sup>.- Los radicales libres se forman cuando un enlace de tipo covalente se rompe y deja 2 compuestos libres, esto es, en un inicio se tenía un enlace entre 2 compuestos, por alguna razón (una razón puede ser radiación incidente) los compuestos se separan y quedan libres, llevándose cada compuesto un electrón. Al tratar de recombinarse, generalmente lo hacen con otro compuesto diferente al que se hallaban unidos, por lo que cambian la composición del material; ocasionalmente, los compuestos se vuelven a enlazar con un radical libre, igual al que estaba enlazado en un principio, no cambiando el material su constitución.

Por último, cabe señalar que la cantidad de radicales libres que se forman, depende directamente de la cantidad de radiación que se absorba, así como del inverso del tiempo utilizado para proporcionar dicha irradiación, ésto es a mayor tiempo, menor cantidad de radicales libres netos existirán y viceversa.

iv) *Degradación.*.- Cuando se dice que un polímero se degrada debido a alguna causa, se refiere a que la cadena del polímero se está rompiendo y se están formando cadenas más

pequeñas, cambiando su estructura interna.

La degradación se da localmente, esto es, la cadena del polímero se rompe sólo en la zona en donde esté la causa, - en este caso, la cadena se romperá en la zona en donde inci da la radiación. De esta manera si el polímero es muy grueso y la radiación no logra atravesarlo por completo, la degradación se dará en la parte superficial, ya que la parte interior no es modificada, debido a que la radiación no incide sobre esa zona. De tal suerte, que en la parte superficial se llega a tener otra composición completamente diferente a la que se tenía en un principio y que todavía se conserva - en la parte interior.

La degradación de un polímero debida a radiación, depende directamente de la dosis absorbida por el material y además depende inversamente de la razón de dosis.

Para polímeros se ha encontrado<sup>(12)</sup> que la relación - que existe entre degradación, la dosis absorbida y razón de dosis es:

$$D = kdI^{-1/3} \quad (2.1)$$

en donde:

- k = constante
- d = Dosis absorbida
- D = Degradación
- I = Razón de Dosis.

v) Oxidación. - Cuando un material, en este caso polímero se irradia en presencia de oxígeno, éste puede reaccionar con el material, ya que los radicales libres creados pueden enlazarse con el oxígeno de la atmósfera; con esto el oxige

no atmosférico pasa a formar parte del compuesto que se esté irradiando, trayendo como consecuencia un cambio en la constitución del material y por tanto, un cambio en las propiedades químicas.

Todos estos procesos que se han mencionado, se pueden dar por diferentes razones, pero en este trabajo interesan porque se dan cuando un material es irradiado. Esto es, cuando la radiación incide en el material existe una interacción radiación-materia, la cual es responsable de que ocurran cambios en las propiedades químicas de la materia y éstos a su vez, traerán cambios en las propiedades físicas del material.

no atmosférico pasa a formar parte del compuesto que se esté irradiando, trayendo como consecuencia un cambio en la constitución del material y por tanto, un cambio en las propiedades químicas.

Todos estos procesos que se han mencionado, se pueden dar por diferentes razones, pero en este trabajo interesan porque se dan cuando un material es irradiado. Esto es, cuando la radiación incide en el material existe una interacción radiación-materia, la cual es responsable de que ocurran cambios en las propiedades químicas de la materia y éstos a su vez, traerán cambios en las propiedades físicas del material.



#### 11.4.b) Cambios en Propiedades Físicas.

La radiación puede afectar gran cantidad de propiedades físicas del material. En esta sección se analizan las que se consideran más sobresalientes, basado en el tipo de trabajo a desarrollar.

Estas propiedades son:

i) *La resistencia del material.* - Entre sus características se consideran aquí la tensión y la compresión.

La tensión es la resistencia que presenta el material a ser estirado. La compresión es la resistencia que se presenta al ser sometido a pruebas de presión.

La resistencia a la tensión y a la compresión de los materiales irradiados disminuye, en comparación con los no irradiados<sup>(13)</sup>,<sup>(14)</sup>.

Esta variación depende de la dosis y de la razón de dosis, así como del material en sí.

ii) *Conductividad.* - La radiación produce electrones e iones libres, por lo que la conductividad del material generalmente aumenta, el aumento depende de la dosis de radiación y de los procesos de recombinación y reacciones químicas subsecuentes en el material.

Depende de la dosis, porque a mayor dosis la generación de electrones y radicales libres es mayor, mientras que la dependencia del material es debido a la diferencia de la composición y las energías de amarre que afectan la recombinación y por tanto, la conductividad.

iii) *Adherencia*.- Si un material está adherido a otro y ésta mezcla se irradia, la fuerza de adhesión entre ambos se puede ver modificada.

Los cambios en esta propiedad son de sumo interés para este trabajo, ya que la pintura se encuentra adherida a un sustrato como concreto ó acero. En el capítulo V se presenta una técnica desarrollada por Fernando Olguín del I.N.I.N. para medir este tipo de cambios en la adherencia de la pintura.

iv) *Cambio de color*.- En los materiales que son irradiados, se nota un cambio en su coloración original. El cambio depende, tanto del tipo de radiación, como de la dosis a la que se expuso el material, así como del color original. En general, se observa que el color se amarillenta después de ser irradiado.

v) *Agrietamiento*<sup>(15)</sup>.- El material al ser irradiado, en ocasiones presenta grietas en su superficie. Estas grietas aumentan en cantidad y tamaño, conforme la cantidad de radiación aumenta.

vi) *Ampollamiento*<sup>(15)</sup>.- Se ha notado que algunos materiales al ser irradiados presentan un cierto grado de ampollamiento, esto es: se notan burbujas en el material después de ser irradiado.

Estas últimas 4 propiedades se presentan principalmente en polímeros y las pinturas utilizadas son polímeros, por lo que en este trabajo se pondrá especial atención a estas 4 propiedades.

## CAPITULO III

### CALIFICACIÓN DE PINTURAS PARA UN BWR.

#### III.a.- UTILIZACION DE PINTURAS EN UN REACTOR.

Las principales razones para utilizar recubrimientos de pintura orgánica en el reactor son; la protección de las superficies de acero al carbón expuestas a la corrosión; así como la protección de las superficies de concreto y acero al carbón expuestas a la contaminación de nucleidos radiactivos.

El objetivo principal de calificar pinturas es de proteger los sistemas de seguridad de los contenedores, ya que es esencial que la pintura permanezca intacta en su lugar durante y después de un LOCA, en caso de ocurrir, ó 40 años de uso del reactor bajo las condiciones de operación de éste, descritas en la sección II.2.

La pintura debe ser aplicada por personal altamente capacitado y calificado para que se de la preparación adecuada a la superficie de la misma, de acuerdo a especificaciones<sup>(16)</sup>. Ya que es generalmente reconocido por expertos en recubrimientos de pintura que del 70 al 80% de las fallas de los recubrimientos son causadas por una aplicación incorrecta o por una pobre preparación de superficie<sup>(16)</sup>.

En la siguiente sección se menciona el tipo de superficie que se recomienda usar en un BWR.

Se utiliza la pintura orgánica, como recubrimiento, en todas las componentes, tanto del contenedor primario, como del secundario; como son todas las superficies expuestas de acero al carbón no aisladas de equipo mecánico, tuberías, equipo eléctrico y accesorios eléctricos relacionados<sup>(6)</sup>,

también la superficie exterior de la vasija, así como la superficie de la línea de acero al carbón (denominada "Liner") expuesta.

La figura 3.1 muestra las zonas de recubrimiento de pintura, en el edificio del Reactor.

La protección de corrosión de la superficie exterior de acero al carbón de la vasija de presión y del Liner es una función relacionada con la seguridad<sup>(6)</sup>.

El recubrimiento de pintura también es usado para protección contra una posible contaminación, a fin de proveer una fácil descontaminación "operacional"<sup>7</sup>, ya que la experiencia ha mostrado que es más fácil descontaminar una pintura orgánica que descontaminar acero al carbón o concreto<sup>(6)</sup>.

Para tener un alto grado de descontaminación de pinturas se emplean métodos químicos y físicos. El método químico consiste en utilizar fuertes solventes (ácidos y alcalinos) que simultáneamente evitan la redepósito de los radionúclidos. El método físico consiste en remover las pinturas que están levemente adheridas, ya sea en pequeñas o en grandes cantidades. Se remueve también polvos y otros sólidos, así como óxidos que hayan salido del metal<sup>(17)</sup>.

La buena descontaminación depende fuertemente del tipo de radionúclido que se trate, de la actividad de la sustancia contaminante, del tipo y concentración del agente descontaminante, así como del método usado. También depende considerablemente en el acabado de la superficie de la pintura de

<sup>7</sup>"Operacional" es empleado aquí, como acceso a las áreas del contenedor primario, esencialmente para propósitos de mantenimiento.

recubrimiento, en particular entre más lisa es más fácil su descontaminación.

Por lo cual se puede asegurar que las pinturas orgánicas de recubrimiento sirven como un escudo de protección contra contaminación por deposición de radionúclidos, ya que la difusión a través del espesor de dichos recubrimientos es improbable.

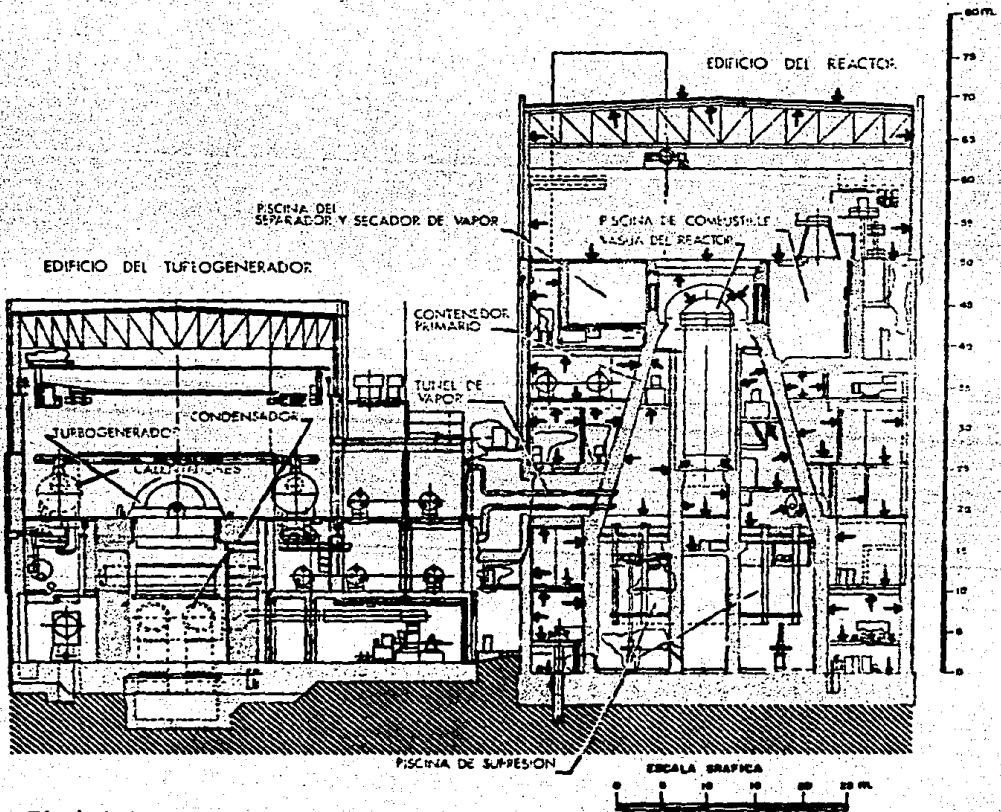


Fig. 3.1. Zonas con recubrimiento de pintura orgánica (en el edificio del reactor).

### III.b.- DESCRIPCION DE LAS MUESTRAS.

Las muestras de pintura que se analizaron fueron proporcionadas por la Comisión Federal de Electricidad (CFE), se trata de un sustrato de acero bajo en carbón, recubierto con la pintura a analizar. Al conjunto de sustrato y pintura se le llama probeta.

Las probetas tienen las siguientes medidas, 53 mm x 96mm x 6mm, las aristas de las probetas son redondeadas, para evitar un descarpelamiento. El espesor de la película de pintura no es muy homogéneo, pero tiene como espesor máximo 500  $\mu$ m y como mínimo 300  $\mu$ m.

Debido a que las probetas fueron proporcionadas por la CFE, no se conoce la composición exacta de las pinturas orgánicas. Además, se sabe que fueron aplicadas en un tipo específico de preparación de superficie denominado: SSPC-SP5, que corresponde al estándar del American National Standard Institute (ANSI). Este tipo de preparación del acero corresponde al denominado "metal blanco".

El tipo de preparación de superficie es tan importante como el recubrimiento en sí, ya que un buen recubrimiento puede tener resultados negativos debido al tipo de superficie.

Es por esto que el análisis se le hace al sistema sustrato-pintura, ya que de nada serviría hacer el análisis a la pintura sola. Cabe aclarar que los estándares establecen que la superficie del contenedor primario se debe de preparar según las especificaciones del SSPC-SP5, es decir, la misma preparación de superficie que existe en las probetas,

registrada en la ANSI y que fueron propuestas por la Steel Structures painting Council (SSPC) <sup>(19)</sup>.

Se probaron dos tipos de pinturas la epóxica-fenólica y la fenólica modificada, la diferencia entre éstas dos pinturas es esencialmente el tipo de vehículo utilizado para aplicar cada una; también existe ligera diferencia en el tipo de pigmentación.

Por último, se debe decir que las probetas se maneja-  
ron con mucho cuidado para evitar daños en la superficie, -  
lo cual entorpecería el análisis de los daños debidos a la -  
radiación.

Así la forma de transportar las probetas fue la siguien-  
te:

Cada probeta se envolvía en un cartón suave, las probe-  
tas se acomodaban en una caja de madera para evitar ser gol-  
peadas.

Cuando las probetas se manipulaban se emplearon guan-  
tes de plástico para evitar que se depositara grasa en la -  
pintura y modificara los resultados.

### III.c) PROCEDIMIENTOS DE IRRADIACION.

Los estándares<sup>(20)</sup> de irradiación, precisan que las pinturas deben de someterse a una radiación equivalente a la que recibirán a lo largo de 40 años de uso, más un accidente nuclear "LOCA", que pudiera ocurrir en la planta, aún en el último día de los 40 años. Esto quiere decir que se deben de sumar las radiaciones que se acumulen en 40 años de vida útil más la radiación que se generará en caso de un accidente.

En la sección II.2 se mencionó que en un reactor PWR francés, la dosis acumulada más alta fuera de la vasija, se da en la cavidad del reactor, siendo aproximadamente de 210 Megarads.

Esto da una idea de la cantidad que se acumula a lo largo de 40 años en las zonas más hostiles, en donde se aplica pintura. A esta dosis, es necesario sumarle la dosis que se tendría en caso de un accidente, esta dosis se calculó en 26 Megarads<sup>(19)</sup>.

El estándar internacional estima que con el fin de cubrir excesos en estas dosis, es necesario irradiar las pinturas con 1000 Megarads, a menos que el propietario del reactor indique otra cosa<sup>(21)</sup>. En el caso de los reactores BWR, la dosis acumulada es bastante menor; en este tipo de reactor es suficiente una dosis de 44 Megarads<sup>(21)</sup>, de los cuales 26 corresponden a la dosis recibida en un accidente, mientras que el resto corresponde al uso normal del reactor. Como se ve, la diferencia de dosis entre un reactor BWR y un PWR es considerable, esto se debe a diferencias de diseño.

El estándar marca además que la dosis se debe aplicar



con una fuente de gammas, pudiendo ser Cobalto 60\*, con una razón de dosis de 1 Megarad/hr, debiendo ser uniforme en toda la muestra, aceptándose hasta un 10% de diferencia entre 2 puntos, de dicha muestra.

Ultimamente se ha sugerido<sup>(22)</sup><sup>(23)</sup>, aunque el estándar no lo considera, que las irradiaciones se hagan en presencia de oxígeno inyectado, es decir, la cantidad de oxígeno que exista en la atmósfera en donde se realice la irradiación, debe de ser mucho mayor a la que existe en una atmósfera normal.

Esto es debido a que la degradación inducida por la oxidación, es mayor o menor, dependiendo de la cantidad de oxígeno que entre en el material.

En el caso real de la planta el oxígeno está presente, causando una degradación en todo momento. Mientras que en la irradiación de las probetas el tiempo de exposición es mínimo, comparado a los 40 años de vida de la planta, teniendo poca absorción de oxígeno.

Sin embargo si al irradiar las probetas se inyectara oxígeno, la cantidad de éste que penetre en la pintura, aumentaría considerablemente y se tendría una simulación más real a lo que sucede en la planta.

Dentro de las facilidades con que se cuentan en el ININ se tiene un Irradiador Comercial de Co<sup>60</sup>, para la irradiación y de las probetas.

(\*) Los rayos producidos en el Co<sup>60</sup> son menos energéticos en promedio que los producidos dentro del reactor, pero son aceptables.

Además en este trabajo se proponen algunas innovaciones, como son irradiar las probetas con electrones.

La irradiación con electrones tiene por objeto simular lar partículas de este tipo que se crean como resultado de la incidencia de los rayos  $\gamma$  sobre la materia, los electrones que se liberan debido a este fenómeno se frenan dentro del material y producen daño, por lo que es interesante simularlo.

El flujo de neutrones en el contenedor primario de un reactor BWR a lo largo de 40 años de vida es de  $7.9 \times 10^{16}$  N/cm<sup>2</sup>. Sin embargo, la irradiación con neutrones no fue posible realizarla, ya que el reactor con que cuenta el ININ se encontraba fuera de operación, y no existía otra fuente capaz de dar dicho flujo en un lapso corto de tiempo. Otra proposición en este trabajo es la simulación de la irradiación de neutrones por medio de protones; cuya discusión se realiza en la Sección IV.3.a.

Con estas irradiaciones se cumple con lo que marca la norma, ya que a las pinturas se les dió al menos una dosis de 44 Megarads. En algunas probetas la dosis acumulada excedía bastante esta cifra, debido a que además se simuló el flujo de neutrones para los 40 años de vida.

## CAPITULO IV

## CONDICIONES DE IRRADIACIÓN CON PINTURAS

## IV.1.- IRRADIACION CON GAMMAS.

## a.- IRRADIADOR COMERCIAL JS-6500

Para esta parte del trabajo experimental se utilizó el irradiador comercial JS-6500, vendido por la Atomic Energy of Canada Limited (AECL), instalado en el Centro Nuclear, - del I.N.I.N. El irradiador consta de una fuente rectangular, formada por "lápices" de Co-60<sup>(24)</sup>, cuya actividad, en Septiembre de 1986, mes en que se utilizó, fué  $450 \times 10^3$  Curies<sup>(25)</sup>.

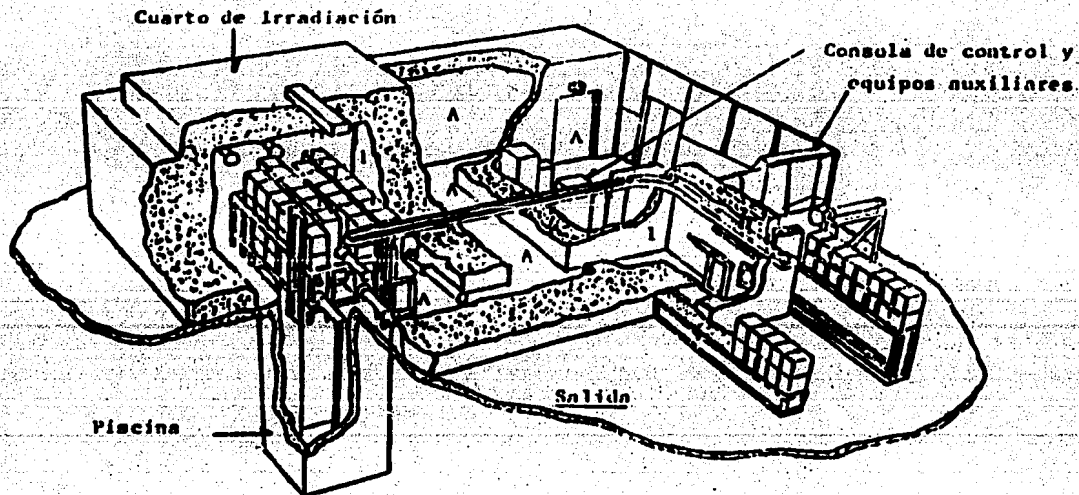
El irradiador JS-6500 está diseñado para utilizarse en procesamiento de alimentos como es la desinfección, etc., así como para la esterilización de productos desechables de uso médico, como: jeringas, gasas, tapabocas, guantes, batas, etc. También se utiliza en diferentes estudios de química de radiaciones, por ejemplo, para iniciar procesos de polimerización ó degradación de diferentes sustancias que requieren dosis altas de radiación gamma.

Se denomina Fuente de Gammas a las instalaciones del irradiador JS-6500<sup>(25)</sup> mostradas en la figura 4.1 que comprenden el edificio, los mecanismos de transportación del material a irradiar y los de seguridad, el irradiador ó fuente, blindaje, etc.

El isótopo radiactivo que utiliza el irradiador JS-6500 es el <sup>60</sup>Co. El Cobalto-60 que fabrica la AECL es en forma de cilindros ó balas, los cuales son encapsulados en aluminio<sup>(25)</sup>. Los cilindros son en su mayoría de 6.35 mm de diámetro y -

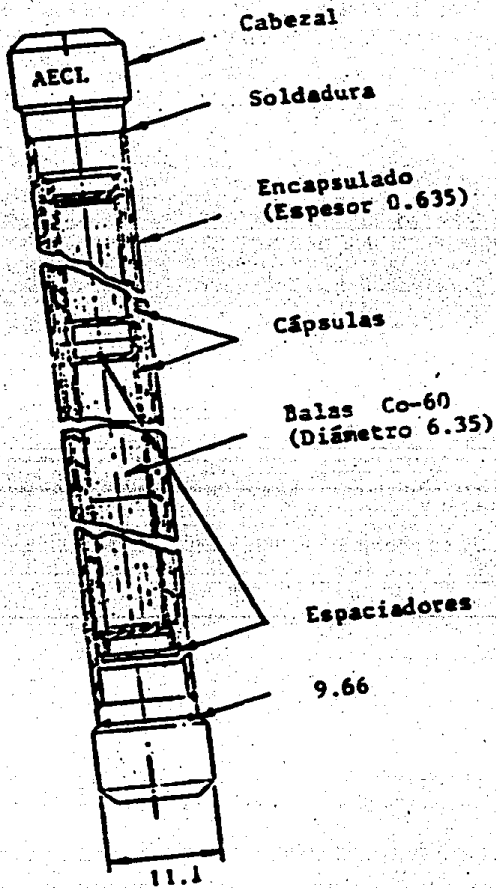
2.54 mm de longitud. Otras compañías o países lo fabrican en forma de láminas u otro tipo.

Ocho balas son encapsuladas en un tubo de acero inoxidable cuyo volumen activo es de 203 mm de longitud y 6.4 mm de diámetro<sup>(24)</sup>. Ver Figura 4.2.



