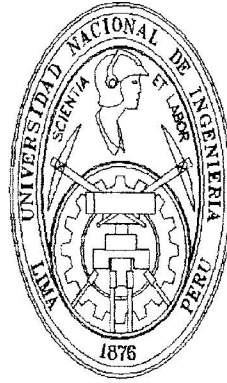


UNIVERSIDAD NACIONAL DE INGENIERIA

FACULTAD DE CIENCIAS

ESCUELA PROFESIONAL DE FISICA



**Caracterización y Puesta a Punto de la Facilidad
de Neutrografía del Reactor Nuclear RP-10**

TESIS

Para optar el Título de Licenciado en Ciencias

Mención: Física.

Presentada por:

Yuri Roger Ravello Ratzenberg

LIMA - PERU

2001

Caracterización y Puesta a Punto de la Facilidad de Neutrografía del Reactor Nuclear RP-10

Tema de tesis para optar el título de Licenciado en Ciencias, Mención Física

Realizado por Yuri Roger Ravello Ratzenberg

Resumen

El presente trabajo de investigación tuvo el objetivo de caracterizar y poner a punto la facilidad de neutrografía del reactor nuclear RP-10, y así con ésta técnica de inspección poder brindar servicios a la industria y centros de investigación en general. Esta técnica se complementará con las técnicas existentes en el mercado nacional como la radiografía X y la gammagrafía.

Para ello se determinó en primer lugar la capacidad del blindaje de la facilidad, dando como resultado que éste satisface los requerimientos de protección radiológica establecidos en el Reglamento de Seguridad Radiológica. Luego, se realizaron ensayos de filtrado gamma con el fin de implementar el método directo de formación de imagen, se construyeron las curvas de densidad óptica en función del espesor del filtro gamma, del tipo de película y del tiempo de irradiación.

Asimismo, se implementó el método indirecto de formación de imagen para dos tipos de convertidores: indio y disprosio. Se construyeron también curvas de crecimiento de densidad óptica en función del tiempo de contacto convertidor-película, para diferentes tipos de películas.

Además, se determinó la resolución de la facilidad, para lo cual se emplearon dos métodos: Klasens (1946) y Harms (1986). Se obtuvo como resultado que el método de Harms se aproximó más a la capacidad de resolución del ojo humano que el método de Klasens.

Finalmente, se presentan los campos de aplicaciones de la neutrografía, incluyendo algunas que se realizaron con la facilidad de neutrografía del reactor nuclear RP-10.

Con todo lo realizado, la facilidad de neutrografía del RP-10 ha quedado expedita para la prestación de servicios de inspección e investigación.

Introducción

El Centro Nuclear Oscar Miro Quesada de la Guerra “RACSO” fue inaugurado el 19 de diciembre de 1988. Este centro nuclear cuenta con un reactor nuclear de investigación de 10 MW de potencia térmica, termalizado y moderado con agua liviana, emplea como combustible el óxido U_3O_8 enriquecido al 20% del isótopo de uranio U-235, y una planta de producción de radioisótopos con fines medicinales.

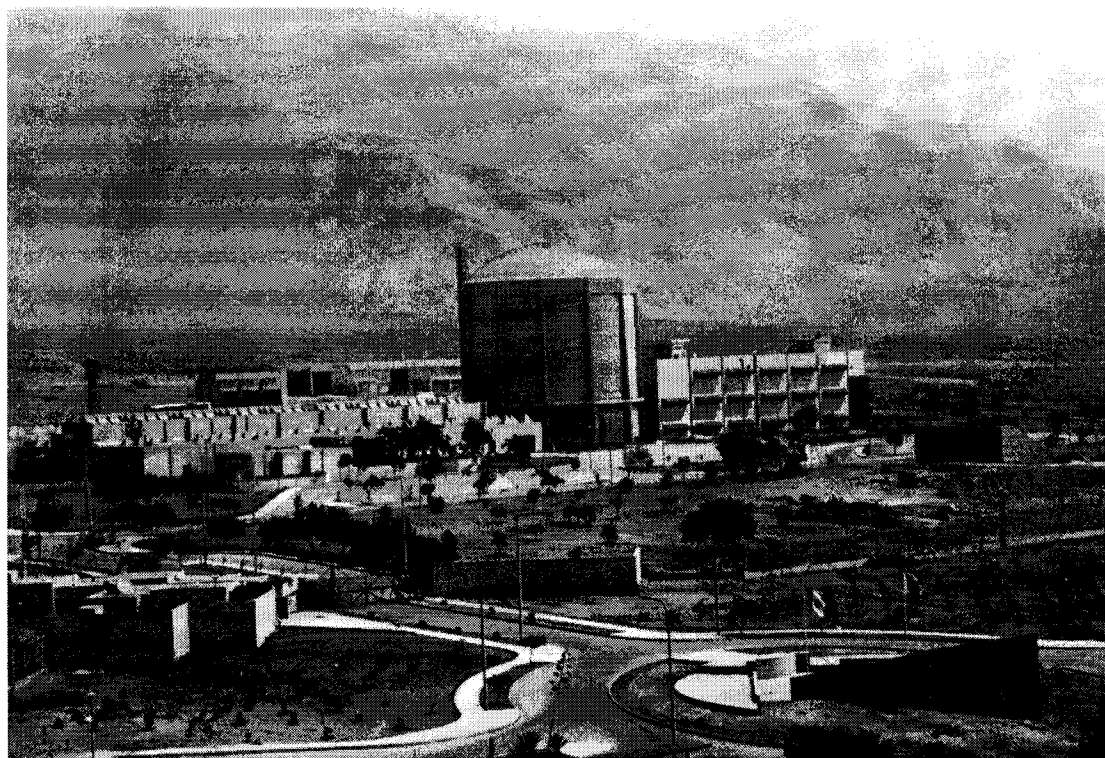
Este centro nuclear fue construido con ayuda del gobierno argentino, con el que se firmó el contrato para su construcción en el año 1977. En 1978 se decide que el reactor nuclear denominado RP-10 (las siglas RP significan *Reactor Peruano*) debería contar con una facilidad de radiografía con neutrones (neutrografía).