A.- Acceso del personal al Cuarto de Irradiación

Fig. 4.1. Fuente de Gammas.

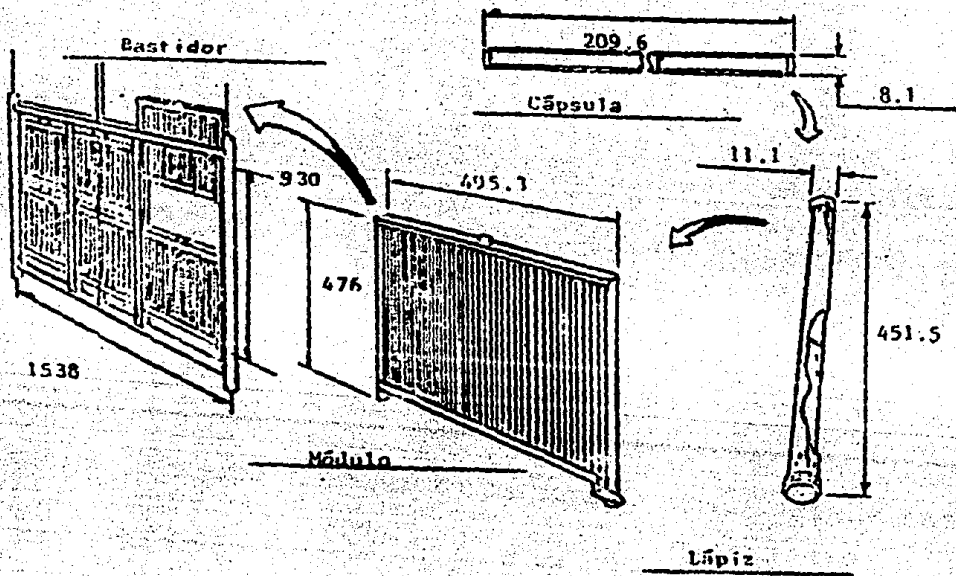


Acotamiento  
en mm

Fig. 4.2. Lápiz de  $^{60}\text{Co}$ .

Dos de estos tubos de acero inoxidable se introducen en un tercer tubo también de acero inoxidable para formar un lápiz. Cada lápiz contiene aproximadamente 112 g de cobalto<sup>(25)</sup>. 42 lápices forman un módulo<sup>(24)</sup>, 6 módulos forman el Bastidor, que es propiamente la "fuente", cuyas dimensiones son 1538 mm de longitud, 930 mm de altura y 25.4 mm de ancho, - el espesor del acero inoxidable es de 1.6 mm. Por lo tanto, la capacidad de este bastidor es de 252 lápices. figura 4.3. Sin embargo, el utilizado tiene un total de 103 lápices<sup>(24)</sup>.

En la parte exterior y superior del cuarto de irradiación se encuentra el mecanismo para mover la fuente; en el interior del mismo, los mecanismos de transportación del material, ventilación (extracción), accesos, etc.<sup>(24)</sup>



Acotamiento en mm

Fig. 4.3. Fuente de  $^{60}\text{Co}$



Una piscina llena de agua está provista en el suelo del cuarto de irradiación para almacenaje y blindaje de la fuente de Co-60. Cuando la fuente está en la posición de almacenamiento, los campos de radiación dentro del cuarto de irradiación no exceden 0.25 mrem/h<sup>(25)</sup>.

Las ubicaciones de la fuente, tanto en el cuarto de irradiación como en la piscina se encuentran en la figura 4.4. El irradiador JS-6500 tiene una razón de dosis máxima de 3 Mrad/h en el punto más cercano al centro geométrico de la fuente (CF) en dirección perpendicular que es 20 cm<sup>(24)</sup>. Este punto se indica en la figura 4.5 con el número 1. y la mínima razón de dosis es 0.1 Mrad/h a la distancia de 244 cm en dirección perpendicular a la fuente, como se indica con el número 2 en la figura 4.5.

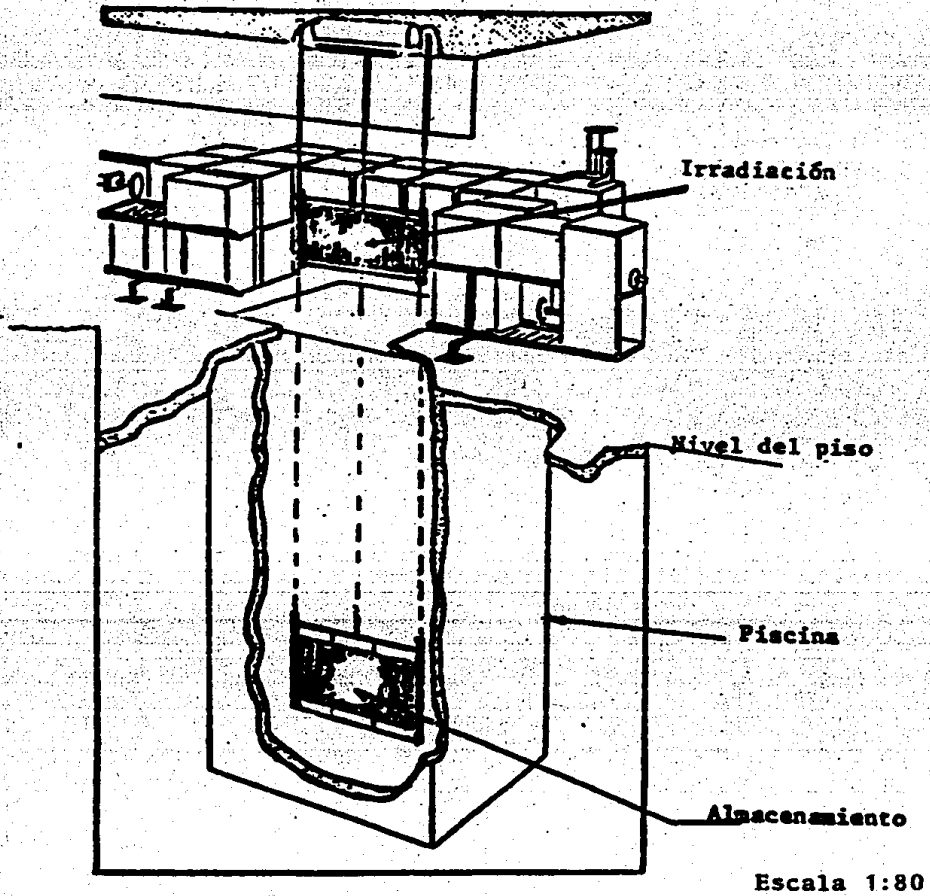


Fig. 4.4. Movimiento de la Fuente (Bastidor).

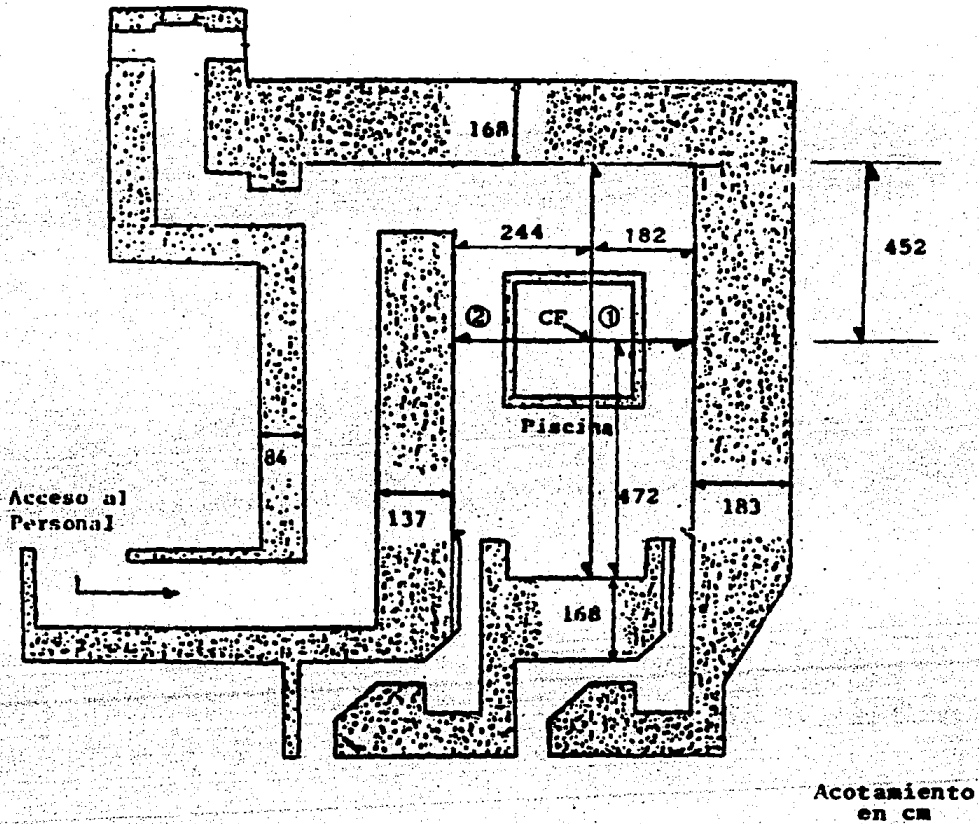


Fig. 4.5. Fuente de Gammass.

b).- *Calibración teórica y su comparación con el Dosímetro Fricke.*

A continuación se presenta una forma de calcular la dosis teórica absorbida por un material irradiado con radiación  $\gamma$ .

Cuando una muestra delgada es irradiada con rayos  $\gamma$ , no todos ellos son absorbidos, sino que sólo una fracción depositan su energía en la muestra; esta fracción depende del tipo de material que se esté irradiando. Para tener una idea de qué cantidad de energía pierde el haz al atravesar la muestra, se define un coeficiente  $\mu$  que se refiere a la atenuación que sufre el haz al atravesarla; este coeficiente depende del material.

Los rayos  $\gamma$  que interaccionan no depositan toda su energía, sino que deja solo parte de ella, por lo que entonces la radiación se desvía de su camino original, esta desviación se debe principalmente a 4 fenómenos:

- a) Emisión de rayos X secundarios, emitidos por un átomo que perdió un electrón, debido al Efecto Fotoeléctrico.
- b) Por dispersión Compton.
- c) Producción de radiación  $\gamma$  por aniquilación Positrón-Electrón.
- d) Emisión Bremsstrahlung.

Los 3 primeros fenómenos fueron analizados en la sección I.b por lo que ahora sólo se dará una breve explicación de la emisión Bremsstrahlung.

Esta emisión se refiere a la emisión de rayos X debido

a que los electrones son frenados bruscamente cuando inciden en el material; ya que los electrones al frenarse sufren una aceleración emitiendo ondas electromagnéticas o fotones; estos fotones en su mayoría salen hacia adelante, por lo que el material puede absorber parte de esa energía. En caso de que no lo haga la energía se pierde y no se considera absorbida.

Cabe hacer hincapié en qué regiones ocurren estos fenómenos:

Para números atómicos ( $Z$ ) bajos y energías de los fotones incidentes de entre 0.1 y 5 MeV el efecto más común es el Compton, conforme la energía de los fotones disminuye y la  $Z$  del material aumenta el proceso a) se convierte en el más importante. Por último los procesos c) y d) se convierten en los principales cuando la radiación es muy energética<sup>(2)</sup>.

La mayoría de estos efectos producen electrones, llamados electrones secundarios, de diferentes energías. Cuando estas energías son lo suficientemente altas, el electrón secundario abandona el material, llevándose consigo parte de la energía que se hubiera depositado; para que un electrón dado, escape del material influye esencialmente el espesor de dicho material, es decir, si una muestra de material gruesa se irradia con un haz, el número de electrones que salgan de la muestra será menor que si el material fuera más delgado.

Dado esto, el coeficiente  $\mu$ , que se refiere a la atenuación del haz, está compuesto de 2 partes, la primera  $\mu_a$  es el coeficiente del material referente a la parte que es absorbida y  $\mu_s$  es la referente a la parte que es

dispersada, por lo tanto:

$$\mu = \mu_a + \mu_s \quad (4.1)$$

Este coeficiente también toma en cuenta los 3 primeros fenómenos mencionados. El coeficiente  $\mu$  se puede expresar - como:

$$\mu = \tau + \theta + 1\{ \quad (4.2)$$

en donde:  $\tau$  = Coeficiente lineal de absorción debido al Efecto Compton.

$\theta$  = Coeficiente lineal de absorción debido al Efecto Fotoeléctrico.

$1\{$  = Coeficiente lineal de absorción debido a la Producción de Pares.

La cantidad que interesa evaluar es la que se absorbe o deposita en el material, ya que por definición de dosis, es necesario calcular la energía depositada por unidad de masa<sup>(1)</sup>.

Por otro lado se tiene que:

$$E = \int_0^t I dt \quad (4.3)$$

donde:  $E$  = Energía [erg/cm<sup>2</sup>]

$I$  = Intensidad del haz o flujo de fotones multiplicado por la energía de cada uno, por unidad de tiempo.  $\left[ \frac{(\text{número de } \gamma) \text{ erg}}{\text{cm}^2 \text{ seg}} \right]$

$t$  = tiempo de irradiación [seg]

Por otro lado el coeficiente de atenuación  $\mu$  se define como:

$$dI = - I \mu dx$$

(4.4)

donde:  $dI$  = Reducción en la intensidad del haz.  
 $I$  = Intensidad del haz que llega al elemento  $dx$ .  
 $dx$  = Elemento de espesor del material irradiado.

Esta relación se cumple también para  $\mu_a$  y  $\mu_s$ , por lo que:

$$dI_a = - I_a \mu_a dx \quad ; \quad dI_s = - I_s \mu_s dx$$

Por otro lado:

$$dI = dI_a + dI_s$$

(4.5)

de (4.4) tenemos:

$$\frac{dI}{I} = - \mu dx$$

Integrando:

$$\int_{I_0}^I \frac{dI}{I} = \int_0^x -\mu dx$$

en donde:  $I_0$  = Intensidad original del haz.  
 $x$  = Profundidad del material.  
 $I$  = Intensidad del haz a la profundidad  $x$ .

Por lo tanto:

$$\ln \left| \frac{I}{I_0} \right| = - \mu x$$

con lo que:

$$\ln \frac{I}{I_0} = -\mu x$$

Despejando I:

$$I = I_0 e^{-\mu x} \quad (4.6)$$

Esta es la intensidad que llega al punto  $x$ , tomando en cuenta ambas atenuaciones<sup>(1)</sup>.

Como se dijo la ecuación:

$$dI_a = -I_a \mu_a dx \quad (4.7)$$

también se cumple, entonces sustituyendo (4.6) en (4.7) tenemos:

$$dI_a = -I_0 e^{-\mu x} \mu_a dx$$

Integrando

$$\int_0^{I_a} dI_a = -I_0 \mu_a \int_0^x e^{-\mu x} dx$$

$$I_a = -I_0 \mu_a \left( -\frac{1}{\mu} \right) e^{-\mu x} \Big|_0^x$$

de donde:

$$I_a = -I_0 \mu_a \left( -\frac{1}{\mu} \right) (e^{-\mu x} - 1) = I_0 \frac{\mu_a}{\mu} (e^{-\mu x} - 1)$$



como  $I_0 \frac{\mu_a}{\mu} > 0$  y  $e^{-\mu x} < 1$  se tiene que  $I_a < 0$ ; pero tomando el valor absoluto de  $I_a$  se tiene que:

$$I_a = I_0 \frac{\mu_a}{\mu} (1 - e^{-\mu x}) \left| \frac{\text{erg}}{\text{cm}^2 \cdot \text{seg}} \right| \quad (4.8)$$

Esta cantidad es la intensidad que se pierde, debido exclusivamente a la absorción de la radiación por la muestra.

La atenuación debida a la dispersión, se calcula siguiendo el mismo razonamiento y se obtiene:

$$I_s = I_0 \frac{\mu_s}{\mu} (1 - e^{-\mu x}) \left| \frac{\text{erg}}{\text{cm}^2 \cdot \text{seg}} \right| \quad (4.9)$$

Sumando (4.8) y (4.9) podemos obtener la atenuación total:

$$I = I_a + I_s = \frac{I_0}{\mu} (1 - e^{-\mu x}) (\mu_a + \mu_s) \quad (4.10)$$

como  $\mu_a + \mu_s = \mu$ ;

$$I = I_0 (1 - e^{-\mu x}) \quad (4.11)$$

Esta es intensidad perdida por el haz, debida a la absorción y a la dispersión ocurrida en el material.

Recordando las ecuaciones (4.3) y (4.8)

$$E = \int_0^t I dt$$

$$I_a = I_0 \frac{\mu_a}{\mu} (1 - e^{-\mu x})$$

Se puede calcular la energía perdida por unidad de área por absorción, esto es:

$$E_a = \int_0^t I_0 \frac{\mu_a}{\mu} (1 - e^{-\mu x}) dt = I_0 \frac{\mu_a}{\mu} (1 - e^{-\mu x}) t$$

$$E_a = I_0 \frac{\mu_a}{\mu} (1 - e^{-\mu x}) t \quad (4.12)$$

Si  $\mu x$  es pequeño se puede hacer la aproximación:  $(1 - e^{-\mu x}) \approx \mu x$ , por lo tanto

$$E_a \approx I_0 t \mu_a \mu x / \mu = I_0 t \mu_a x$$

$$E_a = I_0 \mu_a x t \quad (4.13)$$

Esto es, la energía perdida por absorción depende de la intensidad inicial, del coeficiente de absorción, de la profundidad a la que penetren las partículas y del tiempo que dure la irradiación<sup>(1)</sup>.

$E_a$  es medida en  $|\text{erg/cm}^2|$  ya que  $I_0$  está dada en  $|\frac{\text{erg}}{\text{cm}^2 \text{seg}}|$ ,  $\mu_a$  depende de cada material y está medida en  $|\frac{1}{\text{cm}}|$ , el tiempo  $t$  está dado en (seg) y la profundidad  $x$  medida en (cm).

Existe otro coeficiente llamado másico de absorción dado por  $\mu_a/\rho$  en donde  $\rho$  es la densidad del material. Este coeficiente se encuentra tabulado para distintos materiales.

En algunos casos es más conveniente utilizar este coeficiente, ya que da directamente la dosis recibida por el material así; si se tiene:

$$E_a = I_0 t \mu_a x$$

y se divide y multiplica por  $\rho x$ , se obtiene:

$$E_a = I_0 t \mu_a x \left( \frac{\rho x}{\rho x} \right) \quad 6$$

$$\frac{E_a}{\rho x} = \frac{I_0 t \mu_a}{\rho} \quad (4.14)$$

Recordando que  $E_a$  es energía absorbida por unidad de área, se tiene que:

$$\frac{E_a}{\rho x} = \frac{E_{aT}}{\rho x A}$$

donde:  $E_{aT}$  = Total de energía absorbida en (ergs)  
 $x$  = Profundidad de penetración de los rayos  $\gamma$   
 $A$  = Area Irradiada.

Por lo tanto:

$XA$  = Volumen irradiado ( $\text{cm}^3$ ) y  
 $\rho XA$  = Masa irradiada (g)

Así:

$$\frac{E_a}{\rho x} = \frac{E_{aT}}{\rho x A} = \frac{E_{aT}}{m} \quad (4.15)$$

Pero, por definición de dosis absorbida

$$\text{Dosis absorbida} = \frac{E_{aT}}{m} = \frac{E_a}{\rho x}$$

como:  $\frac{E_a}{\rho x} = \frac{I_0 t \mu_a}{\rho}$  se tiene que la dosis absorbida por un material irradiado con rayos  $\gamma$  se puede calcular de la siguiente manera:

$$\text{Dosis absorbida} \left( \frac{\text{erg}}{\text{g}} \right) = I_0 t \left( \frac{\mu_a}{\rho} \right) \quad (4.16)$$

Si se calcula la razón que existe entre las dosis absorbidas por 2 materiales diferentes A y B expuestos al mismo haz durante el mismo tiempo, tenemos:

$$r_{A,B} = \frac{I_0 t (\mu_a/\rho)_A}{I_0 t (\mu_a/\rho)_B} = \frac{(\mu_a/\rho)_A}{(\mu_a/\rho)_B} \quad (4.17)$$

En el caso en que los coeficientes másicos de ambos materiales y la dosis recibida en uno de ellos se conozcan, - esta ecuación es útil para calcular la dosis en el otro material, cuando ambos han sido irradiados bajo las mismas condiciones es decir:

$$\text{Dosis en A} = r_{AB} \text{ Dosis en B}$$

Suponiendo que el material B sea el agua, se tiene que:

$$\text{Dosis en A} = \frac{(\mu_a/\rho)_A}{(\mu_a/\rho)_{\text{agua}}} \text{ Dosis en agua} \quad (4.18)$$

La igualdad (4.18) es de utilidad, ya que existe un programa de cómputo<sup>(26)</sup> en el Centro Nuclear para el irradiador comercial JS-6500 con el cual se calcula la dosis en aire en un punto determinado de la cámara de irradiación.

Además del método teórico existe un método experimental de calibración para el mismo irradiador; este método está basado en un dosímetro químico Fricke, el cual es un dosímetro secundario que tiene un error del 2%, colocado en diferentes puntos<sup>(27)</sup>. Ambos métodos dan la razón de dosis obtenida en cualquier punto de la cámara, con tan solo conocer la distancia a la fuente.

El programa de cómputo toma en cuenta las siguientes condiciones; la distribución geométrica de la actividad de la fuente proporcionada por el fabricante, la autoabsorción y el factor de dispersión de la fuente, además el programa está suponiendo que la cámara de irradiación está completamente vacía, sin ninguna estructura y con una atmósfera de aire normal. Si alguna de estas condiciones varía, entonces la razón de dosis dada por el programa no corresponderá a la razón real.

Por otro lado la calibración experimental se hizo colocando los dosímetros Fricke en distintos puntos del cuarto de irradiación.

Posteriormente se comparó la razón de dosis que predecía el programa de cómputo para un punto, con la razón de dosis medida experimentalmente con fricke, la cual se transformó mediante la ecuación 4.18 a razón de dosis en aire, esta comparación se realizó sobre una sola línea perpendicular a partir de la fuente y se encontró que las discrepancias fueron menores del 5%.

En la figura 4.6 se muestra la relación tanto técnica como experimental que existe entre razón de dosis y distancia al centro geométrico de la fuente.

Como se puede ver ambas curvas son muy similares.