La radiografía con neutrones se realiza por primera vez en el mundo tres años después de que Chadwick descubriera el neutrón en 1932. Fueron Hallman y Kuhn quienes tomaron la primera radiografía con neutrones, empleando un pequeño acelerador de partículas como fuente de neutrones, y como detector, una pantalla centelladora que estaban estudiando (la primera radiografía X fue tomada meses después del descubrimiento de los rayos X por Roentgen en 1895: radiografió la mano de su esposa). Pero no fue hasta los años 60, en que los reactores nucleares de investigación son construidos a nivel mundial, que la neutrografía es tomada en cuenta como una técnica de ensayo no destructivo, especialmente para la inspección de los elementos combustibles gastados de estos reactores, debido a que estos elementos son altamente radiactivos y no pueden ser inspeccionados internamente con las técnicas radiográficas convencionales: rayos X y gammagrafía. El desarrollo de la técnica aumentó de tal modo que en 1979 se forma un Grupo de Trabajo en Neutrografía en Europa, y en 1981 este grupo publica un manual sobre neutrografía[20] y un catálogo sobre defectos en elementos combustibles. Ese mismo año se llevó a cabo la primera reunión a nivel mundial sobre neutrografía. La primera neutrografía tomada en la facilidad de neutrografía del RP-10 fue en julio de 1990.

En el presente trabajo de investigación se mostrarán los principios básicos en que se basa la neutrografía, sus ventajas y desventajas con respecto a la radiografía X, sus aplicaciones y las tareas llevadas a cabo para la caracterización y puesta a punto de la

facilidad de neutrografía del Centro Nuclear “RACSO”. Así, en el primer capítulo se da una introducción a las formas de interacción del neutrón con la materia, en el segundo, una introducción a la neutrografía como técnica de ensayo no destructivo, en el tercero se describe la facilidad de neutrografía del reactor nuclear RP-10, más adelante se describen las mediciones experimentales de caracterización de la facilidad y algunas aplicaciones de esta técnica en problemas caseros en el cuarto y quinto capítulo respectivamente, y en el sexto capítulo, las observaciones, conclusiones y sugerencias que se derivan de lo realizado en esta investigación.

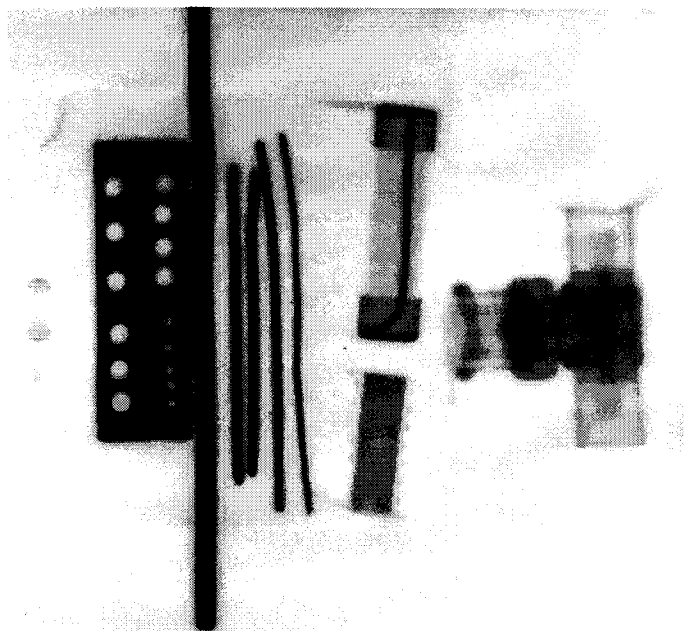
En los anexos encontramos algunas consideraciones sobre protección radiológica pertinente al quehacer de la neutrografía, el método de Westcott para medición de flujo de neutrones y una tabla de secciones eficaces.



Vista del Centro Nuclear “RACSO”. Al centro puede apreciarse el edificio del reactor RP-10.



Primera radiografía X tomada por Roentgen a la mano de su mujer.



Primera neutrografía (positivo) tomada en el Centro Nuclear "RACSO". Se empleó una convertidor de disprosio y la película fue D4 de Agfa. Las muestras fueron de izquierda a derecha: una resistencia de carbón, una lámina de cadmio con agujeros, alambres de cadmio, un fusible térmico, un circuito integrado y un conector BNC tipo T.

Caracterización y Puesta a Punto de la Facilidad de Neutrografía del Reactor Nuclear RP-10

Índice

Introducción	i
Índice	iv
Capítulo I	
El Neutrón y sus Interacciones	1
1.1 Características Físicas del Neutrón	1
1.2 Fuentes de Neutrones	1
1.3 Espectro de Neutrones de un Reactor Nuclear	4
1.4 Sección Eficaz Microscópica y Macroscópica	5
1.5 Tipos de Interacción con la Materia	7
1.5.1 Absorción	7
1.5.2 Dispersión	9
1.5.3 Fisión	9
Capítulo II	
Introducción a la Neutrografía	11
2.1 La Neutrografía como un Método de Ensayo No Destructivo	11
2.2 Diferencias y Similitudes con la Radiografía X	12
2.2.1 Similitudes entre la Neutrografía y la Radiografía X	12
2.2.2 Diferencias entre la Neutrografía y la Radiografía X	12
2.3 Características Físicas de una Facilidad de Neutrografía	12
2.4 Métodos de Formación de Imagen	14
2.4.1 Método Directo	15
2.4.2 Método Indirecto	17
2.4.3 El Método en Tiempo Real	18
2.4.4 El Método de Huellas Nucleares	19
2.5 Física de la Formación de Imagen	19
2.5.1 Colimado y Resolución	20
2.5.2 Interacción Neutrón-Objeto	20
2.5.3 Método de Formación de Imagen	24
2.5.4 Tipo de Película	25
2.5.5 Proceso de Revelado	25
2.5.6 Formación de la Imagen	26
2.5.7 Medida de la Resolución	31
2.6 Estándares en Neutrografía	33
Capítulo III	
Descripción de la Facilidad de Neutrografía del Reactor RP-10	35
3.1 Reactor Nuclear RP-10	35
3.2 Facilidad de Neutrografía	36

3.2.1 Colimador	36
3.2.2 Blindaje	39
3.2.3 Sistema Mecánico para Colocar Muestras	41
3.2.4 Caja de Válvulas	44
Capítulo IV	
Mediciones Experimentales	46
4.1 Mediciones Dosimétricas del Blindaje de la Facilidad	46
4.2 Mediciones de Flujo de Neutrones	49
4.3 Atenuación de la Radiación Gama y Flujo de Neutrones por Filtrado Gama	52
4.4 Curvas de Densidad Óptica	54
4.4.1 Método Directo	55
4.4.2 Método Indirecto	58
4.5 Uniformidad de Haz de Neutrografía	61
4.6 Medida de la Resolución	65
4.7 Caracterización según norma ASTM E 545	76
Capítulo V	
Aplicaciones de la Neutrografía	81
5.1 Aplicaciones Nucleares	81
5.2 Aplicaciones No Nucleares	83
5.2.1 Aplicaciones Industriales	83
5.2.2 Aplicaciones No Industriales	87
Capítulo VI	
Observaciones, Conclusiones y Sugerencias	89
6.1 Observaciones	89
6.2 Conclusiones	89
6.3 Sugerencias	90
Capítulo VII	
Referencias	91
Apéndices	
Apéndice A	
Criterios de Protección Radiológica	93
A.1 Límites de Dosis	93
A.2 Criterios de Protección Radiológica en Neutrografía	95
Apéndice B	
Método de Westcott	96
Apéndice C	
Secciones Eficaces	100
C.1 Elementos de la Tabla Periódica	100
C.2 Algunos Materiales	102

Figuras

Figura 1.1	Esquema de una fuente portátil de neutrones	3
Figura 1.2	Curva de distribución normalizada de velocidades	5
Figura 1.3	Espectro típico de neutrones en energía en un reactor nuclear	6
Figura 1.4	Curva de sección eficaz total del cadmio	7
Figura 1.5	Curva de sección eficaz total del gadolinio	8
Figura 1.6	Sección eficaz del uranio 235	10
Figura 2.1	Variación del coeficiente másico de absorción con el número atómico	13
Figura 2.2	Principales componentes de un sistema de neutrografía	13
Figura 2.3	Tipo de colimadores	15
Figura 2.4	Método directo de formación de imagen	16
Figura 2.5	Método indirecto de formación de imagen	17
Figura 2.6	Sistema de formación de imagen en tiempo real	18
Figura 2.7	Método de huellas nucleares	19
Figura 2.8	Definición de resolución geométrica	21
Figura 2.9	Absorción y dispersión de un haz de neutrones	23
Figura 2.10	Atenuación de un haz de neutrones	24
Figura 2.11	Producción de radiación secundaria por el convertidor	26
Figura 2.12	Descripción gráfica de la exposición sobre una película	28
Figura 2.13	Curva característica de una película	29
Figura 2.14	Equipo para medir densidad óptica	30
Figura 2.15	Método de Klasens	32
Figura 2.16	Método de Harms. Ajuste de la función edge-spread	33
Figura 3.1	Fotografía del efecto Cherenkov en el RP-10	35
Figura 3.2	Vista del recinto del reactor RP-10	36
Figura 3.3	Vista del sistema de neutrografía del reactor RP-10	37
Figura 3.4	Colimador interno cónico de la facilidad de neutrografía	38
Figura 3.5	Posiciones del conducto interno en la piscina	38
Figura 3.6	Conducto externo de la facilidad de neutrografía	39
Figura 3.7	Fotografía del recinto de irradiación de la facilidad de neutrografía	40
Figura 3.8	Vista del recinto de irradiación	41
Figura 3.9	Fotografía del captor de haz	42
Figura 3.10	Fotografía del sistema mecánico del portamuestra	43
Figura 3.11	Fotografía de la ventana del recinto de irradiación y la mesa de trabajo	43
Figura 3.12	Fotografía de la caja de válvulas del conducto de neutrografía	44
Figura 3.13	Esquema de caja de válvulas	45
Figura 4.1	Vista de los puntos de medición alrededor del blindaje de la facilidad de neutrografía	47
Figura 4.2	Ubicación de los bloques de polietileno en la ventana del recinto de neutrografía	49
Figura 4.3	Vista del sándwich cadmio y oro	50

Figura 4.4	Esquema del sistema de medición de actividad de las hojuelas de oro	50
Figura 4.5	Ubicación del filtro gamma	52
Figura 4.6	Curva de atenuación de la radiación gamma versus el espesor del filtro	53
Figura 4.7	Variación del flujo de neutrones térmicos con el espesor del filtro gamma	54
Figura 4.8	Recta de calibración del densitómetro óptico	55
Figura 4.9	Curva de crecimiento de densidad óptica por tiempo de irradiación sin filtro gamma	57
Figura 4.10	Curva de crecimiento de densidad óptica por tiempo de irradiación con filtro gamma de 5 cm	57
Figura 4.11	Curva de crecimiento de densidad óptica por tiempo de irradiación con filtro gamma de 10 cm	58
Figura 4.12	Variación del contraste con el espesor del filtro gamma	59
Figura 4.13	Curva de densidad óptica para el disprosio	60
Figura 4.14	Curva de densidad óptica para el indio	61
Figura 4.15	Curva de crecimiento de densidad óptica para el convertidor TRIMAX 8	62
Figura 4.16	Perfil del haz de neutrografía	64
Figura 4.17	Curva 3D de la uniformidad del haz	64
Figura 4.18	Método de Klasens sin filtro gamma	66
Figura 4.19	Método de Klasens con filtro gamma de 2,5 cm	66
Figura 4.20	Método de Klasens con filtro gamma de 5,0 cm	67
Figura 4.21	Método de Klasens con filtro gamma de 7,5 cm	67
Figura 4.22	Método de Klasens con filtro gamma de 10,0 cm	68
Figura 4.23	Método de Harms sin filtro gamma	69
Figura 4.24	Método de Harms con filtro gamma de 2,5 cm	70
Figura 4.25	Método de Harms con filtro gamma de 5,0 cm	71
Figura 4.26	Método de Harms con filtro gamma de 7,5 cm	72
Figura 4.27	Método de Harms con filtro gamma de 10,0 cm	73
Figura 4.28	Variación de la resolución con la distancia objeto-convertidor. Método de Harms	74
Figura 4.29	Variación de la resolución con la distancia objeto-convertidor. Método de Klasens	75
Figura 4.30	Imagen registrada por la cámara CCD del borde de una lámina de cadmio sin filtro gamma	76
Figura 4.31	Imagen registrada por la cámara CCD del borde de una lámina de cadmio con filtro gamma de 10 cm	76
Figura 4.32	Indicador de pureza de haz (BPI), norma ASTM E 545	78
Figura 4.33	Indicador de sensibilidad SI, norma ASTM E 545	79
Figura 4.34	Neutrografía de los indicadores BPI y SI	80
Figura 5.1	Pastillas de elemento combustible	82
Figura 5.2	Vista de un can de polietileno atascado en cabezal de irradiación RABBIT	82
Figura 5.3	Vista del desgaste de una barra de control	83