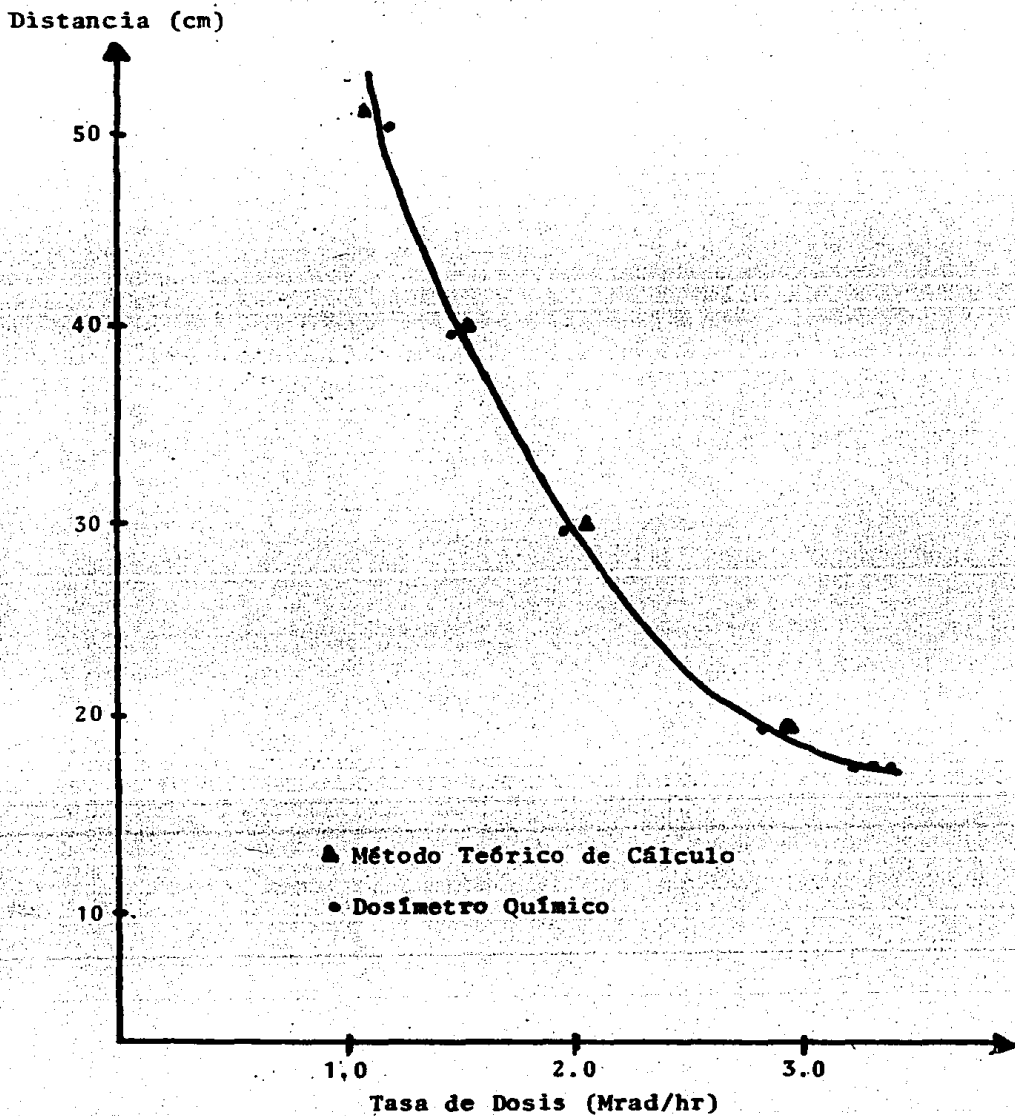


Fig. 4.6.- Distribución de la tasa de dosis sobre una línea en el irradiador JS-6500.

c) Calibración de un Plástico.

Con el fin de obtener una calibración<sup>(28)</sup> en las dosis recibidas con el acelerador de electrones Pelletron, se expusieron varios plásticos "Pink" en el Irradiador JS-6500, dichos plásticos tuvieron las dosis totales 12, 24, 36, 48 y 55 Megarads; estas dosis fueron calculadas, tanto teóricamente con el programa descrito en IV.1.b, como calculadas con las razones de dosis determinadas con el Fricke; estas fluctuaron entre 0.1 y 0.4 Mrad/hr. Cabe aclarar que los dosímetros Fricke fueron irradiados durante 5 min, de tal manera que la dosis total absorbida por éstos se encontraba en el intervalo de 4000 a 40 000 rads en el cual el dosímetro Fricke tiene el 2% de error. Una vez medida la dosis total se dividió entre 5 min, obteniéndose las razones de dosis mencionadas.

Los plásticos irradiados se analizaron en un espectrofotómetro Beckman 3500, con lámpara policromática. Este aparato mide la opacidad de un material a distintas longitudes de onda, con respecto a un material testigo, que en este caso se utilizó un Pink sin irradiar.

El espectrofotómetro se utilizó en la región de luz visible proporcionando una gráfica de variación de la opacidad del material desde  $\lambda = 750$  nm, hasta  $\lambda = 350$  nm, estas longitudes de onda corresponden a la luz absorbida por la muestra. Estas gráficas se presentan en la figura 4.7.

Se midió la absorbancia de los 5 plásticos en  $\lambda = 385$  nm y en  $\lambda = 425$  nm, además se midieron las pendientes de las curvas en esos puntos. Teniéndose un error de 0.01 unidades de absorbancia y del 4% en las pendientes, respectivamente.

de donde:

$$\text{Dosis en el plástico} = 0.9729 \text{ Dosis en agua} \quad (4.23)$$

Esto quiere decir que la dosis absorbida por un plástico es en promedio 3% más baja que la dosis absorbida por el agua, para cuando ambos se irradian con rayos  $\gamma$  de entre 1 MeV y 1.5 MeV.

En la ecuación 4.23 se puede sustituir la dosis medida mediante la ecuación de calibración, con el fin de obtener una dosis medida en plástico.



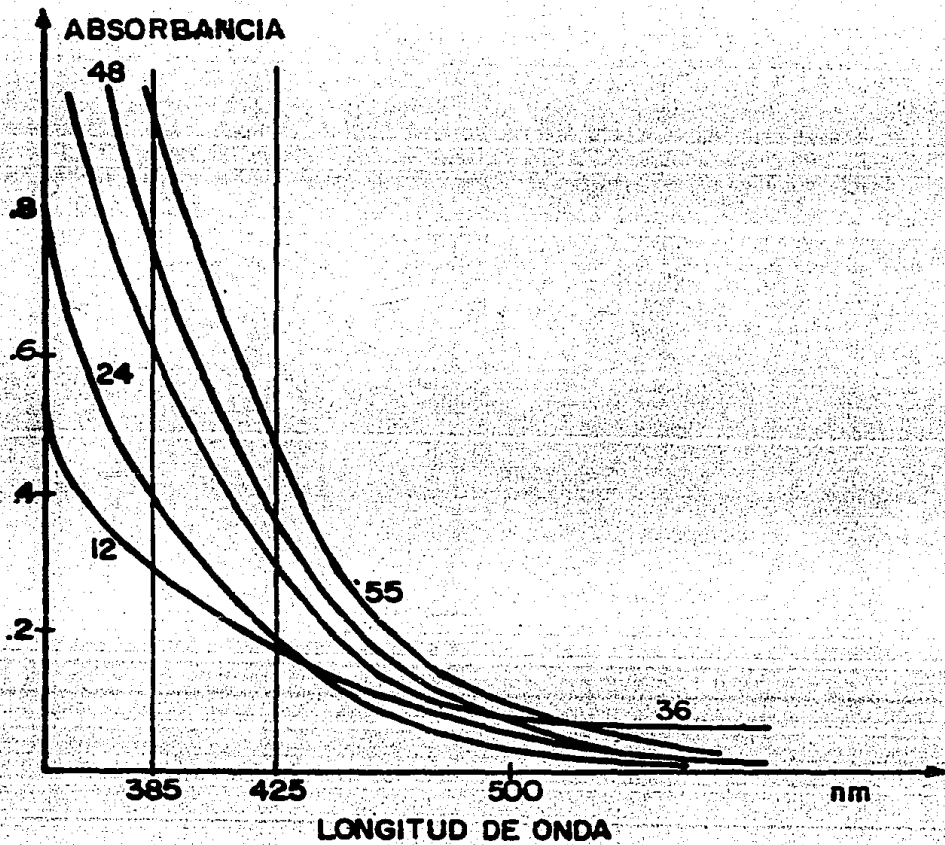


Fig. 4.7. Gráficas del Espectrofotómetro.

Longitud de onda (nm)	Dosis en agua calculadas - Teóricamente y corroboradas con Fricke.....	Absorbancia	Pendiente
385	12	0.29	0.63
	24	0.395	1.25
	36	0.615	2.10
	48	0.76	2.98
	55	0.92	3.10
425	12	0.17	0.72
	24	0.185	1.25
	36	0.290	1.70
	48	0.350	2.13
	55	0.45	2.50

Tabla 4.1.- Medidas obtenidas en las gráficas del espectrofotómetro para los cinco plásticos irradiados.

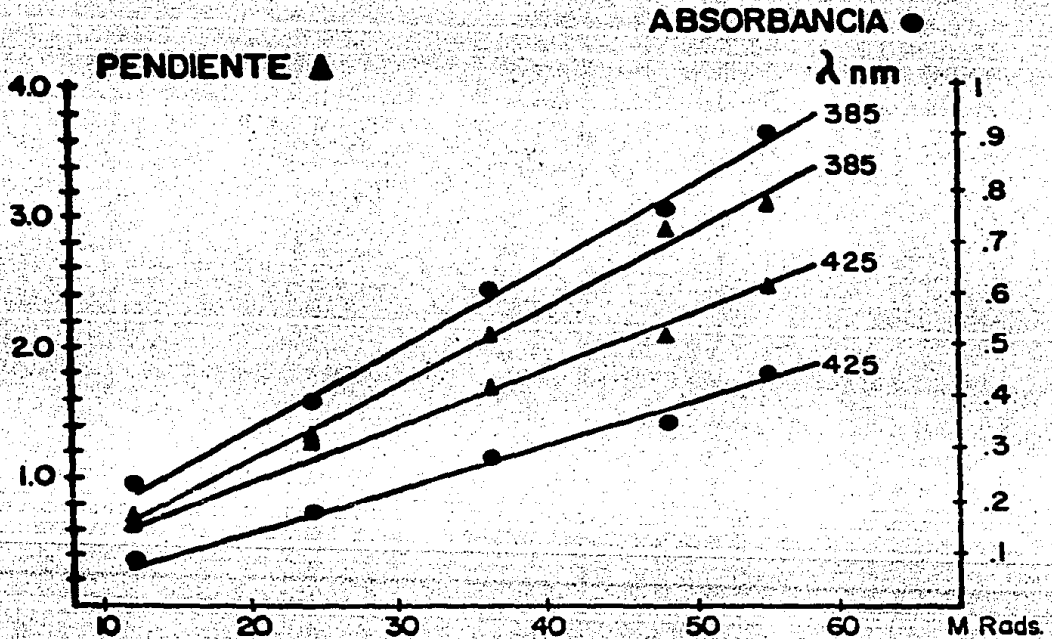


Fig. 4.8. Gráficas de Dosis contra Pendiente y Absorbancia.

Como se puede ver la mejor correlación corresponde a la recta ajustada a las pendientes medidas a 425 nm, por lo que la ecuación 4.22 es la que se considera para determinar una dosis equivalente en agua, a la recibida por un plástico irradiado, esto es:

$$D \text{ (megarads)} = \frac{P - 0.2519}{0.04022}$$

A esta ecuación se le llama de calibración.

Esta dosis es la dosis absorbida por agua, por lo que si se desea calcular la dosis en el plástico, se debe usar la ecuación (4.18); esto es:

$$\text{Dosis en el plástico} = \frac{(\mu_a/\rho)_{\text{plástico}}}{(\mu_a/\rho)_{\text{agua}}} \text{ Dosis en agua.}$$

Debido a que no se conoce la composición exacta del plástico "Pink" no se puede conocer el coeficiente de absorción másico, por lo que se tomó un promedio entre los coeficientes de distintos plásticos<sup>(30)</sup>, obteniéndose:

$$\left(\frac{\mu_a}{\rho}\right) = 0.0287 \pm 0.00133$$

Esto para radiación  $\gamma$  y de entre 1 MeV y 1.5 MeV. Por otro lado<sup>(29)</sup>:

$$\left(\frac{\mu_a}{\rho}\right)_{\text{agua}} = 0.0295$$

Para las mismas energías; por lo que:

$$\text{Dosis en el plástico} = \frac{0.0287}{0.0295} \text{ Dosis en agua} \quad (4.23)$$

de donde:

$$\text{Dosis en el plástico} = 0.9729 \text{ Dosis en agua} \quad (4.23)$$

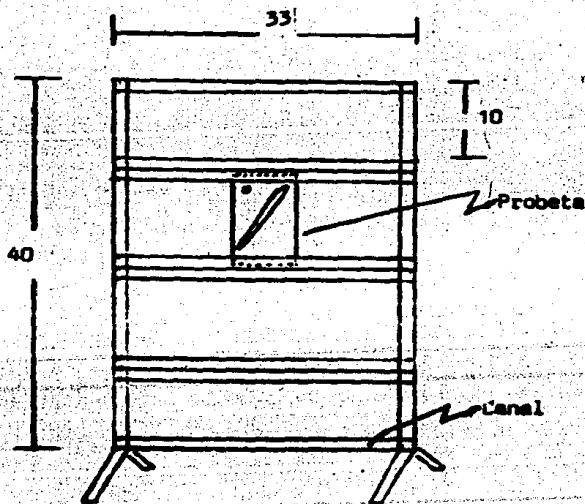
Esto quiere decir que la dosis absorbida por un plástico es en promedio 3% más baja que la dosis absorbida por el agua, para cuando ambos se irradian con rayos  $\gamma$  de entre 1 MeV y 1.5 MeV.

En la ecuación 4.23 se puede sustituir la dosis medida mediante la ecuación de calibración, con el fin de obtener una dosis medida en plástico.

d.- Irradiación de Pinturas con Gammás.

Para irradiar las probetas en el JS-6500 se construyeron una serie de bastidores o paneles de aluminio de dimensiones 33 cm x 40 cm, figura 4.9, con 4 separaciones; con canales de 10 cm cada una, en las cuales se colocan las probetas.

En cada panel se pueden colocar hasta 24 probetas a la vez.



Acotamiento en cm

Figura 4.9.- Panel ó bastidor.

Para determinar las distancias adecuadas para tener distintas razones de dosis en cada probeta, se utilizó un programa de cómputo<sup>(26)</sup>, cuya validez fue mencionada en la sección IV.1.b.

Entonces, conociendo la distancia del centro geométrico de la fuente de  $^{60}\text{Co}$  a la posición de la probeta y el tiempo de irradiación se determina la dosis total recibida por ésta.

En la columna 5 de la tabla 4.2 se indican las dosis en agua, que recibieron las probetas irradiadas con la geometría mostrada en la figura 4.10.

Una vez determinadas las posiciones de las probetas, se irradian dosímetros Fricke<sup>(27)</sup> para medir experimentalmente la razón de dosis en agua, la cual se muestra en la 3ra. columna de la Tabla 4.2.

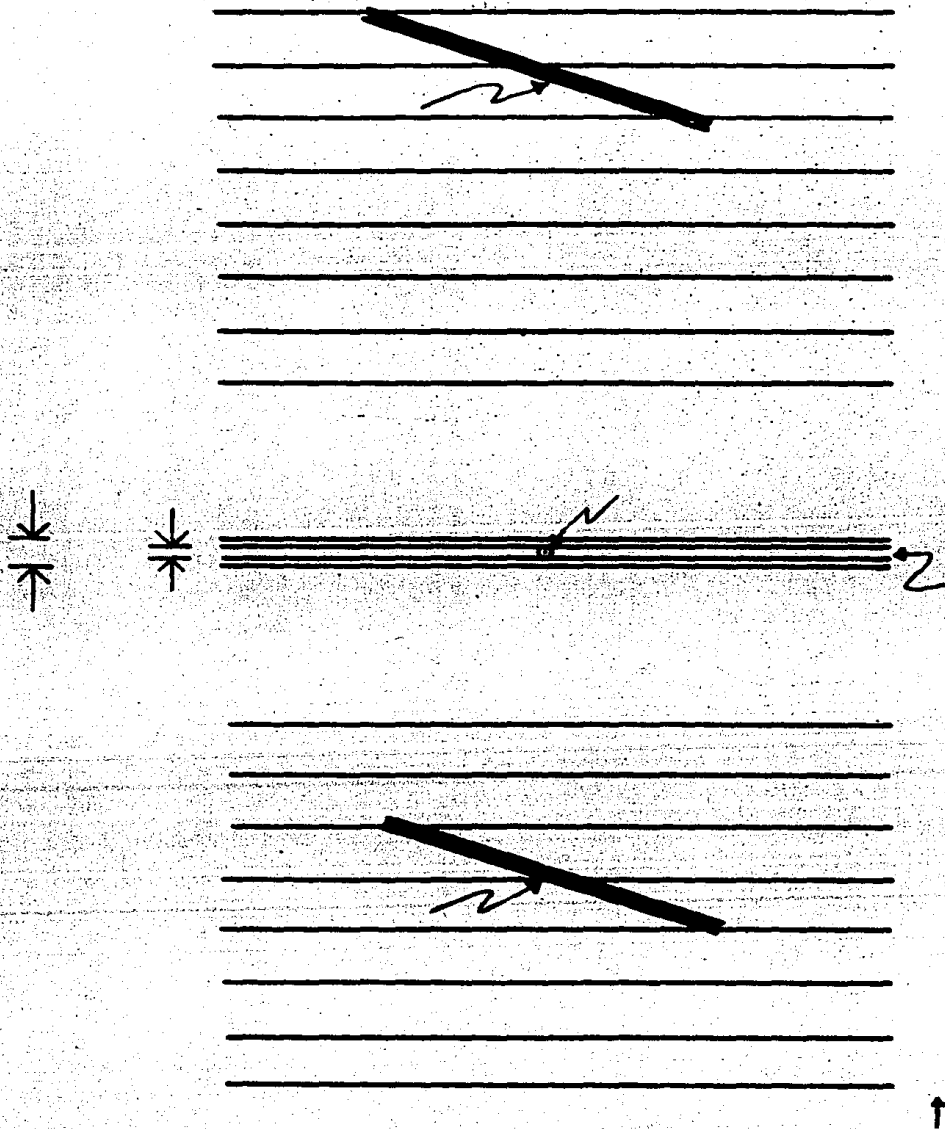


Fig. 4.10.- Vista superior de la Fuente de <sup>60</sup>Co.  
posición de bastidores respecto a la  
fuente.



Las dosis totales dadas a las pinturas estuvieron en el rango definido por los estándares<sup>(19)</sup>.

Tabla 4.2.- Probetas irradiadas con gammas en el JS-6500

TIPO DE PINTURA	N° de Muestra	Razón de Dosis medida con Fricke (mrad/hr)	Tiempo de la Exposición de la probeta (hrs)	DOSIS TOTAL EN LA PROBETA	
				(en agua) (Mrad)	(en plástico) (Mrad)
Epoxi/Fenolica	SP5-1	1	50	50	48.6
	SP5-2	1	50	50.0	48.6
	SP5-3	0.8	91	72.8	70.8
Fenolica Modificada	SP5-4	1	50.0	50.0	48.6
	SP5-5	0.8	9.10	50.0	48.6
	SP5-6	0.45	25.0	11.4	11.1
	SP5-7	0.45	110.0	50	48.6
	SP5-8	0.80	91.0	72.8	70.8
	SP5-9	0.45	60.5	27.5	26.8

Las pruebas de análisis a estas pinturas se mencionan en el Capítulo V.a., tomándose como base la dosis en agua.

## IV.2.- IRRADIACIONES CON ELECTRONES.

### a.- Acelerador Pelletron.

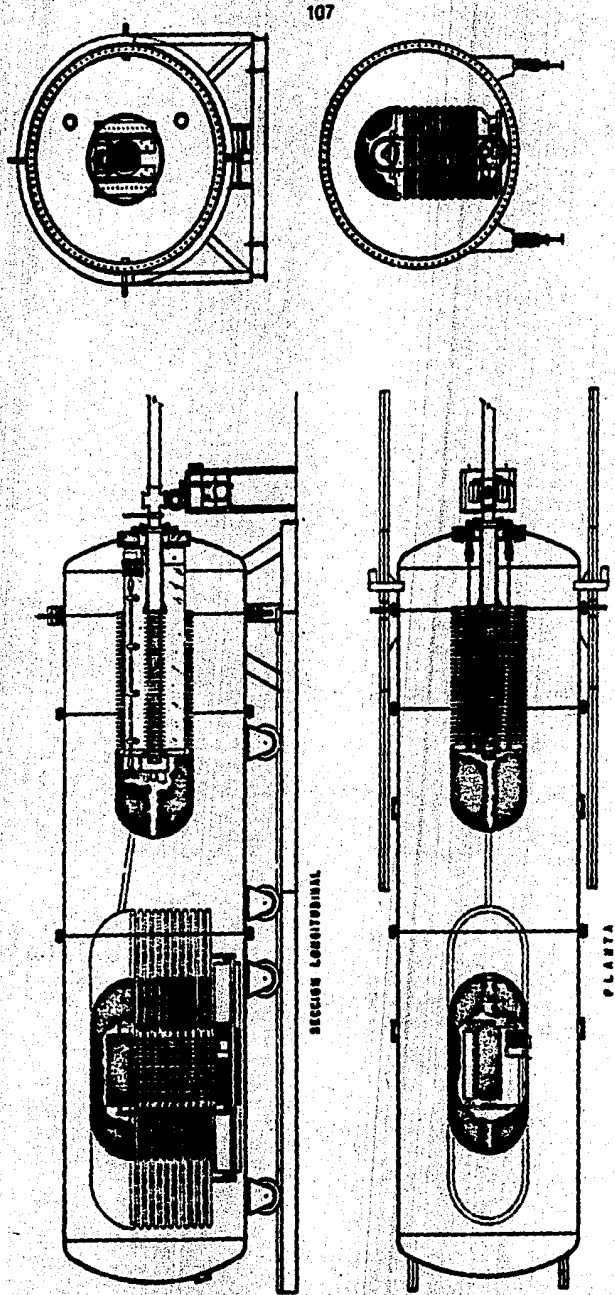
El acelerador Pelletron que se encuentra en el Centro Nuclear del I.N.I.N. se utilizó para realizar irradiaciones con electrones.

Dicho acelerador de corriente directa, se divide en 2 zonas fundamentales: fuente de alto voltaje y la unidad de aceleración. Estas dos zonas se encuentran dentro de un tanque contenedor, de tal manera que están rodeados por un gas que sirve de aislante entre la terminal de alto voltaje y el tanque.

La zona de la fuente de alto voltaje; consta de 13 cadenas que giran a una velocidad de 9 m/s sobre dos poleas<sup>(30)</sup>. Una de estas poleas se encuentra dentro de una superficie hueca semielíptica conductora de aluminio, que es la terminal de alto voltaje, la otra polea, que se encuentra conectada a tierra, está situada en la parte inferior de la terminal de alto voltaje, figura 4.11.

Enfrente de la polea inferior se encuentra un electrodo inductor, que se alimenta con una fuente de corriente continua que puede dar valores entre 0 y 50 kV.

De esta manera las cadenas al pasar por el electrodo se cargan electrostáticamente por fricción y al subir se descargan dentro de la terminal de alto voltaje por simple contacto eléctrico. El contacto eléctrico de las cadenas con el cuerpo metálico de las poleas superior e inferior se realiza a través de un alambre de acero inoxidable alojado en el fondo de la ranura de dichas poleas.