Figura 5.4	Comparación de las técnicas de rayos X y neutrografía en la inspección de un ala de avión	84
Figura 5.5	Vista de una alabe de avión	85
Figura 5.6	Dispositivo explosivo del cohete europeo ARIANE	85
Figura 5.7	Vista de una válvula de gas	86
Figura 5.8	Comparación de los métodos directo e indirecto	86
Figura 5.9	Vista del implante de un diente	88
Figura 5.10	Vista de un arreglo floral	88

Tablas

Tabla 1.1	Fuentes de neutrones por radioisótopos	2
Tabla 1.2	Fuente de neutrones por aceleradores	3
Tabla 2.1	Características físicas de las fuentes de neutrones para neutrografía	14
Tabla 2.2	Tipos de convertidores empleados en neutrografía	16
Tabla 2.3	Comparación entre marcas de películas	25
Tabla 4.1	Tasa de exposición gamma y de dosis de neutrones alrededor del recinto de neutrografía	48
Tabla 4.2	Tasa de dosis de neutrones en la ventana del recinto de irradiación de neutrografía	49
Tabla 4.3	Características física de las hojuelas de oro empleadas para la medición de flujo de neutrones	50
Tabla 4.4	Resultados experimentales de la activación de las hojuelas	51
Tabla 4.5	Resultados de la medición de la tasa de exposición gamma versus espesor del filtro de bismuto	53
Tabla 4.6	Atenuación del flujo de neutrones térmicos con el filtro gamma	53
Tabla 4.7	Densidad óptica versus tiempo de irradiación sin filtro gamma	56
Tabla 4.8	Densidad óptica versus tiempo de irradiación con filtro gamma de 5 cm	56
Tabla 4.9	Densidad óptica versus tiempo de irradiación con filtro gamma de 10 cm	56
Tabla 4.10	Variación del contraste con el espesor del filtro gamma	58
Tabla 4.11	Densidad óptica vs tiempo de contacto para el disprosio	60
Tabla 4.12	Densidad óptica vs tiempo de contacto para el indio	60
Tabla 4.13	Densidad óptica en función del tiempo de irradiación para 10 cm de bismuto	61
Tabla 4.14	Uniformidad del haz de neutrografía	63
Tabla 4.15	Resolución según Klasens	65
Tabla 4.16	Resolución según Harms	68
Tabla 4.17	Variación de la resolución con la distancia objeto-convertidor	74
Tabla 4.18	Contenidos efectivos según la norma ASTM E 545 en función del espesor del filtro gamma	78
Tabla 4.19	Valores de H y G asignados por la norma ASTM E 545	79
Tabla 4.20	Valores de H y G en función del filtro gamma	80
Tabla 4.21	Categorías dada por la norma ASTM E 545	80
Tabla 5.21	Aplicaciones industriales de la neutrografía	84
Tabla 5.2	Aplicaciones no industriales de la neutrografía	87
Tabla A.1	Factor de calidad para varios tipos de radiación	94
Tabla B.1	Datos nucleares para el oro	98
Tabla C.1	Secciones eficaces de la tabla periódica	100
Tabla C.2	Secciones eficaces para algunos materiales	102

Capítulo I

El Neutrón y sus Interacciones

1.1 Características Físicas del Neutrón

El neutrón es una partícula cuántica nuclear que presenta las siguientes propiedades [6,12,16,18,19]:

- carga eléctrica: nula,
- masa: $1,675 \times 10^{-27}$ kg
- vida media: 15 minutos
- spin: $\frac{1}{2}$
- momento magnético: $-1,913 \mu_N$,

donde el magnetón nuclear $\mu_N = 5,051 \times 10^{-27} \text{ J T}^{-1}$.

Como el neutrón no tiene carga eléctrica, no interactúa con los electrones de los átomos mediante fuerzas eléctricas, sino por su momento magnético[19] (interacción spin-spin); pero este tipo de interacción es muy débil (del orden de 10^{-3}) comparada con la fuerza de interacción en una reacción nuclear. Así, los neutrones, interactúan principalmente con los núcleos de los átomos mediante reacciones nucleares de diferentes tipos, ver sección 1.5. Sin embargo, los neutrones son empleados para caracterizar la estructura magnética de los materiales (dispersión magnética).

El neutrón libre posee una vida media de 15 minutos, después de la cual decae en un protón, un electrón y un antineutrino [6]. A pesar de esta propiedad, no existe ningún inconveniente para las diversas aplicaciones tecnológicas de los haces de neutrones.

A continuación pasamos a describir las formas de producir neutrones.

1.2 Fuentes de Neutrones

Los neutrones no existen libres en la naturaleza, porque no son partículas estables como los protones o los electrones; éstos se desintegran después de 15 minutos [6]. Para obtener neutrones libres, es necesario extraerlos del núcleo, y esto se

logra perturbando el núcleo en una reacción nuclear [6,17]. Existen diferentes tipos de fuentes de neutrones, las cuales pasamos a explicar brevemente.

a) *Radioisótopos*. Los productos de decaimiento de algunos radioisótopos inducen reacciones nucleares en las que se producen neutrones: se aprovecha la energía de la partícula emitida durante el decaimiento del radioisótopo para producir una reacción nuclear que libere neutrones de un núcleo blanco. En la Tabla 1.1 se muestran algunas de las reacciones más utilizadas como fuentes de neutrones, indicando la tasa de neutrones producidos por gramo del radioisótopo y la energía del neutrón producido. Observamos que el núcleo blanco preferido es el berilio por sus propiedades nucleares.