Escala gráfica  
1 m

Fig. 4.11. Acelerador Pelletron.

Así la terminal va aumentando la carga, hasta que se equilibra con la corriente de la fuente<sup>(30)</sup>.

Para evitar descargas indeseadas y para lograr subir un mayor número de carga, es necesario que las cadenas encargadas de subir, estén compuestas por un cilindro de metal, alternando con un cilindro de material aislante, de esta manera los cilindros metálicos al pasar por el electrodo de la parte inferior, toman una cierta cantidad de carga que posteriormente descargan en la terminal.

Los cilindros se pueden descargar en el trayecto, si ionizan el ambiente, pero esto se evita con el gas aislante<sup>(30)</sup>.

Entre la terminal y tierra se tienen 10 anillos equipotenciales para tener un control sobre el gradiente de potencial.

La otra zona fundamental es la unidad de aceleración que se encuentra frente a la fuente de alto voltaje. Esta unidad de aceleración consta de una terminal de alto voltaje de acero inoxidable. Un cañón de electrones. Un tubo acelerador rodeado de anillos equipotenciales y resistencias en serie, un sistema de vacío y un generador de voltaje alterno<sup>(30)</sup>.

La terminal de alto voltaje de la unidad de aceleración se encuentra conectada a la terminal de alto voltaje de la fuente, mediante un tubo telescópico de aluminio. Este tubo tiene por función la de transportar las cargas de la fuente a la unidad de aceleración.

De aquí pasan a un cañón de electrones, que consta de dos electrodos unidos por un filamento, que al cargarse emi

te electrones. Estos electrones en el tubo acelerador, se aceleran debido al campo eléctrico que van formando los anillos equipotenciales que rodean al tubo<sup>(31)</sup>.

Entre anillo y anillo se tienen resistencias en serie, esto para que el campo eléctrico que generan sea lo más uniforme posible<sup>(31)</sup>.

Los anillos del tubo también producen un enfocamiento de las partículas cargadas, actuando como lentes electrostáticas<sup>(1)</sup>.

Una vez pasando los 30 anillos equipotenciales, los electrones acelerados pasan a través de una ventana de titanio, de 40 micras<sup>(30)</sup> de espesor, al exterior del acelerador.

La ventana de titanio sirve para separar el vacío que se tiene en el tubo acelerador, con el exterior, además de ser rígida, absorbe muy poca de la energía adquirida de los electrones (ver cálculos en la siguiente sección).

b) *Cálculo teórico de la dosis.*

La dosis que recibe una muestra al irradiarse con un acelerador, depende de factores tales como: Energía de las partículas incidentes, número de partículas que inciden, cantidad de energía que depositan las partículas, tiempo que dura la irradiación, área transversal del haz, densidad y espesor del material.

Tomando en cuenta estos factores, se obtiene una ecuación que da la dosis recibida por un material.

Primero se calcula el número de partículas que inciden sobre la muestra; a partir del tiempo de irradiación  $t$  (seg) y la corriente de partículas  $i$  (amp):

$$i = \frac{Q}{t} \quad \delta$$

$$Q = it \quad (4.24)$$

donde  $Q$  es la carga total acumulada durante la irradiación.

El número de electrones  $N$  que existe en  $Q$  es:

$$\begin{aligned} 1 \text{ electrón} &= 1.6 \times 10^{-19} \text{ coul} \\ N &= Q \text{ coul} \end{aligned}$$

De aquí

$$N = \frac{Q \text{ (coul)}}{1.6 \times 10^{-19} \text{ (coul)}}$$

Usando (4.24) se obtiene:

$$N = \frac{it}{1.6 \times 10^{-19}}$$

La energía que proporciona el acelerador al haz de electrones es:

$$NE_e = \left( \frac{it}{1.6 \times 10^{-19}} \right) E_e$$

donde  $E_e$  es la energía de cada electrón en MeV.

Si el área de la muestra perpendicular al haz es  $A$  y el área transversal del haz es  $A_T$ , se tiene que sobre la muestra incide una energía total  $E$  dada por <sup>(28)</sup>:

$$E = \left( \frac{it}{1.6 \times 10^{-19}} \right) E_e \frac{A}{A_T} \quad (4.25)$$

$\frac{A}{A_T}$  equivale a la fracción de electrones que inciden sobre la muestra.

Como se dijo en el Capítulo I, la dosis se define como: Energía absorbida. Por lo que se necesita conocer la masa de la muestra que se irradia; se sabe que:

$$\rho = \frac{m}{V}$$

donde:  $m$  = masa  
 $v$  = volumen. Por lo que:  
 $\rho$  = Densidad del material

entonces:  
 $m = \rho v$

pero:  
 $V = Ad$

en donde: A = Area de la cara presentada al acelerador  $\delta$  -  
Area expuesta al haz, en  $\text{cm}^2$ .

d = Profundidad a la que penetran los electrones  
en cm.

dado ésto se tiene:

$$m = \rho A d$$

Si todos los electrones incidentes depositan toda su -  
energía en la muestra, la dosis será:

Dosis (si se depositara toda la energía en la muestra)  $\equiv$   
 $\equiv$  Dosis (1)

$$\text{Dosis (1)} = \left( \frac{it}{1.6 \times 10^{-19}} \right) E_e \left( \frac{A}{A_T} \right) / \rho A d \quad \delta$$

$$\text{Dosis (1)} = \left( \frac{it}{1.6 \times 10^{-19}} \right) \left( \frac{E_e}{A_T \rho d} \right) \quad (4.26)$$

Para que esta dosis esté en  $\frac{\text{erg}}{\text{g}}$ , es necesario que  $E_e$   
esté medido en  $\text{ergs}^*$ ,  $A_T$  en  $\text{cm}^2$ ;  $\rho$  en  $\frac{\text{g}}{\text{cm}^3}$  y d en cm. Si  
se desea tener la Dosis (1) en rads, es necesario dividir -  
entre 100\*\*

$$\text{Dosis (1)} \left( \frac{\text{erg}}{\text{g}} \right) = \left( \frac{it}{1.6 \times 10^{-19}} \right) \left( \frac{E_e}{A_T \rho d} \right) \quad (4.26)$$

\* 1 eV =  $1.6 \times 10^{-12}$  erg.

\*\* Ver tabla 1.1.



$$\text{Dosis (1) [rads]} = \left( \frac{it}{1.6 \times 10^{-19}} \right) \left( \frac{E_e}{A_T \rho d} \right) \quad (4.27)$$

La Dosis (1) equivale a pensar que todos los electrones depositarán toda su energía en la muestra. Esto sucede si la muestra es muy gruesa.

Si la muestra es delgada, los electrones depositarán una fracción de su energía en el material. Esta fracción es  $f = \frac{\Delta E_e}{E_e}$ ,  $0 < f \leq 1$

donde:  $\Delta E_e$  se refiere a la energía depositada por los electrones en la muestra.

$E_e$  es la energía inicial (energía con que inciden) de los electrones.

Para calcular  $\Delta E_e$  es necesario conocer el alcance  $R$  que tiene un electrón con energía  $E_e$ , como se vio en la sección I.c; este alcance está medido en  $\frac{\text{mg}}{\text{cm}^2}$  y está dado por:

$$R = 412 E_e^{1.265 - 0.094 \ln E_e} \left| \frac{\text{mg}}{\text{cm}^2} \right| \quad (4.28)$$

Si el grosor  $R_m$  en  $\frac{\text{mg}}{\text{cm}^2}$  de la muestra irradiada, es tal que  $R_m < R$ , entonces sólo parte de la energía del haz es depositada en la muestra, para tener el grosor en cm se usa la relación

$$d = \frac{R_m}{\rho}$$

donde  $\rho$  es la densidad en  $\frac{\text{mg}}{\text{cm}^3}$ .

La diferencia  $\Delta R$  está dada por:

$$\Delta R = R - R_m$$

Esta  $\Delta R$  es el (alcance en  $\text{mg}/\text{cm}^2$ ) para que los electro

nes que salen de la muestra se detengan por completo.

La cantidad  $\Delta R$  es útil, ya que con ella se calcula la energía necesaria para recorrerla mediante su sustitución - en la ecuación (4.28), entonces:

$$\Delta R = 412 E_e' (1.265 - 0.094 \ln E_e')$$

en donde:  $E_e'$  = Energía que requieren los electrones para tener un alcance  $\Delta R$ .

Esta  $E_e'$  es también la energía con la cual los electrones salen de la muestra, por lo que si se despeja  $E_e'$ , se tiene:

$$\Delta R = 412 E_e' (1.265 - 0.094 \ln E_e') \quad \text{de donde:}$$

$$\ln \Delta R = \ln 412 + (1.265 - 0.094 \ln E_e') \ln E_e' \quad \delta$$

$$0.094 (\ln E_e')^2 - 1.265 \ln E_e' + \ln \frac{\Delta R}{412} = 0$$

resolviendo la ecuación de 2do. grado para  $\ln E_e'$  se llega a:

$$\ln E_e' = \frac{1.265 \pm \sqrt{(1.265)^2 - 4(0.094) \ln \frac{\Delta R}{412}}}{2 \cdot (0.094)} \quad (4.30)$$

De esta expresión se obtienen 2 valores para el  $\ln E_e'$ , uno de ellos no es consistente con el problema, ya que se obtiene un valor muy grande, por lo que sólo queda un valor para  $E_e'$ .

Conociendo  $E_e'$  y  $E_e$ , se puede conocer la energía que depositan los electrones en la muestra con solo realizar la diferencia

$$\Delta E_e = E_e - E_e' \quad (4.31)$$

Ya que  $E_e$  = Energía con que inciden los electrones y  $E'_e$  = Energía con que los electrones abandonan la muestra.

Dado esto se puede calcular la fracción buscada, es decir:

$$f = \frac{\Delta E_e}{E_e} = \frac{E_e - E'_e}{E_e}$$

Este factor modificará la dosis que absorbe la muestra, por lo que si se toma en cuenta, se obtiene que <sup>(2\*)</sup>:

Dosis (2)  $\equiv$  La dosis que absorbe la muestra, tomando en cuenta la cantidad de energía que depositan los electrones.

$$\text{Dosis (2)} \left( \frac{\text{erg}}{\text{g}} \right) = \left[ \frac{it}{1.6 \times 10^{-13}} \right] \left[ \frac{E_e}{A_T \rho d} \right] \left( \frac{\Delta E_e}{E_e} \right) \quad 6$$

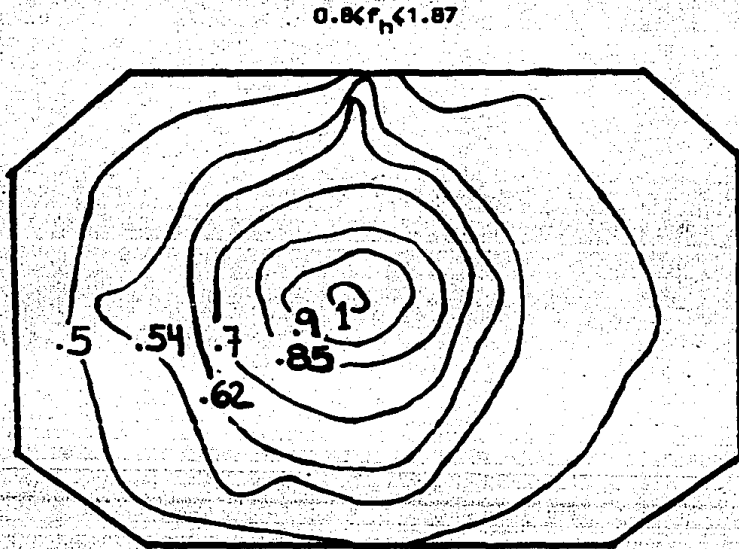
$$\text{Dosis (2)} \left( \frac{\text{erg}}{\text{g}} \right) = \left[ \frac{it}{1.6 \times 10^{-13}} \right] \left[ \frac{\Delta E_e}{A_T \rho d} \right] \quad (4.32)$$

expresada en rads

$$\text{Dosis (2)} \text{ (rads)} = \left[ \frac{it}{1.6 \times 10^{-17}} \right] \left[ \frac{\Delta E_e}{A_T \rho d} \right] \quad (4.33)$$

Existe otra corrección en la dosis, ésta se refiere a la inhomogeneidad del haz <sup>(2\*)</sup>. Hasta ahora se ha considerado que el haz es homogéneo en toda la ventana de Titanio, pero esto no es así, ver figura 4.12. En la siguiente sección se analiza esta inhomogeneidad. Por lo pronto, interesa hacer la corrección correspondiente.

Para esto se irradió con electrones de 0.85 MeV un plástico "Pink" de 11.5 cm x 9 cm, que es aproximadamente el tamaño de la ventana del Pelletron (diámetro de 11 cm), de tal manera que se coloreara y se pudiera notar la variación de la dosis en el área.



Escala 1.1

Figura 4.12 Curvas Isodólicas observadas en un plástico irradiado por 5 minutos en el Pelletron.

Teniendo este plástico, se dividió en 26 partes rectangulares de uno por tres cm. En cada parte se tomaron 3 medidas de densidad óptica, con un densitómetro en puntos arriba, en medio y abajo, por lo que se tuvieron 78 medidas; el promedio de éstas fue de 0.075 unidades de densidad óptica, mientras que en el centro se midió una densidad óptica de 0.14, por lo que una muestra irradiada en el centro de la ventana tendría un factor de corrección ( $f_n$ ) de  $\frac{0.14}{0.075} = 1.8664 = 1.87$ .

Este factor indica que si el haz fuera homogéneo, el plástico se colorearía homogéneamente, es decir, si la energía se depositara homogéneamente, entonces en las esquinas tendría la misma densidad óptica que en el centro y por lo tanto, la dosis sería la misma en todo el plástico. Pero esto no es así, por lo que se debe pensar en que el promedio equivale a que el haz es homogéneo. De esta manera se puede sacar un factor de corrección para cualquier punto de la ventana. Así por ejemplo  $f_n$  en los extremos del haz es de 0.8.

El punto de referencia en este trabajo, es el centro, por lo que se escoge  $f_n = 1.87$ .

Dado esto, se tiene que la dosis con la corrección de inhomogeneidad será; la Dosis (3). Esto es <sup>(20)</sup>:

$$\text{Dosis (3)} = \left( \frac{it}{1.6 \times 10^{-13}} \right) \left( \frac{\Delta E_e}{\lambda_{Tpd}} \right) 1.87 \left( \frac{\text{erg}}{\text{grms}} \right) \quad (4.34)$$

$$\text{Dosis (3)} = \left( \frac{it}{1.6 \times 10^{-17}} \right) \left( \frac{\Delta E_e}{\lambda_{Tpd}} \right) 1.87 [\text{rads}] \quad (4.35)$$

Mientras que en Grays:

$$\text{Dosis (3)} = \left( \frac{it}{1.6 \times 10^{-15}} \right) \left( \frac{\Delta E_e}{\lambda_{Tpd}} \right) 1.87 [\text{Grays}]$$

Esta Dosis (3) es a la que se llamará dosis teórica, a menos que se indique lo contrario, ésto debido a que contiene las correcciones más significativas.

Cabe aclarar que los electrones al cruzar la ventana de Titanio, pierden una fracción de su energía; esta fracción depende de la energía a la que sean acelerados los electrones en el Pelletron.

Las energías que se utilizaron, oscilaban entre 0.84 y 0.9 MeV; en estos casos las pérdidas de energía\* son de 35 KeV y 34.7 KeV, respectivamente, estas pérdidas representan el 4% y el 3.8% de la energía. Estas pérdidas no son significativas en el cálculo de la dosis, además de que varían, dependiendo de la ventana del acelerador, pero se deben tomar en cuenta cuando la energía de los electrones es baja, ya que entonces las partículas depositan una mayor cantidad de energía en la ventana. Así por ejemplo, si la energía de los electrones en el Pelletron es de 0.5 MeV, se pierden 39.8 KeV que equivale al 8% de la energía, así sucesivamente, a menor energía de los electrones, mayor porcentaje de pérdida de energía en la ventana.

Si se quiere calcular la dosis teórica recibida por una muestra, considerando esta corrección, se utilizan las mismas ecuaciones que se han descrito, pero ahora se debe tomar en cuenta que la energía de los electrones  $E_e$ , no es la que se mide en la sala de control, sino que será la energía con que salen los electrones de la ventana del acelerador. Es decir, la energía real de los electrones que inciden en la muestra será:

\* Para calcular esta pérdida de energía, es necesario utilizar el método descrito en esta misma sección, de tal manera que se comience con la ecuación (4.28) y se llegue a (4.31), donde  $\Delta E_e$ .

$$E_{eT} = E_e - \Delta E_{eT}$$

en donde:  $\Delta E_{eT}$  = Energía perdida por los electrones al cruzar la ventana de Titanio.

$E_e$  = Energía de los electrones, antes de salir del tubo acelerador. Esta es la energía que se mide en el cuarto de control.

$E_{eT}$  = Energía de los electrones al incidir sobre la muestra.

La tabla 4.3 muestra las dosis, tanto en el plástico, como en agua, calculadas mediante este método. Durante estas irradiaciones, se colocaron unos plásticos "Pink" en el centro de la ventana, con el objeto de obtener su gráfica en el espectrofotómetro y poder obtener así una dosis medida mediante la ecuación de calibración, usando la ecuación 4.20, obtenida en la sección IV.1.c, además se muestra el cociente entre la dosis medida y la dosis calculada con todas las correcciones, incluyendo la de la ventana de Titanio, así como la discrepancia porcentual que existe entre ambas.

t	i	E <sub>e</sub>	ΔE <sub>eT</sub>	E <sub>eR</sub>	PLASTICO		Dosis medida; utilizando la ecuación de Calibración (en Plástico)	Dosis Teórica Dosis medida	Error Porcentual
Tiempo de Irradiación	Corriente del Haz	Energía medida de los electrones	Energía perdida en la ventana	Energía de los electrones al incidir	Dosis en plástico usando E <sub>e</sub>	Dosis en plástico usando E <sub>eR</sub>			
(seg)	(μA)	(MeV)	(MeV)	(MeV)	(Megarad)	(Megarad)	(Mrad)		(%)
120	49	0.87	0.04	0.83	36	38	36	1.055	5.5
240	49	0.90	0.035	0.865	72	72	71	1.014	1.4
360	49	0.84	0.035	0.805	110	113	114	1.911	0.9

Tabla 4.3 Condiciones de irradiación, Dosis medidas  
y Dosis calculadas, para 3 plásticos "Pink".



Como se ve las diferencias entre las dosis utilizando  $E_e$  y  $E_{e_r}$  son en promedio de 1.7 Megarads, por lo que esto - confirma que a esas energías de los electrones, la ventana de Titanio tiene efectos despreciables.

La relación entre dosis teórica y dosis extrapolada, - muestra una pequeña discrepancia en promedio de. 2.6%; este error se puede considerar que está dentro del error experimental.

### c) Mapeo del Haz.

Dado que el acelerador Pelletron es de uso reciente, - no está calibrado en energía, por lo que hubo necesidad de realizar un mapeo del haz y evaluar la distribución de do- - sis, para posteriormente hacer una primera calibración y sa- - ber que dosis recibirían las probetas en un punto cualquie- - ra<sup>(2<sup>o</sup>)</sup>.

La manera de realizarlo fue poniendo un plástico delga- - do "Pink" a 1 cm, aproximadamente de la ventana de Titanio, para que así los electrones depositaran parte de su energía. Este daño causado por las partículas, es visible, ya que el plástico cambia de color, como función de la dosis total ab- - sorbida por él; esto es, a mayor dosis, mayor coloración. - Se encontró además que la coloración de este plástico no de- - pende de la razón de dosis y que el haz no era homogéneo, - esto se muestra en la figura 4.13a.

La distribución del haz en otro plástico irradiado otro- - dfa, varía como se puede ver en la figura 4.13b. Esto se de- - be a que las condiciones de irradiación (enfoco del haz y densidad de corriente) no son reproducibles.

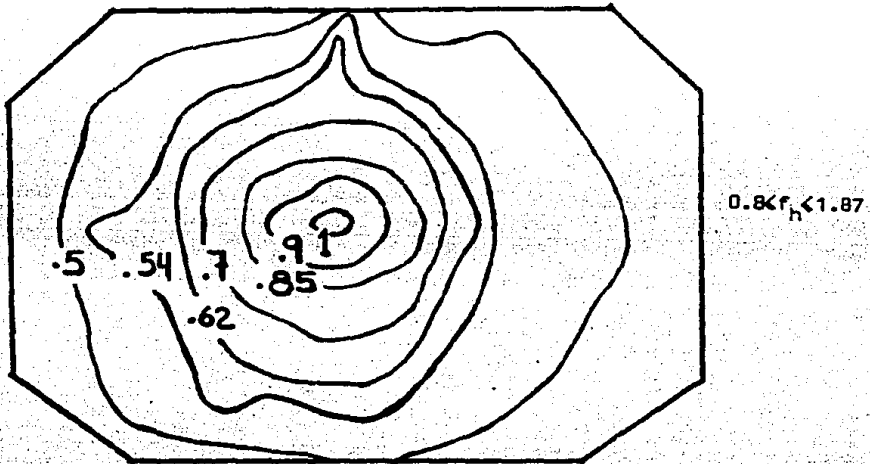
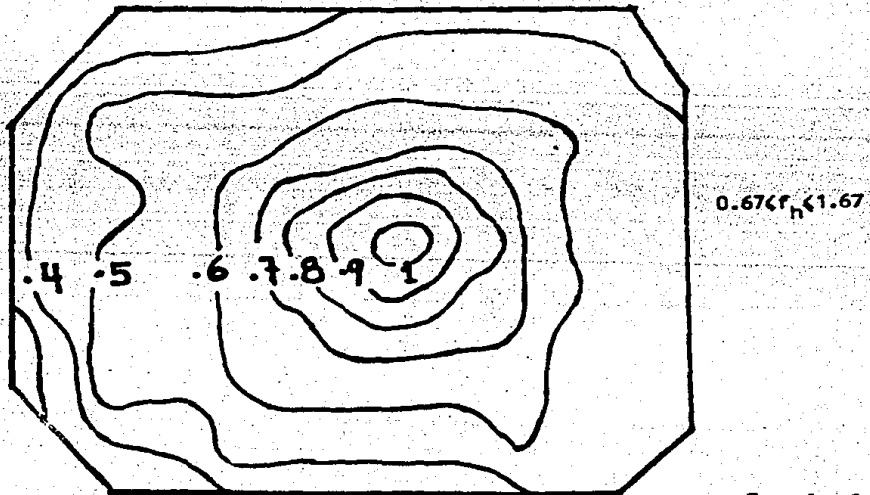


Figura 4.13a. Mapeo del haz, mostrando las curvas isodóxicas.



Escala 1.1

Figura 4.13b. Mapeo del haz otro día, al obtenido en la figura 4.13a.

Se supone que para dos irradiaciones consecutivas, el mismo día, las condiciones de irradiación se conservan.

Debido a esta inhomogeneidad del haz, no se puede hablar de la dosis que tienen las probetas, sino de la dosis que recibió una zona en particular.