Tabla 1.1.- Fuente de neutrones por radioisótopos [7,8,10,20]

Fuente	Vida Media	Reacción	Tasa de producción (n·s ⁻¹ ·g ⁻¹)	Energía del neutrón (MeV)	Factor de Termalización
¹²⁴ Sb-Be	60 d	(γ,n)	2,7x10 ⁹	0,024	46
²¹⁰ Po-Be	138 d	(α,n)	1,28x10 ¹⁰	4,3	---
²⁴¹ Am-Be	458 d	(α,n)	1,0x10 ⁷	~ 4	200
²²⁸ Th-Be	1,91 a	(α,n)	1,7x10 ¹⁰	~ 4	---
²⁵² Cf	2,65 a	fisión	2,34x10 ¹²	2,3	78

De los radioisótopos que producen neutrones, el más empleado en neutrografía es el isótopo del californio (Cf-252), debido a su alta tasa de producción y a la energía promedio de los neutrones producidos, los cuales son rápidamente moderados. Sin embargo, este radioisótopo es muy costoso, pues se obtiene procesando los elementos combustibles gastados de los reactores nucleares.

En la Tabla 1.1 se ha considerado el factor de termalización [8,10] para algunas reacciones, el cual se define como el cociente entre la tasa de producción de neutrones y el flujo de neutrones en el pico térmico en un moderador específico.

- b) *Aceleradores.* Las partículas cargadas obtenidas de un acelerador son capaces de producir reacciones nucleares en las que se liberen neutrones. Las reacciones nucleares más comunes se muestran en la Tabla 1.2. Estos equipos son por lo general muy grandes para ser considerados fuentes portátiles de neutrones, sin embargo, algunas de estas reacciones pueden ser obtenidas en aceleradores “portátiles” como la mostrada en el Figura 1.1.

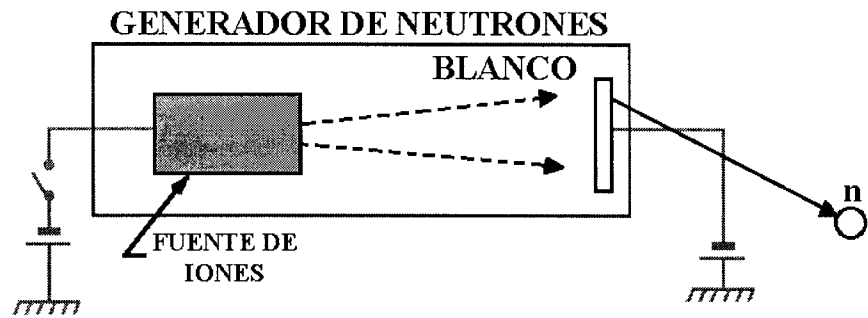


Figura 1.1.- Esquema de una fuente portátil de neutrones.

- c) *Reactor Nuclear:* Es la fuente continua más intensa de neutrones que existe, la cual se obtiene a través de la fisión controlada de un material fisible en un reactor nuclear. Aunque el espectro obtenido es muy amplio, desde 0 hasta 10 MeV, los reactores son las fuentes más intensas de neutrones térmicos (energía promedio de 25 meV).

Tabla 1.2.- Fuente de neutrones por aceleradores [7,20]

Partícula Incidente	Material Blanco	Voltaje de operación (kV)	Corriente del haz (mA)	Neutrones rápidos producidos (n/s)	Energía del neutrón (MeV)
Deuterón	Tritio	120	2	10^{11}	14
Deuterón	Berilio	3000	0,6	10^{10} ^a	1,6
Deuterón	Deuterón	90	< 0,1	2×10^6	2,5
Electrón	Berilio	5500	0,2	2×10^{11}	1,4
Protón	Litio	2,5 MeV ^b	20	8×10^{12}	0,8
Protón	Tantalio	800 MeV ^b	----	4×10^{16}	< 800

^{a)} Pico de flujo térmico en $n \cdot cm^{-2} \cdot s^{-1}$.

^{b)} Energía cinética del protón.

A continuación pasamos a describir en detalle el espectro en energía de un reactor nuclear que será la fuente de neutrones empleada en el presente trabajo.

1.3 Espectro de Neutrones de un Reactor Nuclear

El espectro de neutrones de un reactor nuclear se obtiene como consecuencia de la difusión de los neutrones producidos en la fisión del U-235. Dicho espectro se divide en tres regiones [1,8,12,16,18] correspondientes a rangos de energía: térmica (0 eV – 0,5 eV), intermedia (0,5 eV– 10 keV) y rápida (10 keV – 10 MeV). Cada región presenta las siguientes características principales:

- a) *Térmica*: son neutrones que se encuentran aproximadamente en equilibrio térmico con el moderador del reactor. Su rango de energía va desde 0 a 0,5 eV; que corresponde a la energía máxima que puede ser absorbida por una lámina de cadmio de 1 mm de espesor, y se denomina energía de corte de cadmio. Puesto que los neutrones están aproximadamente en equilibrio térmico con el moderador, éstos pueden describirse mediante la distribución de velocidades de Maxwell [1,12,14,18,19]:

$$N(E) = \frac{2\pi N}{(\pi kT)^{3/2}} E^{1/2} e^{-E/kT} \quad (1)$$

donde k es la constante de Boltzmann ($k = 8,6170 \times 10^{-5}$ eV/°K), N es el número total de neutrones por unidad de volumen, E es la energía del neutrón y T es la temperatura de la población neutrónica.

La energía más probable de la distribución de Maxwell es $E_p = \frac{1}{2}kT$ y la energía promedio es $\bar{E} = \frac{3}{2}kT$. Para una temperatura promedio típica del moderador, $T = 311,15$ °K (38 °C), la energía más probable y la energía promedio son $E_p = 13,4$ meV y $\bar{E} = 40,2$ meV, respectivamente. Para un haz de neutrones la temperatura de la población es mayor que la del moderador [16]; esto sucede especialmente en reactores moderados con agua liviana. Ver Figura 1.2.

- b) *Intermedia*: son neutrones cuyo rango de energía es de 0,5 eV hasta 10 keV. Éstos son neutrones que no han sido totalmente termalizados, es decir, que no han alcanzado el equilibrio térmico con el moderador. La distribución en energía de estos neutrones es aproximadamente de la forma [1,14,16]:

$$N(E) = \frac{K}{E} \quad (2)$$

donde K es una constante de proporcionalidad y E es la energía del neutrón.

- c) *Rápida*: son neutrones producidos durante la fisión del uranio-235, cuyo rango de energía es de 10 keV hasta 10 MeV. La distribución de neutrones en energía viene descrita empíricamente por la fórmula de Watt [12,14,16]:

$$N(E) = 0,453e^{-1,036E} \sinh \sqrt{2,29E} \quad (3)$$

La energía promedio de esta distribución es de 1,98 MeV.

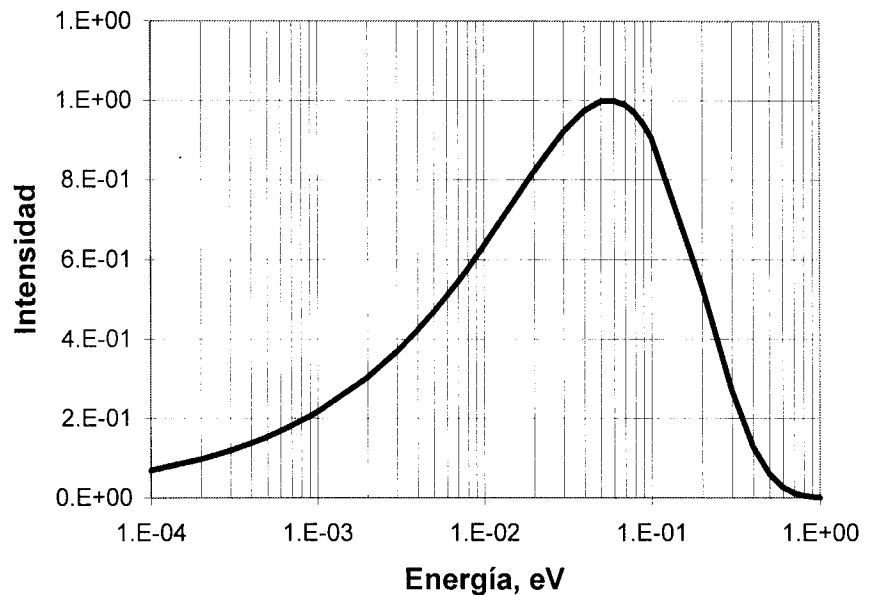


Figura 1.2.- Curva de distribución normalizada de velocidades para una temperatura de 1318°C.

En la figura 1.3 se puede observar todo el espectro de neutrones de un reactor nuclear, con sus regiones características.

1.4 Sección Eficaz Microscópica y Macroscópica

Cuando un haz de partículas cualesquiera (neutrones o fotones) incide sobre un blanco, éste dispersará y absorberá el haz, dependiendo de la energía de la partícula incidente y del material blanco (dimensiones, compuesto químico y densidad).

Definimos la tasa de colisión o choque como [12]:

$$\text{Tasa de colisión} \equiv \left(\begin{array}{c} \text{Número de partículas} \\ \text{incidentes por} \\ \text{cm}^2 \text{ por segundo} \end{array} \right) \times \left(\begin{array}{c} \text{Area efectiva} \\ \text{de cada núcleo} \\ \text{blanco en cm}^2 \end{array} \right) \times \left(\begin{array}{c} \text{Número total} \\ \text{de átomos o} \\ \text{núcleos en el blanco} \end{array} \right)$$

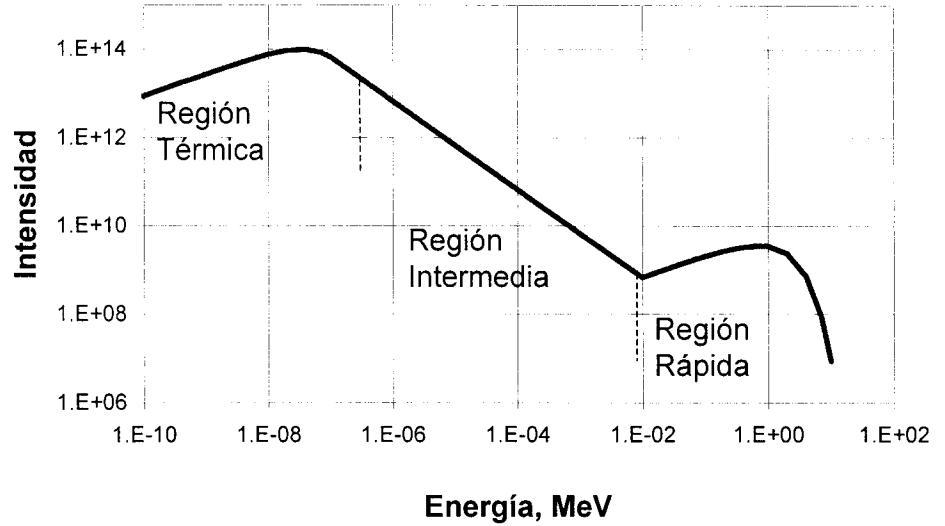


Figura 1.3. Espectro típico de neutrones en energía en un reactor nuclear.

Si representamos φ como el número de partículas incidentes por unidad de área por unidad de tiempo, N como el número de átomos o núcleos presentes en la muestra y σ como el área efectiva de cada átomo o núcleo, la tasa de colisión R viene dada por:

$$R = N\varphi\sigma \tag{4}$$

La sección eficaz efectiva dependerá de la energía de la partícula incidente y del tipo de reacción con la partícula. En la Figura 1.4 podemos apreciar, como ejemplo, la variación de la sección eficaz del cadmio con la energía[15]. Para neutrones, las reacciones pueden ser[12,18]: de absorción, de dispersión y de fisión. Cada una de éstas, a su vez, se subdivide como veremos en la sección 1.5. Denotaremos cada sección eficaz como σ_i , donde el subíndice i representa cualquiera de las reacciones antes mencionadas. Entonces, la sección eficaz total, teniendo en cuenta que cualquiera de las reacciones antes mencionadas tienen una probabilidad no nula, será:

$$\sigma_t = \sigma_a + \sigma_d + \sigma_f. \tag{5}$$

La sección eficaz macroscópica se define como,

$$\Sigma \equiv N\sigma, \tag{7}$$

donde N es el número de átomos por unidad de volumen y σ es la sección eficaz microscópica total. La unidad de Σ es de longitud⁻¹.