Para calcular la dosis "P" en cualquier punto de una probeta irradiada, se usa el siguiente procedimiento:

Se coloca un pequeño plástico Pink de 1 x 3 cm en la parte superior izquierda de la probeta (vista de frente), para obtener la medida de la dosis T en ese punto.

Se irradia inmediatamente un plástico y se mide la dosis  $T_0$  en la misma posición geométrica, respecto al haz en que fue medida la dosis T. Como las condiciones de irradiación se mantienen aproximadamente constantes, los cocientes de dosis entre una pareja de puntos en el plástico, tendrá que ser igual a los cocientes de dosis en dos puntos de la probeta que guardan las mismas relaciones geométricas, esto es:

$$\frac{T_0}{P_0} = \frac{T}{P} \quad \delta$$

$$P = \frac{T}{T_0} P_0 \quad (4.36)$$

donde  $P_0$  es la dosis medida en un punto del plástico, con la misma posición del punto en donde se mide la dosis P de la probeta.

Las dosis  $T_0$ ,  $P_0$  y T son medidas usando la ecuación de calibración 4.20.

En la figura 4.14 se muestran algunos puntos del plás-

tico irradiado que abarcan el área de las probetas. Las dosis se calcularon utilizando la ecuación de calibración. Se muestran las dosis  $T_0$  y la dosis en el punto que corresponde al centro geométrico de la ventana está marcada con  $P_C$ .

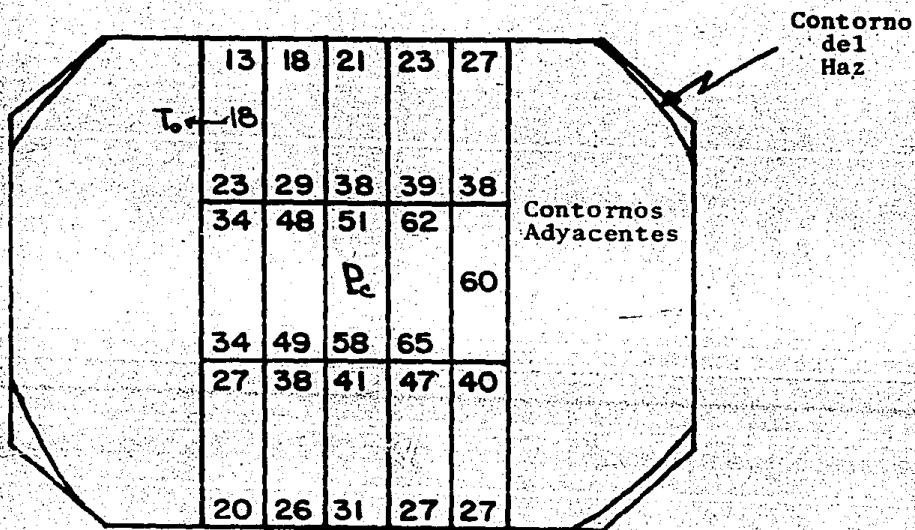


Figura 4.14. Dosis en diferentes puntos del plástico irradiado.

#### d) Irradiación de Pinturas.

Las probetas se colocaron justamente enfrente y al centro de la ventana; como se dijo, a las probetas se les colocó un plástico "Pink" en la parte superior izquierda, para poder medir la dosis en T en ese punto.

Cuatro probetas fueron irradiadas con electrones, a tiempos de 1, 4, 5 y 20 min de irradiación, para tener 4 diferentes dosis; aunque como se dijo, las dosis no son iguales en todos los puntos de las probetas, si tomamos un punto P que tenga la misma posición en todas las probetas, encontraremos una relación entre tiempo de irradiación y dosis recibida en ese punto. En la figura 4.15 se muestran las dosis recibidas en cada una de las probetas y en 29 distintos puntos, las dosis disminuyen conforme aumenta la distancia del punto al centro.

En todas las irradiaciones hechas se procuró que la corriente fuera la misma, pero debido a que el acelerador es de reciente construcción, es difícil mantenerla constante. En la tabla 4.4 se muestran las condiciones que se tenían en cada una de las irradiaciones.

Las corrientes que se registran en la tabla, corresponden a las corrientes que pasan por los extremos adyacentes de la probeta, ver figura 4.14, medidas en la caja de Faraday durante las irradiaciones de las probetas.

Como se ve, la corriente registrada en la irradiación de 5 min era menor que en la de 4 min; ésta es la razón por la que la dosis es menor, siendo que el tiempo de irradiación es mayor. Es poco probable que la probeta irradiada por 5 min haya absorbido más electrones y fuera ésta la ra-

zón de la discrepancia, ya que las propetas eran todas iguales.

87	120	140	153	180
T ← 120				
153	193	253	260	253
227	320	340	413	
				400
227	327	387	433	
180	253	273	313	267
133	253	206	180	180

probeta SP-5-12; 20 min

17	24	28	31	36
T ← 24				
31	39	51	52	51
45	64	68	83	
				80
45	65	77	87	
36	51	55	63	53
27	35	41	36	36

probeta SP5-11; 5 min

5	40	47	51	60
T ← 40				
51	64	84	87	84
75	107	113	138	
				133
75	109	129	144	
60	84	91	104	89
44	58	69	60	60

probeta SP5-10; 4 min

9	12	14	15	18
T ← 12				
15	19	25	26	25
23	32	34	41	
				40
23	33	39	43	
18	25	27	31	27
13	17	21	18	18

probeta SP5-9; 1 min

Fig. 4.15.- Dosis en distintos puntos de las probetas irradiadas con electrones



87	120	140	153	180
T ← 120				
153	193	253	260	253
227	320	340	413	
				400
227	327	387	433	
180	253	273	313	267
133	253	206	180	180

probeta SP-5-12; 20 min

17	24	28	31	36
T ← 24				
31	39	51	52	51
45	64	68	83	
				80
45	65	77	87	
36	51	55	63	53
27	35	41	36	36

probeta SP5-11; 5 min

5	40	47	51	60
T ← 40				
51	64	84	87	84
75	107	113	138	
				133
75	109	129	144	
60	84	91	104	89
44	58	69	60	60

probeta SP5-10; 4 min

9	12	14	15	18
T ← 12				
15	19	25	26	25
23	32	34	41	
				40
23	33	39	43	
18	25	27	31	27
13	17	21	18	18

probeta SP5-9; 1min

Fig. 4.15.- Dosis en distintos puntos de las probetas irradiadas con electrones

TABLA 4.4.- CONDICIONES DE IRRADIACION QUE SE TUVIERON AL EXPONER LAS PROBETAS EL 22 DE AGOSTO DE 1986 AL HAZ DE ELECTRONES DEL PELLETRON.

Número de Muestra	Tiempo de Irradiación (min)	Corriente Promedio en el haz(*) (µA)	Corriente Promedio en las resistencias (µA)	Energía de los electrones (MeV)	Condiciones Iniciales del Pelletron		Dosis T de radiación en la orilla izquierda de la probeta (Mrad)	Factor de corrección centro-orilla	Dosis Pc de radiación en el centro del haz(**) (Mrad)	TIPO DE PINTURA: Fósfora Modificada.
					Vacío del tubo (mbar)	Peso de la Targeta (kg/cm <sup>2</sup> )				
SP5-9	1	4	5.5	0.79	1.5x10 <sup>-7</sup>	7.2	12	3	36	
SP5-10	4	4	4.5	0.65	1.5x10 <sup>-7</sup>	7.2	40	3	120	
SP5-11	5	3	4.2	0.61	1.5x10 <sup>-7</sup>	7.2	24	3	72	
SP5-12	20	5	5.6	0.81	1.5x10 <sup>-7</sup>	7.2	120	3	360	

(\*) Medida en la caja de Faraday con la probeta como blanco.

(\*\*) Dosis centro = 3 Dosis orilla.

#### IV.3. IRRADIACION CON NEUTRONES.

##### a) *Justificación de irradiación con protones simulando neutrones.*

Como se dijo en la sección I.d y I.c, los productos de la interacción de la materia con los neutrones son principalmente: neutrones, rayos gamma y protones ó iones positivos ligeros.

Estos productos con excepción de los neutrones, producen ionización y las interacciones que se tienen en el material son las típicas, ya descritas al irradiarlo con iones positivos y electrones.

Tomando en cuenta esto y considerando que el reactor de investigación que se encuentra en el Centro Nuclear se encontraba en reparación, se pensó en simular el daño por radiación de neutrones en las muestras, con protones del acelerador Tandem Van der Graff.

Este símil está principalmente justificado, por el alto contenido de Hidrógeno en la pintura y la alta sección eficaz que tienen los neutrones de fisión con el Hidrógeno.

Se trató de que la dosis total absorbida por las muestras debida a protones, fuera equivalente a un flujo de neutrones típico presentado por un reactor BWR, esto es, la dosis que se calculó en la sección IV3.c. es la que recibiría el material, debido a la producción de protones en la interacción neutrón-materia.

Por otra parte, los iones positivos ligeros tienen procesos de interacción semejantes a los protones, por lo que no

es necesario analizarlos en particular. Lo único que se debe tomar en cuenta es que entre más pesados, menos profundidad alcanzan en el material.

b). *Tandem Van de Graaff*.

Para irradiar las probetas con protones, simulando neutrones, se utilizó el acelerador Tandem Van De Graaff de 12 MeV, que se encuentra en el I.N.I.N. Este es un acelerador de tipo corriente directa, en la figura 4.15 se muestra el plano de éste, junto con su equipo analizador.

El acelerador Tandem consta principalmente de las siguientes partes: una fuente de iones negativos, tubo acelerador, columna aisladora, una terminal de alto voltaje, una banda de carga, electroimanes, deflectores y selectores<sup>(31)</sup>.

El tubo acelerador, la columna aisladora, la terminal de alto voltaje y la banda de carga, se encuentran dentro de un tanque, rodeados con un gas aislante ( $\text{CO}_2 + \text{N}_2$ ). La fuente de iones negativos se encuentra fuera del tanque y a bajo potencial, representándose esquemáticamente en la figura 4.16.

La banda aislante (1), gira sobre dos poleas (2), una dentro del terminal de alto voltaje y la otra, conectada a tierra. Por medio de una fuente de tensión y un peine de puntas, se carga la banda. Estas cargas son llevadas mecánicamente por la banda al interior del terminal de alto voltaje (3), en donde son colectadas por otro peine de agujas, conectado a la terminal<sup>(31)</sup>.

La carga llevada a la terminal eleva el voltaje de ésta, hasta que alcanza un equilibrio entre la corriente de la banda y la que baja por el tubo acelerador por las resistencias de carga y la que se fuga de la terminal a través del gas aislante<sup>(31)</sup>. Si por la banda sube más corriente de la necesaria, se produce una descarga entre la terminal y -

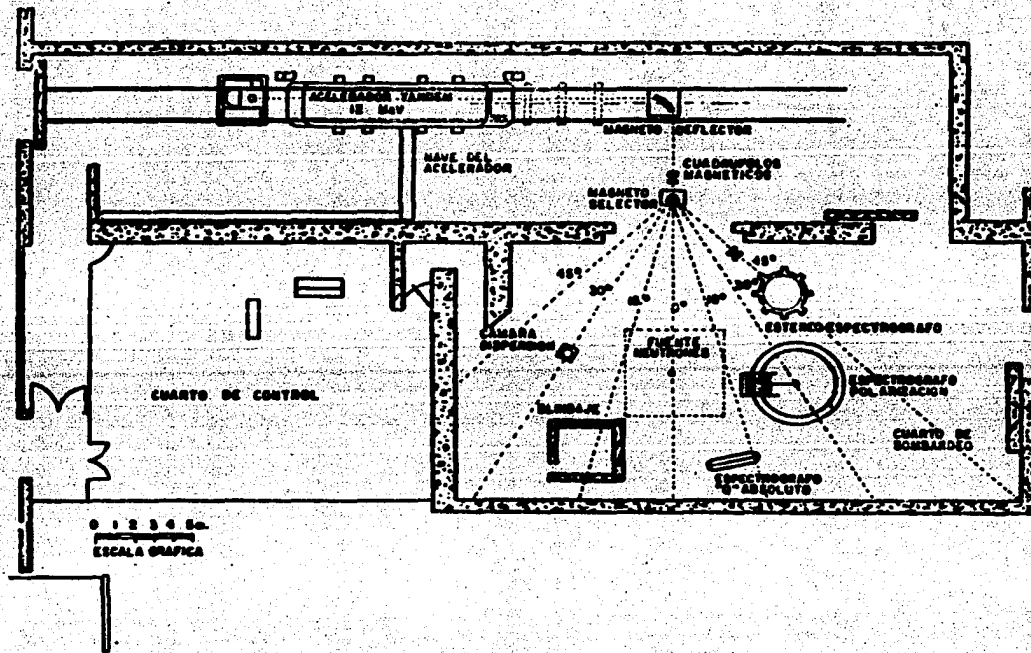


Fig. 4.16. Acelerador Tandem Van der Graaff del Centro Nuclear.

el tanque a través del gas ó el tubo acelerador.

El tubo acelerador está dividido en secciones, por medio de anillos metálicos (4), para producir un campo eléctrico casi uniforme desde la terminal, hasta tierra. Con esto se tiene un mejor enfoque del haz y se reducen las descargas en el tubo acelerador<sup>(31)</sup>.

La manera en que funciona este acelerador de protones, es la siguiente:

En la fuente de iones(5), se genera un haz de hidrógeno atómico, con un electrón de más. Este sale con una energía dada y es conducido por un electroimán de 20° (6), al tubo acelerador, donde es atraído por la terminal positiva, ganando una energía de MeVs. En la terminal se le hace pasar por una hoja delgada de carbón<sup>(32)</sup>, donde casi todos los iones pierden sus dos electrones, y como ahora están cargados positivamente, ganarán otra energía equivalente al actuar sobre ellos un fuerza de repulsión de la terminal a tierra, en la segunda parte del tubo acelerador. Posteriormente, el haz sale del tanque, sigue en un tubo al vacío (7), es deflectado por un electroimán de 90°(8) y luego pasa por otro electroimán (9), con el cual se selecciona la línea de bombardeo en la que se va a trabajar, en este caso en la de 30°, ver figura 4.16. El haz pasa por un dedo frío (11), un múltiple con cuarzo (12), un colimador ó rejilla (13) y llegan a una cámara de dispersión (14), figura 4.17, donde se colocan las probetas.

El dedo frío ayuda a tener un mejor vacío. El cuarzo sirve como referencia para enfocar y alinear el haz, ya que al incidir el haz sobre él se produce una mancha luminosa que se observa mediante un circuito cerrado de T.V.<sup>(32)</sup>.

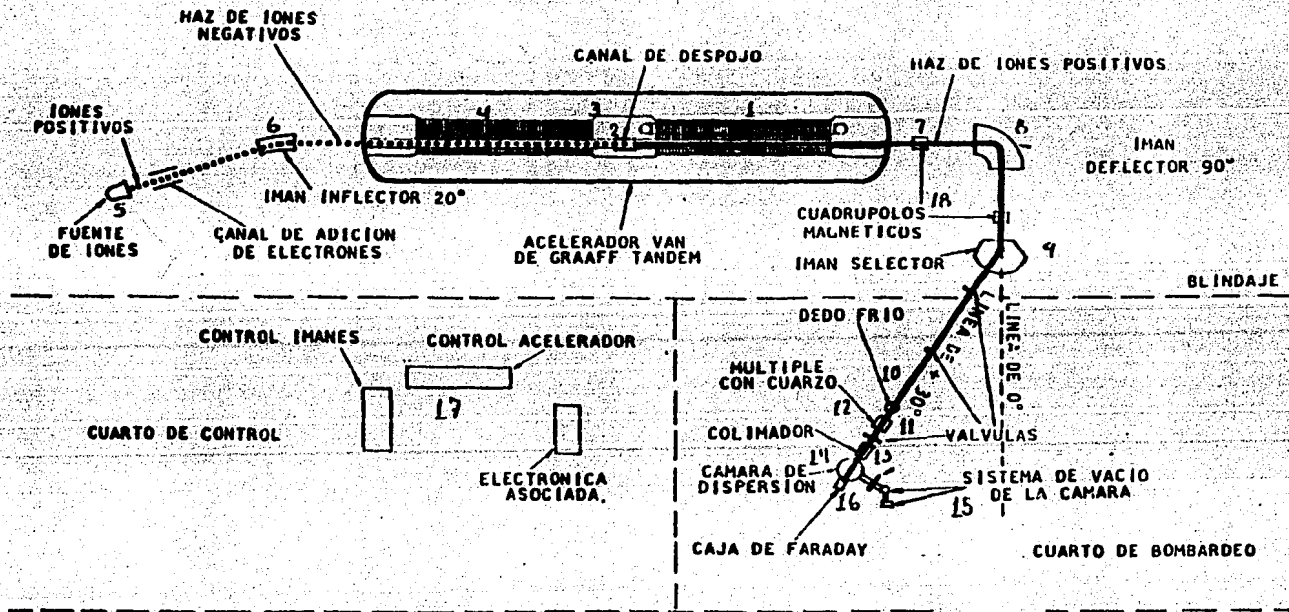


Fig. 4.17 Nave del Acelerador.



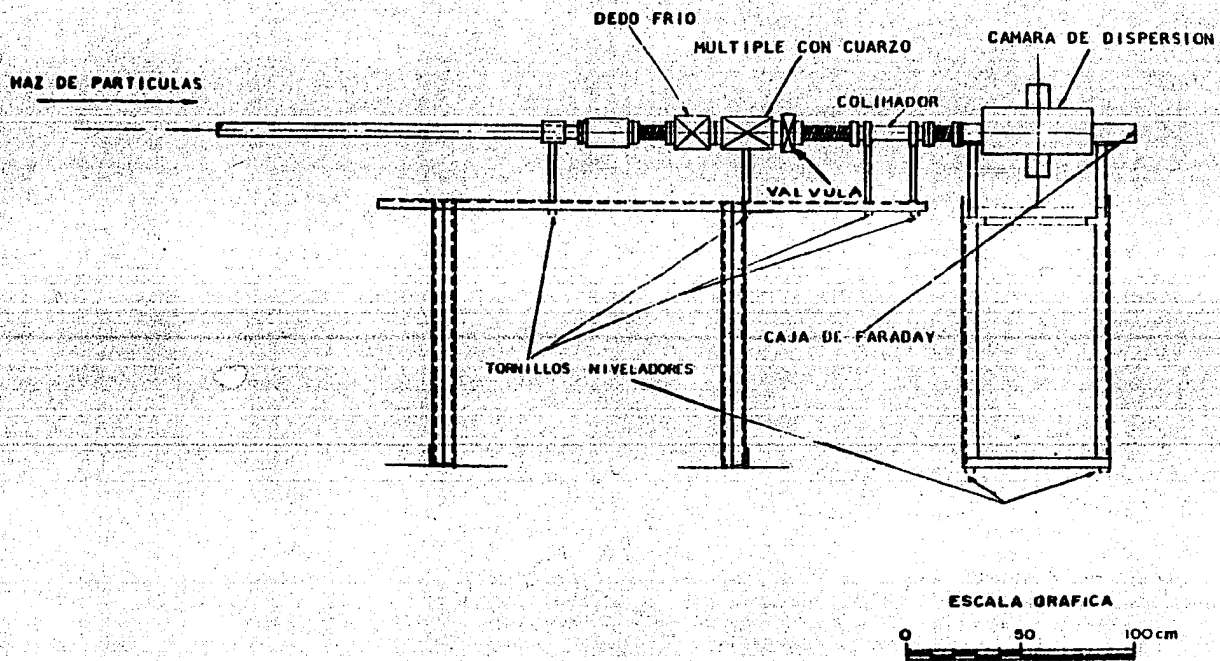


Fig. 4.18. Partes de la línea de bombardeo + 30°

La rejilla se conectó a un contador para tener una lectura de carga integrada.

La cámara posee un sistema de vacío propio (15), además del de la línea de bombardeo, con los que se alcanzan presiones del orden de  $10^{-6}$  mm Hg.

Existe además una caja de Faraday (16), después de la cámara de dispersión, para medir el número de protones ó carga integrada que llega a ese punto.

Las probetas no son atravesadas por los protones, por lo cual no llegan éstos a la caja de Faraday y sólo se puede leer la carga integrada en la rejilla.

El equipo analizador ó de control electrónico (17) se encuentra en otra sala separada por muros gruesos.

Para alinear el haz se utilizan los cuadrupolos magnéticos (19), con lo cual se altera la intensidad del campo<sup>(12)</sup>.

c) ~~Cálculo Teórico de la Dosis.~~

Este cálculo es necesario para saber qué dosis recibe una muestra expuesta a un haz de protones que tenga ciertas características.

Como la dosis es energía depositada por unidad de masa, se calcula primero la energía E que se tiene, considerando todo el haz:

$$E = E_p \cdot N \quad (4.37)$$

donde: E = Energía del haz (medida en ergs)

$E_p$  = Energía de cada protón (en erg)

N = Número total de protones.

El haz de protones es bastante homogéneo, por lo que podemos considerar que la energía se deposita en la muestra uniformemente. Además si la muestra tiene densidad homogénea, podemos calcular la dosis fácilmente, ya que:

$$\text{Dosis} = \frac{E}{m}$$

en donde: m = masa

Por otro lado  $m = \rho V$ ; pero  $V = AR$

en donde: A = Area del haz en  $\text{cm}^2$ .

R = Alcance de los protones en el material en cm.

El alcance R depende de la energía de los protones y del tipo del material que se irradie.

Dado ésto, tenemos que:

$$\text{Dosis} = \frac{E_p \cdot N}{\rho AR} \quad (4.38)$$

A es un dato conocido, ya que es el área del haz de protones medida durante las irradiaciones de las pinturas.

R que es el alcance, se tiene tabulado<sup>(33)</sup> para distintos materiales y distintas energías.

$\rho$  es la densidad del material irradiado, medida en g/cm<sup>3</sup>.

Ya que en general se tiene que:

$$N(\text{protones}) = \frac{Q}{1.602 \times 10^{-19}} \quad (4.39)$$

en donde: Q = Carga total acumulada en la muestra en  $\mu\text{coul}$ .  
además Q = it.

en donde: i = Corriente promedio de protones que incide sobre la muestra en  $\mu\text{A}$ .

t = Tiempo de irradiación en segundos.

Tanto en la rejilla, como en la caja de Faraday, se puede medir directamente la carga Q, lo cual simplifica los cálculos, ya que: 1 protón tiene  $1.602 \times 10^{-19}$  coul, entonces es posible calcular el número de protones N.

Dado esto:

$$\text{Dosis} = \frac{E_p Q}{(1.602 \times 10^{-19}) \rho A R} \quad (4.40)$$

La forma en que teóricamente se calcula it para simular un flujo  $\phi$  de neutrones, es considerando el número de reacciones por unidad de volumen dado por:

$$L = \frac{N^\circ \text{ reacciones}}{\text{Volumen}} = \sigma N_H \phi \quad (4.41)$$

en donde:  $\sigma$  = Sección eficaz del Hidrógeno en  $\text{cm}^2$   
 $\sigma$  varía con la energía.

$N_H$  = Número de átomos de H por  $\text{cm}^3$

$\phi$  = Flujo de neutrones que se tiene al cabo de 40 años de funcionamiento del reactor. Este flujo es el que producirá el daño que se quiere simular.