Definimos el flujo de neutrones [1,12,14] de un haz en un punto cualquiera como:

$$\phi \equiv \int_0^{\infty} n(v)v dv \tag{6}$$

donde $n(v)$ es la densidad de neutrones y v la velocidad.

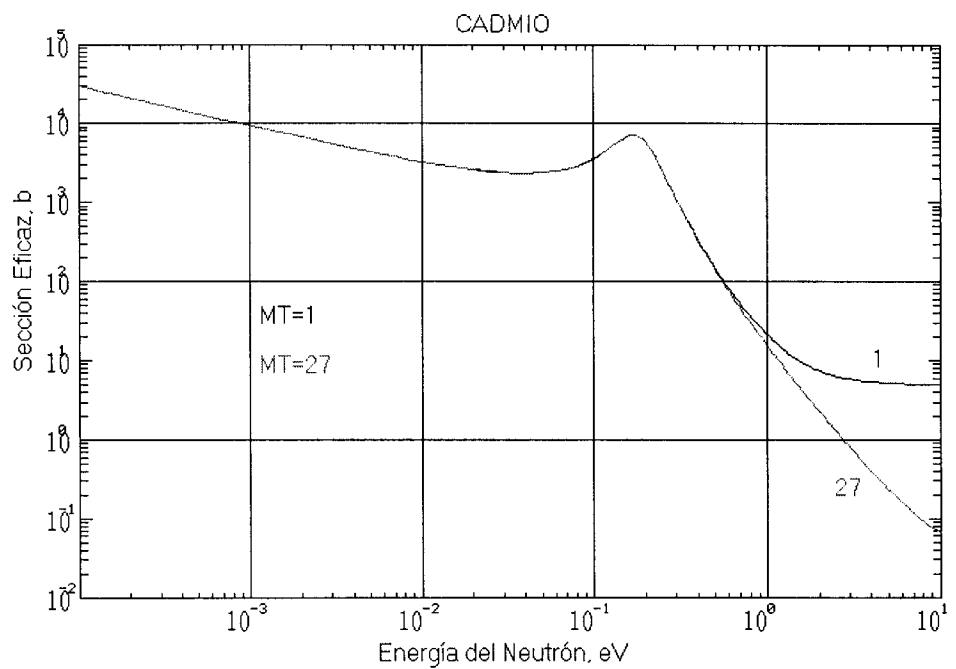


Figura 1.4.- Curvas de la sección eficaz total y de absorción del cadmio para neutrones en el rango térmico. (MT=1 total, MT=27 absorción).

1.5 Tipos de Interacción con la Materia[6,12,17,18]

Como ya se ha mencionado en la sección 1.1, los neutrones interactúan con los núcleos de los átomos mediante la interacción fuerte, produciendo diferentes tipos de reacciones nucleares con ellos, éstas son: absorción, dispersión y fisión. Estas reacciones nucleares dependen de la energía del neutrón incidente y del número másico del núcleo blanco.

A continuación, pasamos a explicarlas brevemente.

1.5.1 Absorción

- a) *Captura radiativa*: en este tipo de reacción, el núcleo absorbe el neutrón y forma un núcleo compuesto inestable que decae emitiendo una partícula beta y posteriormente uno o más fotones. A este tipo de reacción se le suele denotar como $A(n,\gamma)B$, donde A es el núcleo blanco y B es el núcleo residual. Para el rango de neutrones térmicos este tipo de reacción es la más común, disminuyendo la probabilidad con el aumento de la energía del neutrón hasta que se hace despreciable para neutrones rápidos. En la Figura 1.5 se puede ver como varía la sección eficaz para el gadolinio[15].

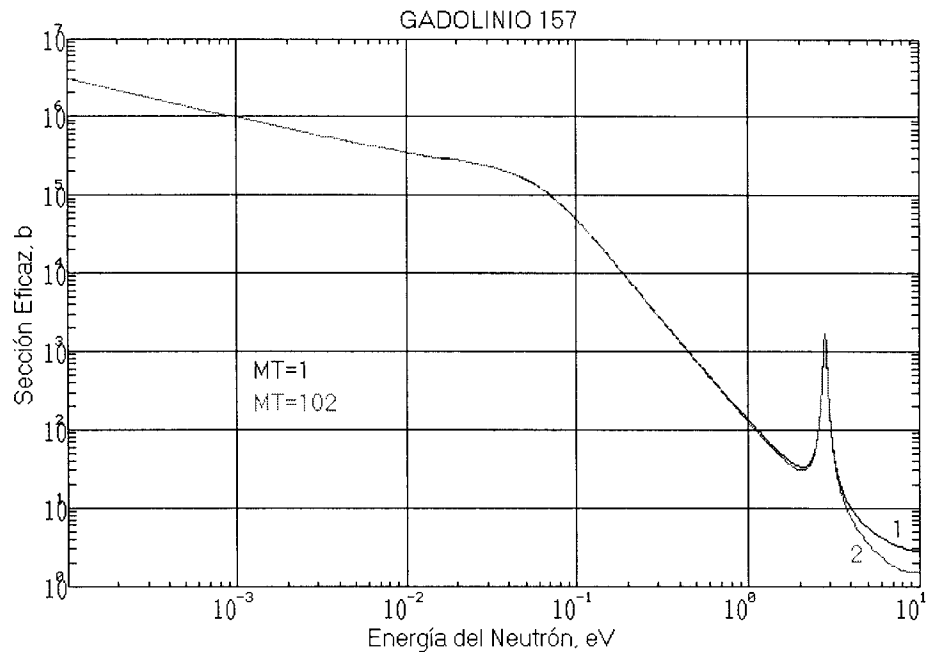


Figura 1.5.- Curva de sección eficaz del isótopo de gadolinio 157. MT=1 sección eficaz microscópica total y MT=102 sección eficaz microscópica de captura radiativa.