Con esta  $L$  se calcula cuántas reacciones se tienen, por unidad de volumen, considerando sólo las reacciones que existen entre los neutrones y los átomos de Hidrógeno; ya que es el elemento más abundante en las muestras y además que la fracción de energía que cede un neutrón es mucho mayor en el Hidrógeno que en cualquier otro elemento, ésto se debe a la cinemática involucrada.

Para calcular la fracción de energía, se utiliza la ecuación<sup>(\*)</sup>:

$$E_R = \frac{4m_n m_R \cos^2 \theta_R}{(m_n + m_R)^2} E_n \quad (4.42)$$

en donde:  $E_n$  = Energía del neutrón incidente

$m_n$  = Masa del neutrón.

$E_R$  = Núcleo que retrocede.

$m_R$  = Masa del núcleo de retroceso.

Conforme la masa de los núcleos crece, el promedio<sup>(\*)</sup> de la relación  $\frac{E_R}{E_n}$  se va haciendo menor, ésto es, conforme el núcleo de retroceso es más pesado, la fracción de energía que le cede el neutrón es menor, así por ejemplo tenemos:

$$\frac{E_R}{E_n} = 0.5 \quad \text{Para el Hidrógeno.}$$

(\*) Apéndice B.

$$\frac{E_R}{E_n} = 0.14 \quad \text{Para el Carbono.}$$

$$\frac{E_R}{E_n} = 0.11 \quad \text{Para el Oxígeno.}$$

Debido a que el fabricante no proporciona la composición de las pinturas, se hará un análisis suponiendo primero que tienen la misma composición del CR-39 y segundo, que tiene la misma composición que el Nitrato de celulosa.

Para el CR-39 ( $H_{10}C_{12}O_7$ ), se tiene:

$$\frac{\text{Número de reacciones con H}}{\text{cm}^2} = N_H \sigma_H \phi \quad (4.41a)$$

$$\frac{\text{Número de reacciones con C}}{\text{cm}^2} = N_C \sigma_C \phi \quad (4.41b)$$

Ahora se calculará la razón que existe entre ambas:

$$\frac{N^{\circ} \text{ reacciones con C}}{N^{\circ} \text{ reacciones con H}} = \frac{N_C \sigma_C \phi}{N_H \sigma_H \phi} = \frac{N_C \sigma_C}{N_H \sigma_H}$$

$$\text{donde: } N^C = 12 ; \quad N^H = 18$$

Para una energía de 5 MeV, se tiene:

$$\sigma_C^{(34)} = 1.5 \text{ barns} ; \quad \sigma_H^{(34)} = 1.8 \text{ barns}; \quad \text{por lo que:}$$

$$\frac{N^{\circ} \text{ reacciones con C}}{N^{\circ} \text{ reacciones con H}} = \left( \frac{12}{18} \right) \left( \frac{1.5}{1.8} \right) = 0.56$$

esto es, se tienen 56 reacciones con Carbono por cada 100 que se tengan con el H.

Para el oxígeno se tiene que:

$$\sigma_O^{(34)} = 3.0 \text{ barns} \quad \text{y} \quad N^O = 7, \quad \text{entonces;}$$

$$\frac{\text{N}^\circ \text{ reacciones con O}}{\text{N}^\circ \text{ reacciones con H}} = \left(\frac{7}{19}\right) \left(\frac{3.0}{1.8}\right) = 0.65$$

esto es; por cada 100 reacciones que haya con H, habrá 65 - reacciones con el O.

Así, el procentaje de reacciones es:

H → 100  
O → 65  
C → 56

Dado que las fracciones de transmisión de energía dependen de las masas, se puede calcular qué contribución neta se tiene por elemento, es decir, qué cantidad de energía absorbe cada elemento:

Elemento	Fracción de Energía	Porcentaje relativo de reacciones	Contribución relativa de pérdida de Energía
H	0.5	100	50
O	0.11	65	7
C	0.14	56	8

Como se puede ver, la contribución neta en la absorción de la energía, corresponde casi totalmente al H, por lo que en primera aproximación se consideran despreciables los otros dos elementos.

Otro ejemplo es el Nitrato de Celulosa compuesto por:  $C_6H_8O_7N_2$ ; en este caso:

Elemento	Fracción de Energía depositada	Porcentaje relativo de reacciones.	Contribución Relativa Neta:
H	0.5	100	50
O	0.11	189	21
C	0.14	63	9
N	0.12	100	12

En este caso la contribución del oxígeno es mayor, por lo que en caso de que las muestras de pintura tuvieran una composición similar, habría que tomar en cuenta la contribución del O. En el cálculo que se hace a continuación, sólo se toma en cuenta el H.

Por lo que, retomando el problema, se tiene:

$L = \sigma N \phi$  y en el caso de los neutrones que inciden sobre H, se tiene que:

$$E_p = f E_n$$

en donde

$$f = 0.5$$

$$E_p = \text{Energía del protón en MeV.}$$

así tenemos:

$$\frac{\text{Energía total depositada}}{\text{Unidad de volumen}} = E_p L = E_n f L = E_n f \sigma N_H \phi \quad (4.43)$$

Por otro lado, en una irradiación con protones, un flujo  $P$ :

$$P = \frac{\text{N}^\circ \text{ Protones}}{\text{seg. cm}^2}$$

deposita una energía dada por:



$$\frac{\text{Energía total depositada}}{\text{Unidad de Volumen}} = \frac{P_t E_p}{R} \quad (4.44)$$

en donde:  $R$  = Alcance Protones en cm.  
 $t$  = Tiempo de irradiación en seg.

igualando (4.43) con (4.44), se tiene:

$$\frac{P_t E_p}{R} = E_n f \sigma N_H \phi \quad (4.45)$$

Como:  $E_p = E_n f$

$$P_t = \sigma N_H \phi R \quad (4.46)$$

Como:  $P = \frac{N^\circ \text{ Protones}}{\text{seg. cm}^2} = \frac{i}{A} \times (1.6 \times 10^{-19})^{-1}$

en donde:  $A$  = Area irradiada.

Por lo que sustituyendo  $P$  en (4.46), se tiene:

$$\frac{it}{A(1.6 \times 10^{-19})} = \sigma N_H \phi R \quad 6$$

$$Q = it = \sigma N_H \phi R A (1.6 \times 10^{-19}) \quad (4.47)$$

La expresión para  $it$  queda en términos de variables conocidas. Usando esta ecuación se puede evaluar el tiempo de irradiación con protones que simula un flujo  $\phi$  de neutrones en las pinturas.

Como se había encontrado, las dosis que reciben las muestras están dadas por:

$$\text{Dosis} = \frac{E_p Q}{(1.6 \times 10^{-19}) \rho A R} = \frac{E_p it}{(1.6 \times 10^{-19}) \rho A R}$$

Sustituyendo (4.46) se obtiene:

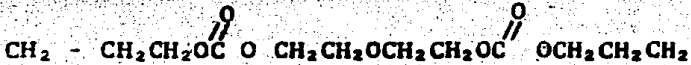
$$\text{Dosis} = \frac{E_p (\sigma N_H \phi R A) (1.6 \times 10^{-19})}{(1.6 \times 10^{-19}) (\rho A R)} \quad 6$$

$$\text{Dosis} = \frac{\sigma N_H \phi E_p}{\rho} \quad (4.48)$$

donde:  $E_p$  = Energía de los protones.

La forma de obtener  $N_H$  es la siguiente:

La composición del CR-39 (se utiliza la del CR-39 por no conocer la estructura de la pintura) es:



Aquí hay: 18 Hidrógenos, 12 Carbonos y 7 Oxígenos

Por lo que el peso molecular es:

$18(1) + 12(12) + 7(16) = 274$ , es decir en 274 gramos - de CR-39 existen  $6.02 \times 10^{23}$  moléculas.

Por otro lado, se tiene que la densidad del CR-39 es -  $1.31 \text{ g/cm}^3$ , entonces para calcular el número de átomos de H por  $\text{cm}^3$ , se tiene que:

$$N \left( \frac{\text{at H}}{\text{cm}^3} \right) = \frac{6.023 \times 10^{23} \text{ Atomos/mol} \times 1.31 \text{ g/cm}^3}{274 \text{ g/mol}} \times 18$$

$$N \left( \frac{\text{at H}}{\text{cm}^3} \right) = 5.18 \times 10^{22} \text{ at H/cm}^3$$

Realizando este mismo cálculo para agua ( $\text{H}_2\text{O}$ ) se obtiene que:

$$N \left( \frac{\text{at H}}{\text{cm}^3} \right) = 6.7 \times 10^{22} \text{ at H/cm}^3.$$

Con esto se calcula la dosis dada con protones, que -

equivale a un flujo de  $7.9 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2$  igual al que recibirán las pinturas al cabo de 40 años.

Si  $E_{\text{Protón}} = 5 \text{ MeV}$ , simulando neutrones de 10 MeV, - se tiene  $\sigma_{\text{H}} = 0.8 \text{ barns} = 0.8 \times 10^{-24} \text{ cm}^2$ ;

$$E_p = 5 \text{ MeV} = 8 \times 10^{-6} \text{ ergs}; \quad N_{\text{H}} = 5.2 \times 10^{22} \frac{\text{at H}}{\text{cm}^3};$$

$$\phi = 7.9 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2; \quad \rho = 1.31 \text{ g/cm}^3.$$

$$\text{Dosis} = \frac{(0.8 \times 10^{-24} \text{ cm}^2) (5.2 \times 10^{22} \frac{\text{at H}}{\text{cm}^3}) (7.9 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2) (8 \times 10^{-6} \text{ erg})}{1.31 \text{ g/cm}^3}$$

$$\text{Dosis} = 2.007 \times 10^{10} \text{ erg/g} \approx 2.01 \times 10^8 \text{ rads}$$

6

Dosis = 201 Megarads. Esto equivale a:

Dosis = 338 Megarads en  $\text{H}_2\text{O}$

Esta es la dosis teórica necesaria para igualar un flujo de  $7.9 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2$  con protones de 5 MeV.

Ahora se puede calcular la dosis teórica para cuando - la energía del protón  $E_p$  es 2 MeV ó  $E_p = 3.2 \times 10^{-6} \text{ erg}$  - (Aquí se simula el mismo flujo  $\phi = 7.9 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2$  con neutrones de 4 MeV) en este caso  $\sigma = 1.8 \text{ barns} = 1.8 \times 10^{-24} \text{ cm}^2$  los demás valores se conservan, por lo que:

$$\text{Dosis} = \frac{(1.8 \times 10^{-24} \text{ cm}^2) (5.2 \times 10^{22} \frac{\text{at H}}{\text{cm}^3}) (7.9 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2) (3.2 \times 10^{-6} \text{ erg})}{1.31 \text{ g}}$$

$$\text{Dosis} = 1.806 \times 10^{10} \text{ erg/g} = 1.806 \times 10^8 \text{ rads}$$

Dosis  $\approx$  181 Megarads. Esto equivale a:

Dosis = 304 Megarads en  $\text{H}_2\text{O}$

Esta es la dosis teórica para igualar un flujo de  $7.9 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2$  con protones de 2 MeV.

Estas dosis calculadas, servirán para encontrar el valor de la carga total  $Q$  que debe llegar a las probetas.

## d).- Irradiación de Pinturas con Protones.

Para irradiar las probetas con protones fué necesario realizar los cálculos para conocer el tiempo de irradiación requerido con el acelerador, cuando los protones poseen una energía dada.

De la ecuación 4.47:

$$t = \frac{\sigma N \phi R A \times 1.6 \times 10^{-19}}{i}$$

donde:

- t = tiempo de exposición en segundos  
 i = corriente del haz en  $\mu\text{A}$ .  
 $\sigma(E)$  = sección eficaz del H, en  $\text{cm}^2$   
 $R(E)$  = alcance del protón en cm  
 $\phi$  = flujo de neutrones en  $\frac{\text{neutrones}}{\text{cm}^2}$   
 A = área del haz de protones en  $\text{cm}^2$   
 N = número de protones por  $\text{cm}^3$

de aquí se conocen  $\sigma(E)^{(34)}$ ,  $R(E)^{(33)}$  y  $\phi^{(34)}$ , N se calculó en la sección IV.3.c, por lo tanto, sólo faltaba conocer el área A.

Para determinar el área A del haz de protones se irradió un plástico CR-39 de  $\sim 300 \mu\text{m}$ , de espesor, en la misma posición en que se colocaron posteriormente las probetas.

En un principio, debido al buen enfoque del haz, se tuvo muy poca área de irradiación ( $\sim 0.5 \text{ cm}^2$ ), por lo cual, para ampliar más el haz, se decidió quitar un cuarzo colimador que se encuentra antes de la rejilla\*, después de varios

\*Ver Cap. IV.3.b.

intentos, alineando el haz; se obtuvo un área circular, cuyo diámetro fué;  $D = 1.75$  cm, teniéndose un área total (A) de  $2.35$  cm<sup>2</sup>.

La corriente en la rejilla fué  $I_R = 0.21$   $\mu$ A, con una energía  $E = 5$  MeV.

El haz de protones coloreó de amarillo toda esta área circular, definiéndose el haz bastante homogéneo; el contraste entre el área irradiada y el resto del plástico se incrementó grabando el plástico en una solución de 25% NaOH a  $70$  °C por 15 minutos.

Como los protones con  $E = 5$  MeV tienen un alcance dentro del CR-39, de  $R = 280$   $\mu$ m<sup>(34)</sup>, dañan casi todo el espesor ( $\sim 300$   $\mu$ m) de la pintura de las probetas.

Para  $E = 5$  MeV, se tiene:

$$\sigma = 0.8 \times 10^{-24} \text{ cm}^2$$

$$R = 280 \times 10^{-4} \text{ cm}$$

$$\phi = 7.9 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2$$

$$N = 5.3 \times 10^{22} \frac{\text{átomos H}}{\text{cm}^3}$$

$$A = 2.6 \text{ cm}^2$$

que sustituyendo en la ecuación 4.47 se tiene la carga total acumulada durante la irradiación.

$$it = (0.8 \times 10^{-24})(280 \times 10^{-4})(7.9 \times 10^{16})(5.3 \times 10^{22})(2.35)$$

$$(1.6 \times 10^{-19}) \mu\text{C}$$

$$it = 35.27 \mu\text{C}$$

esta carga  $Q_{CF}$  es la que se debería de leer en la caja de -

Faraday, si no existiese la probeta.

$$Q_{CF} = 35.27 \mu\text{C}.$$

Pero una vez colocado el blanco, los protones no alcanzan a atravesar la probeta y no se tienen lecturas en la caja de Faraday, sino sólo en la rejilla; fué necesario determinar un factor de conversión  $F_C$  para la carga total, el cual está dado por la razón de la carga en la caja de Faraday  $Q_{CF}$ , sin blanco en la cámara y la carga en la rejilla  $Q_R$ .

$$F_C = \frac{Q_{CF}}{Q_R} \quad (4.49)$$

Este factor relaciona cuántos protones pasan a la caja de Faraday por cada protón que se queda en la rejilla ó colimador. Los valores promedio obtenidos son:

$$Q_R = 23.4 \mu\text{C} \quad \text{y} \quad Q_{CF} = 23.4 \mu\text{C}.$$

Luego, el factor de conversión será:

$$F_C = 1.00$$

Este factor depende de las condiciones de enfoque en el haz de protones, sin embargo, para una serie de irradiaciones, se observó experimentalmente que su variación es despreciable. Así pues;

$$Q_R = \frac{Q_{CF}}{F_C}$$

6

$$Q_R = \frac{35.27 \mu\text{C}}{1.00} = 35.27 \mu\text{C}.$$

usando la tabla de conversión en el medidor de integración acoplado al acelerador<sup>(32)</sup>, se obtiene el número de cuentas equivalente en un escalador:

N° de cuentas  
en la rejilla  $\approx 5872$

Esto es, las probetas se irradiarían hasta que el número de cuentas en el escalador acoplado a la rejilla fuese - 5872.

Por otro lado, se irradiaron 2 probetas más, con una energía de los protones de  $E = 2$  MeV, esto con el fin de comparar los daños producidos, ya que a esta energía los protones tienen un alcance de  $60 \mu\text{m}$ , y dañan la parte superficial de la pintura.

Para simplificar el trabajo en el acelerador, se decidió conservar las condiciones de enfoque establecidas para  $E = 5$  MeV y colocar antes del blanco un absorbedor de energía, para reducirla a 2 MeV. Ver figura 4.19.

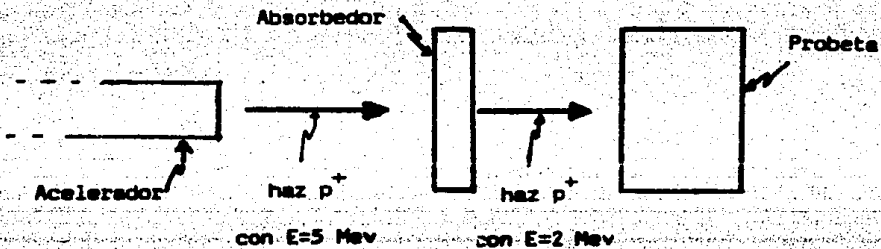


Figura 4.19

Como absorbedor se usó un plástico CR-39, que se preparó para tal efecto. La preparación de este plástico consistió en:



Recortar el CR-39 a las dimensiones que tienen las probetas. Posteriormente, se procedió a determinar cuál era el espesor del plástico que se necesitaba para reducir de 5 MeV a 2 MeV la energía de los protones, para lo cual se utilizó una tabla de penetración<sup>(33)</sup> de éstos en el CR-39, como se muestra en la figura 4.20.

Para 5 MeV, los protones penetran 280 micras y para 2 MeV, 60 micras, luego la diferencia es 3 MeV y en alcance;  $280 \mu\text{m} - 60 \mu\text{m} = 220 \mu\text{m}$  que es el espesor que necesita tener el CR-39, el cual mide 300  $\mu\text{m}$ .

Para reducirle el espesor, se metió el CR-39 a una solución de:

15 g KOH + 50 g H<sub>2</sub>O + 35 g ET<sup>(35)</sup> a 70 °C por 1.25 hrs., la cual produce una corrosión en el Cr-39 de 32  $\mu\text{m}/\text{h}$ .

Así pues, para irradiar las probetas con 2 MeV, se procedió de igual manera que para las de 5 MeV, es decir, se irradiaron hasta que el contador de la rejilla marcara aproximadamente 5872 cuentas.

Las condiciones de irradiación de 10 probetas con protones en el Tandem, se encuentran en la tabla 4.5.

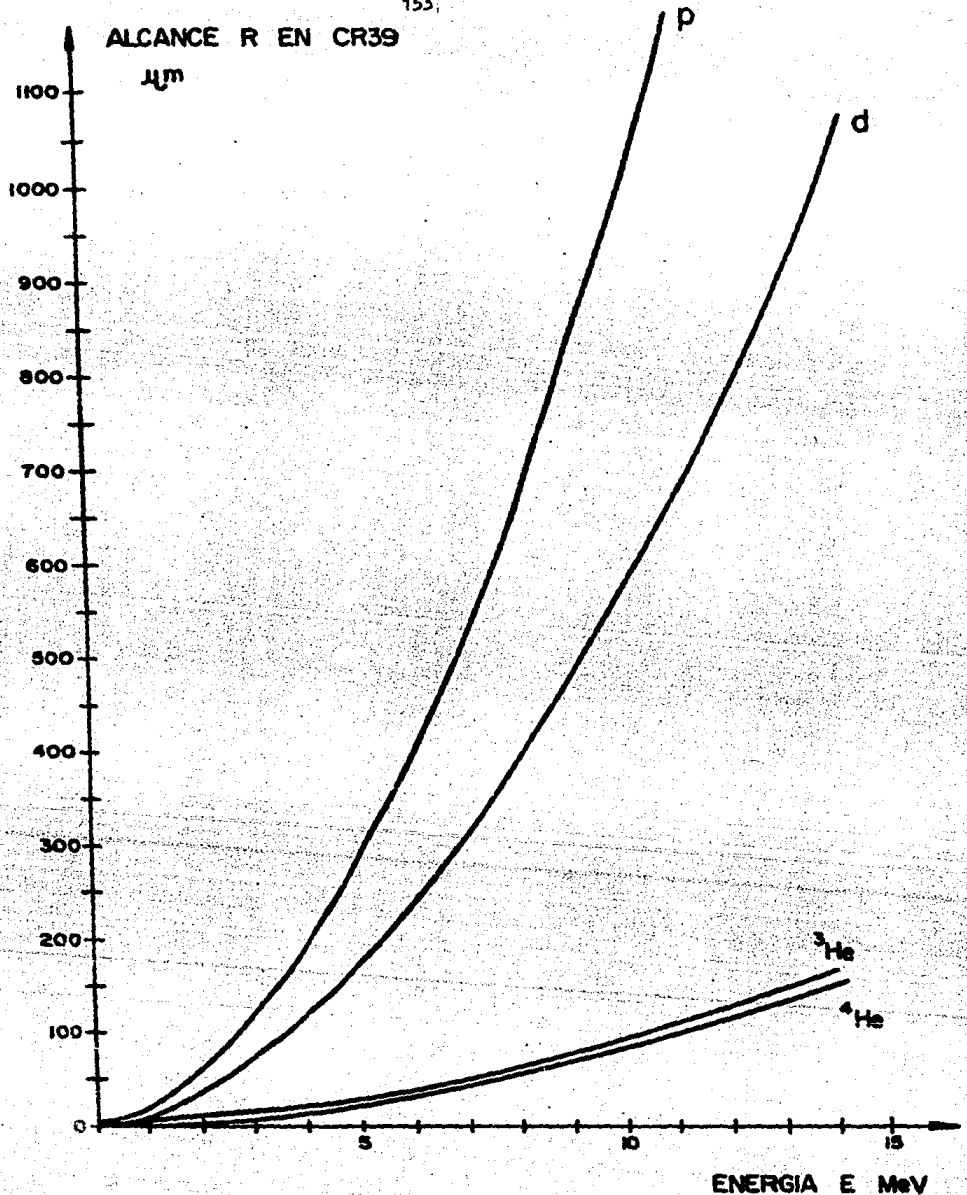


Fig. 4.20 Alcance de diferentes partículas en el CR-39, como función de su energía.

TABLA 4.5.- IRRADIACION CON PROTONES.

ENERGIA PROTONES ACCELERADOR (MeV)	ABSORBEDOR DE CR-39 (m)	ENERGIA CON QUE INCIDEN LOS PROTONES (MeV)	CORRIENTE PROMEDIO EN EL COLIMADOR (mA)	TIEMPO DE IRRADIACION (min)	Nº CUENTAS EN EL COLIMADOR	CLAVE DE LA PROBETA
5	0	5	100	6	5882	SP5-2
5	0	5	100	5	5894	SP5-3
5	220	2	100	5.9	5916	SP5-14
5	0	5	100	5	5908	SP5-9
5	0	5	100	5	5900	SP5-15
5	0	5	100	5	5911	SP5-13
5	0	5	100	5	5903	SP5-17
5	0	5	110	4.5	5877	SP5-18
5	0	5	110	4.3	5911	SP5-5
5	220	2	120	3.3	5923	SP5-16

e) Cálculo del flujo de neutrones equivalente a las irradiaciones hechas con protones.

El cálculo de las dosis recibidas por las probetas en el caso de las irradiaciones con protones de 2 y 5 MeV, es a partir de la ecuación (4.37).

$$E = E_p \cdot N \quad (4.37)$$

El número de protones que inciden en la probeta será igual al número de protones que se registren en la rejilla ó colimador. En el colimador se mide carga total integrada  $Q_R$ , por lo que:

$$N(\text{ # protones}) = \frac{Q_R}{\text{carga del protón}} \quad (4.50)$$

de donde:

$$N = \frac{35.23 \times 10^{-8} \text{ coul}}{1.602 \times 10^{-19} \text{ coul}} = 2.2 \times 10^{14}$$

Entonces, la energía total depositada para N protones con una energía  $E_p$  es:

$$E = E_p \cdot (2.2 \times 10^{14})$$

Para calcular la masa en que esta energía se deposita, se utilizan la densidad  $\rho$  del CR-39 y el alcance R que tienen los protones en este plástico, por lo que:

$$m = \rho V = \rho AR$$

en donde: V = Volumen en que se deposita la energía  
A = Area transversal del haz en  $\text{cm}^2$

Por lo que el cálculo de la dosis se hace a partir de la ecuación (4.38).

$$\text{Dosis} = \frac{E}{m} = \frac{E_p \cdot N}{\rho AR} \quad (4.38)$$

sustituyendo N, se tiene:

$$\text{Dosis} = \frac{E_p \cdot (2.2 \times 10^{14})}{\rho AR}$$

Ahora para el caso en que la energía  $E_p = 2 \text{ MeV} = 3.2 \times 10^{-6} \text{ ergs}$ , se tiene que  $(^{33})$ :  $R = 60 \times 10^{-4} \text{ cm}$ , además  $A = 2.6 \text{ cm}^2$ ;  $\rho = 1.31 \text{ g/cm}^3$  y por lo tanto

$$\text{Dosis} = \frac{(3.2 \times 10^{-6} \text{ ergs})(2.2 \times 10^{14})}{(1.31 \text{ g/cm}^3)(2.6 \text{ cm}^2)(60 \times 10^{-4} \text{ cm})} = 3.44 \times 10^{10} \frac{\text{erg}}{\text{g}}$$

$$\text{Dosis} = 3.44 \times 10^{10} \frac{\text{erg}}{\text{g}} = 3.44 \times 10^8 \text{ rads}$$

$$\text{Dosis} = 344 \text{ Megarads.}$$

Para el caso en que la Energía del protón era de  $5 \text{ MeV} = 8 \times 10^{-6} \text{ ergs} = E_p$ , se tiene que  $R = 280 \times 10^{-4} \text{ cm}$ , por lo que:

$$\text{Dosis} = \frac{(8 \times 10^{-6} \text{ ergs})(2.2 \times 10^{14})}{(1.32 \text{ g/cm}^3)(2.6 \text{ cm}^2)(280 \times 10^{-4} \text{ cm})} = 1.84 \times 10^{10} \frac{\text{erg}}{\text{g}}$$

$$\text{Dosis} = 184 \text{ Megarads}$$

Estas dosis son calculadas con las características del CR-39, una dosis equivalente en agua se calcula utilizando la misma ecuación (4.38), pero sustituyendo los valores correspondientes, es decir:  $\rho = 1 \text{ g/cm}^3$ ;  $R = 350 \times 10^{-4} \text{ cm}$  para  $5 \text{ MeV}$  y  $R = 71 \times 10^{-4} \text{ cm}$  para protones de  $2 \text{ MeV}$ .

Obteniéndose así las dosis equivalentes:

Dosis para protones de  $2 \text{ MeV} = 381 \text{ Megarad}$

Dosis para protones de  $5 \text{ MeV} = 193 \text{ Megarad}$

Conociendo estas dosis en el CR-39, se puede conocer - un flujo de neutrones equivalente, es decir, se puede calcular qué flujo de neutrones deposita la misma cantidad de -- energía por unidad de masa, ésto se hace utilizando la ecuación (4.48)

$$\text{Dosis} = \frac{\sigma N_H \phi E_p}{\rho} \quad (4.48)$$

dado ésto, se tiene que:

$$\phi = \frac{\rho (\text{Dosis})}{\sigma N_H E_p} \quad \text{por lo que:}$$

Una vez más para  $E_p = 2 \text{ MeV} = 3.2 \times 10^{-6} \text{ ergs}$ , se tiene que  $\sigma = 1.8 \times 10^{-24} \text{ cm}^2$  y como  $N_H = 5.3 \times 10^{22} \text{ at/cm}^3$ ;  $\rho = 1.31 \text{ g/cm}^3$  y  $\text{Dosis} = 3.38 \times 10^{10} \text{ erg/g}$ , se tiene que

$$\phi = \frac{(1.31 \text{ g/cm}^3)(3.38 \times 10^{10} \text{ erg/g})}{(1.8 \times 10^{-24} \text{ cm}^2)(5.2 \times 10^{22} \text{ at/cm}^3)(3.2 \times 10^{-6} \text{ ergs})} = 1.48 \times$$

$$\times 10^{17} \text{ n/cm}^2$$

$\phi = 14.8 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2$ ; éste es el Flujo de neutrones simulado con protones de 2 MeV, recordando que:  $E_p = f E_n$  - con  $f = 0.5$ , entonces la energía de los neutrones simulados es:  $E_n = E_p / f = 2 \text{ MeV} / 0.5 = 4 \text{ MeV}$ , por lo que este flujo simula neutrones de 4 MeV.

Para el caso en que  $E_p = 5 \text{ MeV}$ , se simulan neutrones - de 10 MeV y en este caso el flujo es de:

$$\phi = \frac{(1.31 \text{ g/cm}^3)(1.84 \times 10^{10} \text{ erg/g})}{(0.8 \times 10^{-24} \text{ cm}^2)(5.2 \times 10^{22} / \text{cm}^3)(3 \times 10^{-6} \text{ erg})} = 7.24 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2$$

Los valores usados corresponden a lo siguiente:

$$\text{Dosis} = 1.84 \times 10^{10} \text{ erg/g}; \sigma = 0.8 \times 10^{-24} \text{ cm}^2; E_p = 5 \text{ MeV} =$$

$$= 8 \times 10^{-6} \text{ erg}$$

La Tabla 4.6, muestra la energía de los protones ( $E_p$ ), utilizadas para la irradiación, la energía de los neutrones simulados ( $E_n$ ), la dosis calculada para el CR-30 que recibieron las pinturas (D), así como una dosis equivalente para el agua, el flujo equivalente a dicha dosis y en la última columna se presenta la razón de dosis en el CR-39, ésta es en promedio, ya que las irradiaciones se lograron aproximadamente en 5 min.

Este tiempo sufría variaciones, ya que lo que se mide es la carga total acumulada y la corriente no era exactamente la misma en cada irradiación, por lo que entonces el tiempo no es constante. La razón de dosis está medida en Megarads/hora.

Tabla 4.6

$E_p$ (MeV)	$E_n$ (MeV)	Dosis Calculada en CR-39 (Megarads)	Dosis Equivalente en agua (Megarads)	Flujo equivalente Calculado ( $n/cm^2$ )	Razón de Dosis (Mrad/hr)
2	4	338	381	$14.8 \times 10^{16}$	4056
5	10	184	193	$7.2 \times 10^{16}$	2208

Teóricamente, las dosis en CR-39 para igualar el flujo de  $7.9 \times 10^{16} n/cm^2$  eran de:

2 MeV → 181 Megarads.

5 MeV → 201 Megarads.

Como se ve, las dosis experimentales no son iguales, - sobre todo la correspondiente a la irradiación con protones de 2 MeV; este aumento en la dosis trajo como consecuencia un aumento en el flujo equivalente, de aproximadamente 80%.

En la irradiación con protones de 5 MeV, la dosis experimental corresponde bastante bien a la dosis teórica y por lo tanto, el flujo equivalente es bastante similar al flujo que se quería simular.



Las definiciones en los estándares son:

- 1.- **Agrietamiento:** Leves grietas en la película de recubrimiento, tal que no se visualiza ni la primera capa de pintura, ni el sustrato.
- 2.- **Caleo:** La formación de un polvo delgado resultado de la degradación de la pintura, causada por los factores ambientales. El caleo de una pintura puede verse afectado por la selección y concentración de pigmentos y medios que los ata.

Para realizar esta inspección, se enrolla un paño en el dedo índice de una mano, se toma la probeta con la otra mano. Con el dedo cubierto, se aplica una ligera presión sobre la superficie de la probeta, girando el dedo un ángulo de 180°, sin separar el paño de la probeta. Se quita el paño del dedo y se compara la mancha de polvo obtenida sobre el paño, con los estándares fotográficos<sup>(15)</sup>.

- 4.- **Ampollamiento:** Es la formación de burbujas en la película. La proyección resultante de una pérdida local de adherencia y levantamiento de la película de la primera capa ó del sustrato, está rellena de líquido ó gas.
- 5.- **Fractura:** Son grietas en la película que se extienden a través de la superficie de la pintura, haciendo la primera capa ó el sustrato visibles. El uso de una lupa de 10 aumentos es recomendado en casos donde es difícil el diferenciar entre fractura y agrietamiento.
- 6.- **Cambio de color:** Es un cambio en la pigmentación de la película de recubrimiento.

La escala de evaluación de las pruebas 1, 2, 3, 4 y 5, va de 10 a 0, siendo 10 la mejor calificación. En el estándar se encuentran fotografías patrón para cada valor de calificación de cada una de las pruebas. De 6 a cero se considera que se pueden desechar las muestras, ya que no sirven.

Estas pruebas se aplicaron a probetas irradiadas con rayos  $\gamma$ , protones, electrones y combinaciones de éstas. Los resultados se presentan en la tabla 5.1 de la Sección V.c.

b).- Método Propuesto.

Como las pruebas realizadas a las probetas fueron visuales, no se pueden considerar completamente absolutas, por lo que se propuso un método físico de prueba, que se encuentra todavía en perfeccionamiento<sup>(37)</sup>.

Este método es el de prueba de adhesión de la pintura. La pintura puede sufrir daño por radiación, aunque éste no sea perceptible a simple vista<sup>(18)</sup>, además, la apreciación en las pruebas visuales varía según el observador, sin embargo, el método de adhesión propuesto, no depende del criterio de cada persona.

El método está basado en la medida de la adherencia de la pintura de recubrimiento al sustrato; a la pintura se le pega una pieza de aluminio, llamada muñequita, y el sistema entero es tensado con una máquina de control hidráulico INSTRON. Esta máquina es utilizada para hacer pruebas de compresión, resistencia y elongación en materiales, por medio de dos pistones, uno de ellos fijo.

Utilizando un dispositivo diseñado por F. Olgún, que se ajusta a la INSTRON, es posible emplearla para realizar pruebas de adhesión de pinturas de recubrimiento.

El dispositivo es muy sencillo y consiste en dos piezas-soporte de aluminio y la muñequita, que se pega a la pintura. En la figura 5.1 se muestra el dispositivo utilizado.

En una de las piezas soporte, se coloca la probeta, fig. 5.1.c., y en la otra, fig. 5.1.b., la parte superior de la muñequita, su parte inferior se encuentra pegada a la

pintura. Estas piezas se enroscan a los pistones de la INSTRON.

La muñequita, fig. 5.1.a, es un pedazo de aluminio cilíndrico, con una base de 2 cm de diámetro y en la parte superior se encuentra rebajada a la forma del soporte.

Para delinear el área que ocupa la base de la muñequita en la pintura, se utilizó un sacabocado de diámetro ligeramente mayor a 2 cm. Esto con el fin de asegurar de que la carga aplicada es sobre esa área nada más.

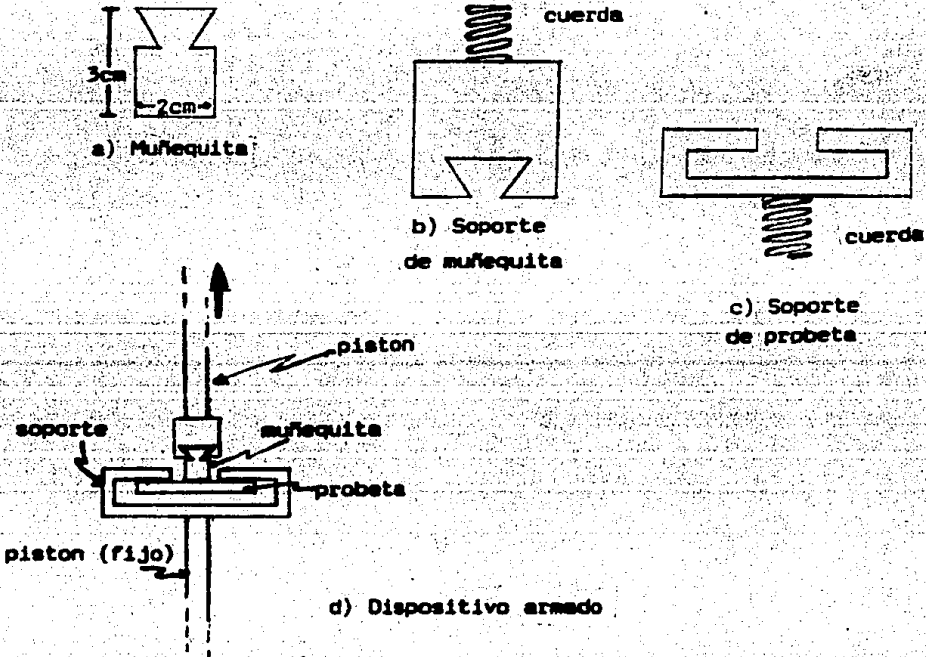


Figura 5.1. Dispositivo (d) utilizado para las pruebas de adhesión. El pistón tensa, hasta que se separe la muñeca de la probeta.

Los resultados de esta prueba en la INSTRON se obtienen mediante una relación gráfica, en la cual se da un porcentaje de una carga máxima en Kg como función del porcentaje de un desplazamiento máximo efectuado por el pistón en mm. La carga máxima, así como el desplazamiento máximo, se pueden variar, dependiendo de las necesidades que se tengan.

Antes de aplicar este método a las probetas irradiadas, se realizaron pruebas a probetas patrón con varios pegamentos de diversas características. Esto con el fin de encontrar el pegamento que mejor resistiera las pruebas, ya que éste fué el principal problema que se presentó. En las figuras 5.2, 5.3, 5.4 y 5.5, se muestran algunas de las gráficas obtenidas para distintos pegamentos. Se buscó que en la prueba de adhesión se desprendiera la mayor parte del área de pintura de recubrimiento donde se pegaba la muñequita. Se desecharon bastantes pegamentos, puesto que al aplicarle tensión con la INSTRON, se desprendía la muñequita con solamente el pegamento, sin pintura.

Para saber cuándo la carga aplicada originaba un desprendimiento efectivo de la pintura, se tomó un criterio que consistía en considerar como desprendimiento de la pintura, cuando el 70% del área que cubría la muñequita se desprendiera. De lo contrario, se consideraba que la carga aplicada afectaba solamente a la adhesión del pegamento a la pintura.

Carga máxima 454 kg  
Desplazamiento máximo 5.08 mm

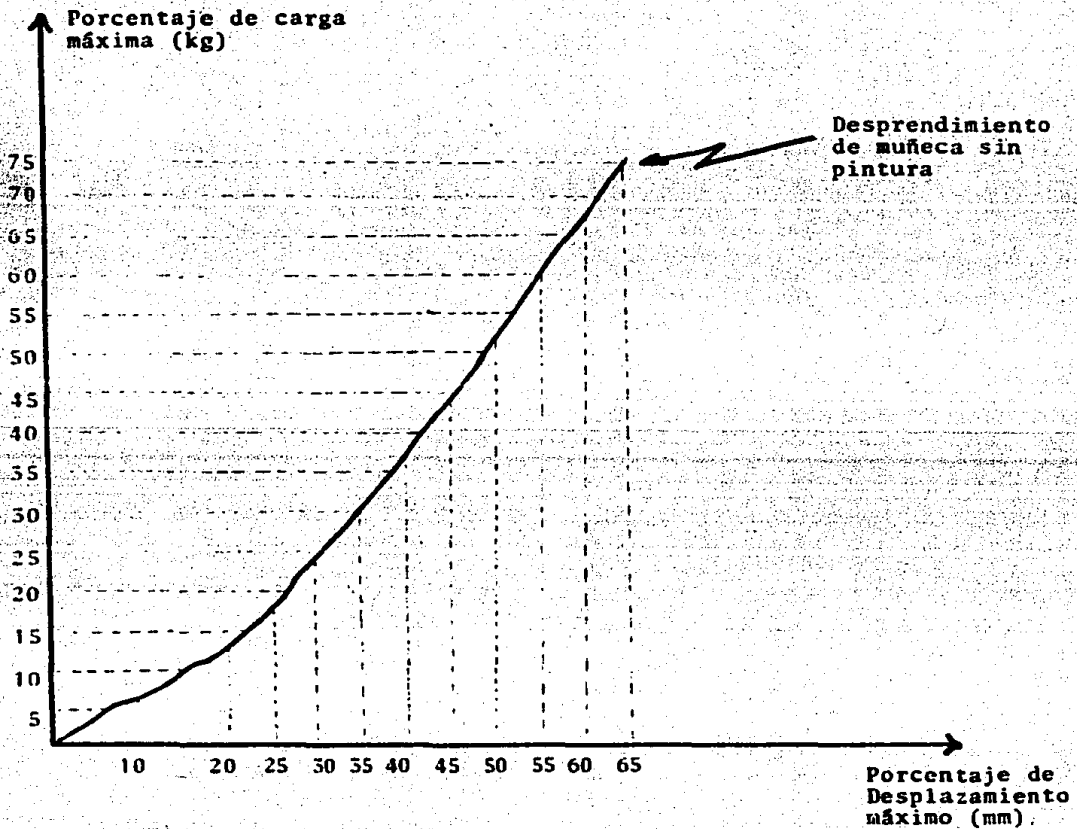
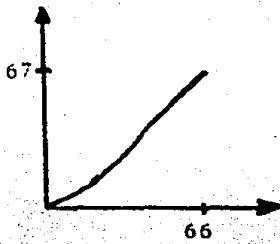
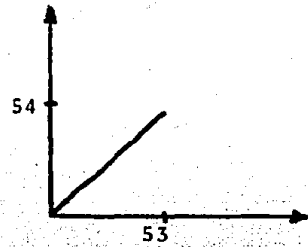


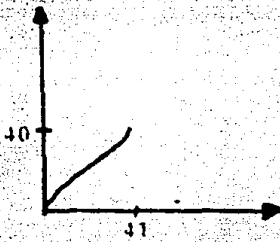
Fig. 5.2. Gráfica obtenida en la Instron para la probeta SP5-16.



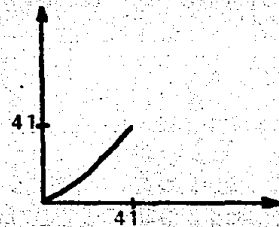
Probeta SP5-2



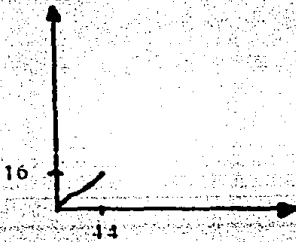
Probeta SP5-10



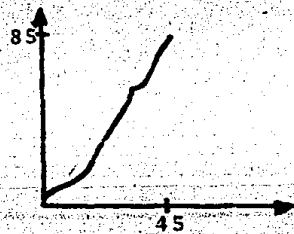
Probeta SP5-13



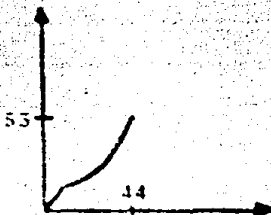
Probeta SP5-14



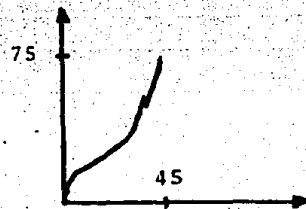
Probeta SP5-5



Probeta SP5-15



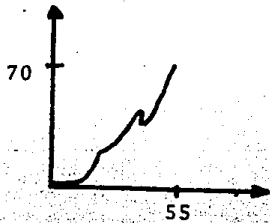
Probeta SP5-5



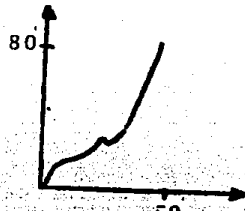
Probeta SP5-8

Eje vertical, porcentaje de carga máxima (227 kg) ; Eje horizontal, desplazamiento máximo (5.08 mm)

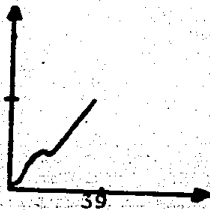
Figura 3.3.- Gráficas obtenidas en la INSTRON. Pegamento 1.



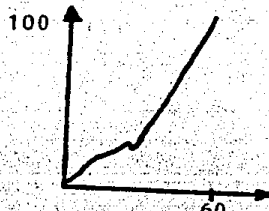
Probeta SP5-9



Probeta SP5-13



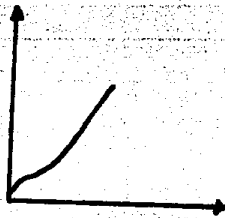
Probeta SP5-12



Probeta SP5-5

Carga máxima 227 kg  
Desplazamiento máximo 5.08 mm

Probeta  
SP5-5

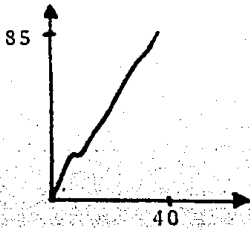


Carga máxima 454 kg  
Desplazamiento máximo 5.08 mm

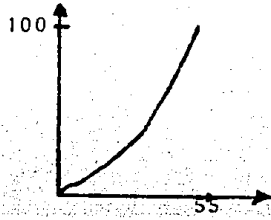
Figura 5.4.- Gráficas de la INSTRON.

Pegamento 2

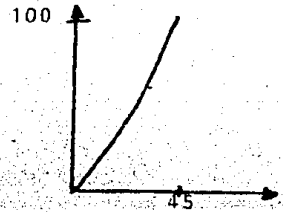




Probeta SP5-1



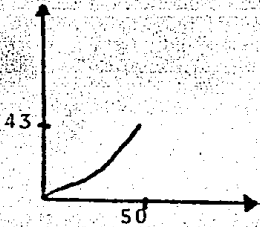
Probeta SP5-2



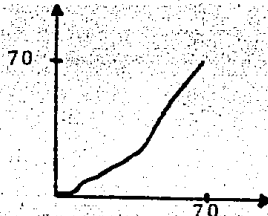
Probeta SP5-16

Carga máxima 227 kg

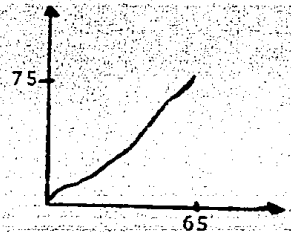
Desplazamiento máximo 5.08 mm



Probeta SP5-14

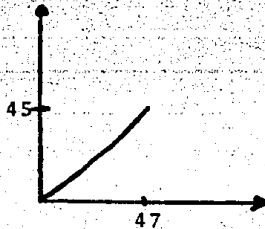


Probeta SP5-2



Probeta SP5-16

Probeta  
SP5-8



Carga máxima 454 kg

Desplazamiento máximo 5.08 mm

Figura 5.5.- Gráficas de 1a INSTRON

Pegamento 3

## c).- Conclusiones.

Los resultados obtenidos de las pruebas visuales realizadas a las probetas irradiadas con rayos gamma, electrones, protones y algunas de sus combinaciones son presentadas en la tabla 5.1. Además se incluyen en esta tabla las razones de dosis y la dosis total recibida por cada probeta para cada tipo de radiación.

Es conveniente mencionar que los resultados presentados en esta tabla deben ser considerados como una medida para las probetas irradiadas y no se puede generalizar para todo el grupo de epóxica-fenólica ó fenólica modificada, ya que otras pinturas pueden tener ingredientes distintos, como por ejemplo pigmentos complementarios, etc., los cuales pueden dar propiedades mayores ó menores de resistencia a la radiación.

Los resultados de las pruebas de adhesión mostraron que las probetas de pinturas irradiadas soportan más de 101 kg/cm<sup>2</sup>, que fué la mayor resistencia del pegamento, es decir, a esta carga se desprendió la muñequita sin pintura.

No fué posible determinar exactamente la carga que resisten las pinturas, puesto que no se encontró\* ningún otro pegamento que resistiera mayor carga que la mencionada.

Si se hubiera arrancado al menos el 70% del área de pintura, donde se colocó la muñequita, tanto de la muestra patrón como de las irradiadas, se podría haber establecido una relación entre la carga aplicada y la dosis recibida por las probetas y así poder tener un criterio de análisis

\* Actualmente se continúan probando otros pegamentos.

TABLA 5.1.- RESULTADOS DE LOS ANALISIS VISUALES Y DE ADHESION REALIZADOS A LAS PROBETAS IRRADIADAS CON RAYOS GAMMA, ELECTRONES, ELECTRONES, PROTONES Y COMBINACIONES, LAS CONDICIONES DE IRRADIACION TAMBIEN SE MUESTRAN.

Tipo de Pintura	Clave de la Probeta	RADIACION GAMMA		ELECTRONES		PROTONES		Dosis TOTAL ACUMULADA (Mrad)	Descas cara - mlento	Apo- lla - mlento	Frac- tura - mlento	Cambio de Color	Tipos de Re- lacion a las que se expone
		Razon de Dosis* (Mrad/hr)	Dosis* (Mrad)	Razon de Dosis** (Mrad/hr)	Dosis** (Mrad)	Razon de Dosis* (Mrad/hr)	Dosis* (Mrad)						
Epoxy- Fenol- ca	SSPS-1	1.08	50	-	-	-	-	50	10	10	10	4	Y
	SSPS-2	1.08	50	-	-	193	$7.2 \times 10^{16}$	247	9	10	10	5	Y + P*
	SSPS-3	0.86	75	-	-	2208	$7.2 \times 10^{16}$	272	9	10	10	5	Y + P*
	SSPS-13	-	-	-	-	2208	$7.2 \times 10^{16}$	193	9	10	10	1	P*
	SSPS-14	-	-	-	-	4056	$14.5 \times 10^{16}$	381	9	10	10	1	P*
	SSPS-17	-	-	-	-	2208	$7.2 \times 10^{16}$	193	9	10	10	1	P*
	SSPS-4	1.08	50	-	-	-	-	50	9	10	10	5	Y
Fenol- ca	SSPS-5	0.86	50	-	-	193	$7.2 \times 10^{16}$	243	9	10	10	7	Y + P*
	SSPS-8	0.40	75	-	-	-	-	73	9	10	10	6	Y
Modif- cada	SSPS-6	0.49	12	-	-	-	-	12	10	10	10	2	Y
	SSPS-7	0.49	50	-	-	-	-	50	9	10	10	8	Y
SSPS-11	SSPS-11	-	-	516	43.2	-	-	43	9	10	10	1	C-
	SSPS-10	-	-	1076	71.0	-	-	71	9	10	10	2	C-
SSPS-12	SSPS-12	-	-	644	215.0	-	-	215	3	10	10	9	C-
	SSPS-9	0.49	28	1296	220	-	-	243	8	10	10	8	Y + P* + C-
SSPS-15	SSPS-15	-	-	-	-	2208	$7.2 \times 10^{16}$	193	9	10	10	2	P*
	SSPS-16	-	-	-	-	4056	$14.5 \times 10^{16}$	381	9	10	10	2	P*
SSPS-18	-	-	-	-	2208	$7.2 \times 10^{16}$	193	9	10	10	10	2	P*

\* Estas dosis y razones de dosis corresponden a dosis en agua.

\*\* Estos valores corresponden al promedio de la zona que abarcaba la muñequita, y corresponden a la dosis que se obtiene de suponer que la pintura es similar a un plástico promedio.

cuantitativo del daño que sufren las pinturas por radiación.

En resumen, se tiene que:

Dado que las calificaciones de las probetas en las pruebas visuales fueron bastante buenas, se puede decir que las probetas resistieron las condiciones desfavorables indicadas en los estándares, por lo que según éstos, las pinturas pueden "operar" bajo estas condiciones.

Como se mencionó, las dosis absorbidas por las pinturas son mayores, hasta 6.5 veces más que lo indicado por el propietario; por lo que se puede asegurar que las probetas pasaron las pruebas.

Por último, se puede concluir que los resultados obtenidos en las pruebas de adhesión, también fueron favorables, ya que aunque no se supo con precisión hasta qué carga se desprenderían las pinturas, se encontró una cota para la carga que soportan. Esta cota fue de aproximadamente 100 kg/cm<sup>2</sup>.

## CAPITULO VI

## TRABAJO FUTURO

El trabajo realizado en esta tesis requiere de mejoras para simular, con mayor precisión los daños por radiación - que se producen en pinturas de recubrimiento durante los 40 años de vida de la planta nuclear.

Para ésto, las mejoras que se proponen son:

- 1) Puesto en operación el reactor instalado en el ININ, se pueden exponer las probetas a un flujo de neutrones.
- 2) Para poder hacer una estadística, se tendrían que realizar varias irradiaciones, con exactamente las mismas condiciones, ésto no fue posible por las limitaciones en el número de probetas.
- 3) En la parte de dosimetría también se sugiere estudiar más el plástico pink y obtener la estabilidad del daño en el dosímetro, como función del tiempo, temperatura y condiciones ambientales adversas.
- 4) Para obtener una calibración del "Pink" más confiable, es recomendable ajustar una función a las gráficas obtenidas en el espectrofotómetro. Esto mediante un programa de cómputo, el cual permitiría obtener analíticamente la pendiente y la absorbancia en cualquier punto.
- 5) Ha sido reportado en polímeros que para la misma dosis total, los daños por radiación son más severos

a razones de dosis más bajas. Sería conveniente colocar muestras en la planta nuclear y realizar estudios de los daños en estas muestras, durante los 40 años de operación.

- 6) Por otro lado, ya teniendo una metodología bien definida para realizar estas pruebas, se podría calificar diferentes equipos que se encuentren expuestos a dosis altas de radiación. Estos equipos pueden pertenecer a laboratorios, aceleradores, reactores de investigación, etc. y no necesariamente equipos en plantas nucleares.

## APENDICE I.

Cálculo de la velocidad más probable para los neutrones en la colisión elástica.

Para encontrar la velocidad más probable, se debe de calcular  $\frac{dF(V)}{dV}$  para posteriormente igualarla a cero y ver qué velocidad cumple con esto, esa velocidad será la más probable, ya que en ese punto  $F(V)$  pasa por un máximo.

Dado esto se tiene:

$$\frac{dF(V)}{dV} = \frac{d}{dV} \left[ 4\pi^{-1/2} \left| \frac{M}{2kT} \right|^{3/2} V^2 e^{-mv^2/2kT} \right] = 0$$

Eliminando constantes

$$\frac{d}{dV} (V^2 e^{-mv^2/2kT}) = 0$$

Derivando:

$$2V e^{-mv^2/2kT} - \frac{2V^3}{2kT} m e^{-mv^2/2kT} = 0$$

Simplificando:

$$V e^{-mv^2/2kT} \left( 1 - \frac{V^2}{2kT} m \right) = 0$$

Como  $e^{-mv^2/2kT} \neq 0$  y el caso en que  $V = 0$  no interesa, se tiene:

$$1 - V^2 \left( \frac{M}{2kT} \right) = 0$$

De aquí se obtiene que la velocidad más probable será:

$$V_m = \left( \frac{2kT}{m} \right)^{1/2}$$

Ahora se muestra el cálculo de la velocidad promedio  $\bar{V}$

que está dada por:

$$\bar{V} = \frac{\int_0^{\infty} V f(V) dV}{\int_0^{\infty} F(V) dV} \quad \text{de donde:}$$

$$\bar{V} = \frac{\int_0^{\infty} V (4\pi^{-1/2} (\frac{m}{2kT})^{3/2} V^2 e^{-mv^2/2kT}) dV}{\int_0^{\infty} 4\pi^{-1/2} (\frac{m}{2kT})^{3/2} V^2 e^{-mv^2/2kT} dV}$$

de donde:

$$\bar{V} = \frac{\int_0^{\infty} V^3 e^{-mv^2/2kT} dV}{\int_0^{\infty} V^2 e^{-mv^2/2kT} dV}$$

haciendo  $\alpha = \frac{m}{2kT}$  se tiene:

$$\bar{V} = \frac{\int_0^{\infty} V^3 e^{-\alpha V^2} dV}{\int_0^{\infty} V^2 e^{-\alpha V^2} dV}$$

de donde: (viendo tablas)

$$\bar{V} = \frac{1}{2\alpha^2} \bigg/ \frac{1}{4} \sqrt{\frac{\pi}{\alpha^3}} = \frac{4}{2} \sqrt{\frac{\alpha^3}{\pi}} \left(\frac{1}{\alpha^2}\right) = 2 \frac{\alpha^{3/2}}{\alpha^2} \left(\frac{1}{\pi}\right)^{1/2}$$

$$\bar{V} = \frac{2}{(\alpha\pi)^{1/2}} \quad \text{sustituyendo el valor de } \alpha \text{ se tiene:}$$

$$\bar{V} = \frac{2}{\left(\frac{m}{2kT}\pi\right)^{1/2}} = 2 \left(\frac{2kT}{m\pi}\right)^{1/2} \quad \text{pero como:}$$

$$\bar{V}_m = \left(\frac{2kT}{m}\right)^{1/2}$$

Se tiene que la velocidad promedio es:



$$V = 2 \left( \frac{2kT}{m\pi} \right)^{1/2} = 2 \frac{V_m}{\pi^{1/2}}$$

Por último se calcula la energía promedio  $\bar{E}$  de los neutrones que tendrán una distribución de Maxwell, por lo que viene dada por:

$$\bar{E} = \frac{E}{N} = \int_0^{\infty} U \left[ \frac{2\pi}{(\pi kT)^{3/2}} U^{1/2} e^{-u/kT} \right] du$$

$$\bar{E} = \frac{2\pi}{(\pi kT)^{3/2}} \int_0^{\infty} u^{3/2} e^{-u/kT} du$$

Integrando (viendo tablas).

$$\bar{E} = \frac{2\pi}{(\pi kT)^{3/2}} \left[ \frac{3}{u \left( \frac{1}{kT} \right)^2} \sqrt{\frac{\pi}{kT}} \right];$$

$$\bar{E} = \frac{2\pi}{(\pi kT)^{3/2}} \left[ \frac{3\sqrt{\pi}}{4} \right] (kT)^{5/2}; \quad \text{de donde:}$$

$$\bar{E} = \frac{3(\pi^{3/2})(kT)^{5/2}}{2(\pi^{3/2})(kT)^{3/2}} = \frac{3}{2} kT; \quad \text{por lo que:}$$

$$\bar{E} = \frac{3}{2} kT$$

## APENDICE B

Para el cálculo del promedio de la fracción  $\frac{E_R}{E_n}$ , se debe de tomar en cuenta que para un núcleo de retroceso dado, la única dependencia es la angular, ya que  $\frac{E_R}{E_n}$  depende de  $\cos^2\theta$ , dado ésto, es necesario calcular el promedio de  $\cos^2\theta$  a lo largo del intervalo  $(0, 2\pi)$ .

Se tiene que el promedio viene dado por:

$$\overline{\cos^2\theta} = \frac{\int_0^{2\pi} \cos^2\theta d\theta}{\int_0^{2\pi} d\theta} = \frac{\int_0^{2\pi} \cos^2\theta d\theta}{2\pi}$$

pero:

$$\begin{aligned} \int_0^{2\pi} \cos^2\theta d\theta &= \frac{1}{2} \left| \theta + \operatorname{sen}\theta \cos\theta \right|_0^{2\pi} \\ &= \frac{1}{2} (2\pi + \operatorname{sen}2\pi \cos2\pi - 0 - \operatorname{sen}0 \cos0) \\ &= \pi \end{aligned}$$

por lo que

$$\overline{\cos^2\theta} = \frac{\pi}{2\pi} = \frac{1}{2}$$

con lo que:

$$\overline{\cos^2\theta} = \frac{1}{2}$$

Una vez calculado este promedio se tiene que:

$$\frac{E_R}{E_n} = \frac{4m_n m_R}{(m_n + m_R)^2} \left( \frac{1}{2} \right)$$

Utilizando esta ecuación se pueden calcular las fracciones expresadas en el capítulo IV de esta tesis.

Así en todos los casos  $M_n = 1$  uam y  $m_R$  variará, según el elemento al que se refiera.

Dado ésto, se tiene que:

Para el Hidrógeno  $M_R = 1$ , por lo que, sustituyendo en B.1:

$$\frac{\overline{E}_R}{E_n} = \frac{4(1)(1)}{(1+1)^2} \left(\frac{1}{2}\right) = \frac{1}{2}$$

Para el Carbono;  $M_R = 12$ , por lo que:

$$\frac{\overline{E}_R}{E_n} = \frac{4(1)(12)}{(12+1)^2} \left(\frac{1}{2}\right) = 0.14$$

Para el Oxígeno;  $M_R = 16$  sustituyendo en B.1

$$\frac{\overline{E}_R}{E_n} = \frac{4(1)(16)}{(16+1)^2} \left(\frac{1}{2}\right) = 0.11$$

Por último, para el Nitrógeno  $M_R = 14$ , con lo que:

$$\frac{\overline{E}_R}{E_n} = \frac{4(1)(14)}{(14+1)^2} \left(\frac{1}{2}\right) = 0.12$$

## BIBLIOGRAFIA

- (1) "Radiation Chemistry of Monomers, Polymers and Plastics".  
Joseph E. Wilson.  
Marcel Dekker Inc., N.Y., USA, 1974.
- (2) "Fundamentos de la Ingenieria Nuclear"  
T.J. Connolly.  
Edit. Limusa, México, 1983.
- (3) "Fundamentos de Física Moderna"  
Eisberg, M.  
Limusa, México, 1975.
- (4) "Experimental Nuclear Physics"  
H.A. Bethe y J. Ashkin.  
Vol. 1, John Wiley, N.Y. 1953.
- (5) "Nuclear Radiation Detection"  
William J. Price  
Mc Graw Hill, N.Y. 1964.
- (6) "Coating Work for Light Water Nuclear Power Plant".
- (7) "Fundamentos de Reactores de Agua en Ebullición para Personal de Seguridad Radiológica".  
C.F.E., Feb. 1986.
- (8) "Series de Información Nuclear"  
H. Johnson y M. Tutiah  
Atomic Energy of Canada Limited  
ININ, México, 1985.
- (9) "Exposure Doses Inside French PWR Containments Under Normal Operating Conditions"  
G. Champion, A. Dubail, M. Maourgues.  
"Operability of Nuclear Power Systems in Normal and Adverse Environments"  
Albuquerque, N. M., USA, Oct. 1986.
- (10) "Standard Method for Evaluating Coatings Used in Light-Water Nuclear Power Plants at Stimulated Loss of Coolant Accident (LOCA) Conditions".  
ASTM Standard Número D3911-80; American Society for Testing and Materials (ASTM), Committee D-33 (Junio 27, 1980).

- (11) "Protective Coatings (Paints) for PWR and BWR Reactor Containment Facilities"  
C.D. Watson, J.C. Griess, T.H. Row, and G. A. West.  
Nuclear Technology, Vol. 10, Abril 1971.
- (12) "Radiation Induced Oxidative Degradation of Polymers IV. (Dose Rate Effects on Chemical and Mechanical Properties)"  
T. Seguchi, K. Arakawa, N. Hayakawa y S. Machi.  
Radiation Physics and Chemistry Vol. 18, No. 3-4, pp. 671-678, 1981.
- (13) "Radiation Resistance of Polymer Insulating Materials"  
T. Seguchi, Y. Yamamoto y H. Yagyu.  
Hitachi Cable Review No 4, Agosto 1985. Japón.
- (14) "Radiation Induced Oxidative Degradation of Polymers III. (Effect of Radiation on Mechanical Properties)"  
T. Seguchi, K. Arakawa, M. Ito, N. Hayakawa y S. Machi.  
Radiation Physics and Chemistry, Vol. 21, No. 6, pp. 495-501, 1983.
- (15) "Pictorical Standards of Coatings defects"  
Federation of Societies for coating technology ASTM.
- (16) "Coatings for Power Plants"  
Frank J. Windler.  
Power Engineering, Abril 1980.
- (17) "Radiation Effects on Paints"  
C.D. Watson y G.A. West.  
Materials Protection, Febrero 1967.
- (18) "Performance of Paint Coatings in the Radiation Fields of Nuclear Reactors and of High Energy Particle Accelerators and after containment by radionuclides"  
H. Schönbacher, M. Van de Voorde, G. Kuske y K. Oesterte.  
Kerntechnik 19, Jahrgang, 1977, No. 5.
- (19) "Radiation Studies for coating qualification for a Nuclear Power Plant".  
G. Guzmán, L. Tavera y M. Balcázar.  
"Operability of Nuclear Power Systems in Normal and Adverse Environments".  
Albuquerque, N.M., USA., Oct. 1986.
- (20) "Standard Test Method for Effects of Radiation on Coatings Used in Light Water Nuclear Power Plants".  
ASTM Standard Número D4082-83.  
American Society for Testing and Materials. 1983.
- (21) "Final Safety Analysis Report of Laguna Verde Nuclear Power Stations 1 and 2".

- (22) "Accelerated-Aging Tests for Predicting Radiation Degradation of Organic Materials."  
R.L. Clough, K.T. Gillen, J.L. Champan, G. Gaussens, H. Schönbacher, T. Seguchi, H. Wilski y S. Machi.  
Nuclear Safety, Vol. 25, No. 2,  
Marzo-Abril 1984.
- (23) "Difusion and Solubility of Oxygen in  $\gamma$ -ray irradiated Polymer Insulation Materials"  
T. Seguchi y Y. Yamamoto.  
Japan Atomic Energy Research Institute.  
Japan, Marzo 1986.
- (24) "Cálculo del Índice de Exposición en Diferentes puntos del Cuarto de Irradiación de la Planta de Esterilización por Radiación"  
Héctor Carrasco  
Tesis de Maestría en Ciencias Nucleares,  
Facultad de Química, UNAM. 1983.
- (25) "Manual de Instrucciones del Irradiador JS-6500".  
3era. Edición, Marzo 1971.  
Atomic Energy of Canada Limited.
- (26) "Cálculo Teórico de la intensidad de radiación gamma en el Irradiador JS-6500".  
H. Carrasco  
Procedimiento GMAT-016, ININ, Agosto 1986.
- (27) "Desarrollo de un dosímetro químico para la evaluación de dosis de radiación  $\gamma$ ".  
Reporte Interno, ININ, 1986.
- (28) "Medidas de Dosis altas de radiación"  
L. Tavera, M. Balcázar, M. Olea, J. Jiménez, H. Carrasco, J. Aspiazu y H. López.  
XXIX Congreso Nacional de Física.  
Colima, México, Nov. 1986.
- (29) "Radiation Dosimetry"  
Vol. I, F. H. Atix.  
Academic Press, N.Y. 1968.
- (30) "Desarrollo de un acelerador de electrones".  
Ciclo de Conferencias: La ciencia en el ININ y Tú.  
H. López.  
ININ. México 1982.
- (31) "Aceleradores de Partículas"  
F. de Alba  
OEA, México 1971.

- (32) "Estudio de estados isóbaros análogos entre 4 y 9 MeV de la reacción  ${}^4\text{Ca}(P, P) {}^4\text{Ca}$ ." Pedro Estrada Tinajero. Tesis Licenciatura Física, ESFM-IPN México, 1970.
- (33) "Charged Particle Tracks in Polymers No. 5: A computer Code for the computation of heavy Ion Range-Energy relationships in any stopping Material." R.P. Henke and E.V. Benton. U.S. Naval Rad., Defense Lab. TR-67-122, 1967.
- (34) "Estudios de un detector plástico como dosímetro de neutrones". Violeta Cuauhtecatl H. Tesis Licenciatura en Física I.P.N. 1982.
- (35) "Grabado Electroquímico de plásticos dañados por partículas cargadas" Esteban Avendaño M. Tesis Licenciatura en Química. U.A.E.M. 1981.
- (36) "Catálogo de Pinturas" Sherwin Williams, 1985.
- (37) F. Olgún.  
Por publicarse.

**UN AGRADECIMIENTO MUY ESPECIAL A LOS SEÑORES:**

**FIS. ANA ELENA BUENFIL**

**FIS. ARTURO FREYRE**

**FIS. FERNANDO OLGUÍN**

**M. EN C. ANIBAL DE LA PIEDAD B.**

**POR SU VALIOSA COLABORACIÓN COMO SINODALES DE ESTA TESIS,  
CUYOS CONSEJOS Y OPINIONES ENRIQUECIERON ESTE TRABAJO.**



**AGRADECEMOS**

**A LA M. EN C. LETICIA TAVERA-D.**

**AL FIS. JUAN ASPIAZU**

**AL ING. GUILLERMO GUZMÁN**

**ASÍ COMO A TODAS AQUELLAS PERSONAS QUE COLABORARON DE ALGUNA  
MANERA EN EL DESARROLLO DE LA PRESENTE TESIS.**

**ASÍ COMO A LA SRA. MONTSERRAT VELASCO R., POR SU MAGNÍFICA  
LABOR EN EL TRABAJO DE MECANOGRAFÍA.**

**GRACIAS:**

- AL I.N.I.N., POR EL APOYO OTORGADO EN LA REALIZACION DE ESTE TRABAJO.
  
- A LA U.N.A.M., POR EL APOYO ECONÓMICO PARA LA IMPRESIÓN DE ESTA TESIS.
  
- AL CONACYT, POR SU AYUDA DURANTE EL TIEMPO EN QUE SE REALIZÓ LA PRESENTE.