- b) (n,p) : en este tipo de reacción nuclear, el núcleo compuesto formado decae emitiendo un protón. Aunque esta reacción es del tipo umbral, es decir, el neutrón debe tener una energía cinética mínima, hay dos excepciones importantes para neutrones térmicos[18]:
- $n + {}^3_2\text{He} \rightarrow {}^3_1\text{H} + p + 0,76\text{MeV}$, $\sigma_{th} = 5400$ barn
 - $n + {}^{14}_7\text{N} \rightarrow {}^{14}_6\text{C} + p + 0,63\text{MeV}$, $\sigma_{th} = 1,75$ barn

La primera reacción es empleada para detectar neutrones térmicos en las facilidades de dispersión de neutrones, y la segunda, para control de la potencia térmica de un reactor nuclear.

c) (n,α) : en este tipo de reacción nuclear, el núcleo compuesto formado decae emitiendo una partícula alfa. Esta reacción también es del tipo umbral, sin embargo, como en el caso anterior, presenta excepciones para neutrones térmicos[18]:

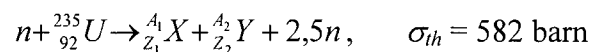
- $n + {}^6_3\text{Li} \rightarrow {}^3_1\text{H} + \alpha + 4,78\text{MeV}$, $\sigma_{th} = 945$ barn
- $n + {}^{10}_5\text{B} \rightarrow {}^7_3\text{Li} + \alpha + 2,79\text{MeV}$, $\sigma_{th} = 3840$ barn

1.5.2 Dispersión

- a) *Dispersión elástica*: se conserva la energía cinética del sistema neutrón-núcleo; el núcleo no absorbe la energía cinética del neutrón incidente. Se le suele denotar como $A(n,n)A$ o simplemente (n,n) .
- b) *Dispersión inelástica*: ésta es del tipo umbral, el neutrón requiere una energía mínima para que se lleve a cabo la interacción. Usualmente se da para neutrones rápidos.
- c) *Dispersión $(n,2n)$* : en este tipo de “dispersión” umbral, el núcleo compuesto excitado emite dos neutrones. La energía mínima requerida para que esta reacción se lleve a cabo es de 10 MeV.

1.5.3 Fisión

- a) *Fisión*: en esta reacción umbral, el neutrón absorbido produce una inestabilidad tal en el núcleo compuesto (el núcleo blanco suele ser de un número másico grande) que éste se fisiona en dos núcleos. Como en los casos (b) y (c) de 1.5.1, existen excepciones donde un neutrón térmico es capaz de producir la fisión del núcleo, el más conocido es:



donde X e Y representan los productos de la fisión del uranio con sus respectivos (Z,A) . La fracción de neutrones producidos es un promedio (2,5). En la Figura 1.6 se puede observar cómo varía la sección eficaz del

U-235 para este tipo de reacción[15]. La zona donde se observan varios picos muy juntos se denomina región de resonancia.

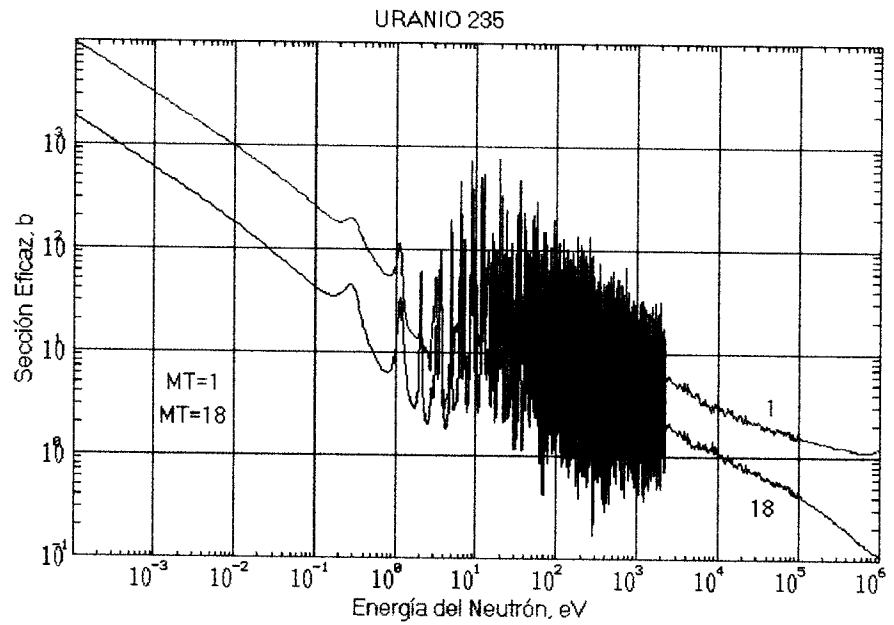


Figura 1.6.- Sección eficaz de fisión del uranio 235. MT=1 sección eficaz microscópica total, MT=18 sección eficaz microscópica de fisión.

Capítulo II

Introducción a la Neutrografía

2.1 La Neutrografía como un Método de Ensayo No Destructivo

Un ensayo no destructivo (END)[25] del tipo inspección es el resultado de la aplicación de métodos físicos para localizar defectos en materiales, componentes y conjuntos, sin dañarlos. Los ENDs son herramientas importantes de control de calidad que son empleados en las diferentes etapas de producción de un producto, así como durante su uso. Los ENDs se dividen en dos grupos: convencionales y no convencionales. En el primer grupo se encuentran la radiografía X, la gammagrafía, el ultrasonido, los líquidos penetrantes, etcétera, que son métodos de uso general. En el segundo grupo se ubican aquellos ensayos que por su uso son especializados, entre ellos tenemos a la neutrografía, termografía, emisión acústica, entre otros.

La neutrografía[4,5,7,20] es la imagen obtenida en una placa radiográfica por la atenuación y dispersión de los neutrones al atravesar un objeto. El proceso de obtención de una neutrografía se puede resumir en los siguientes pasos:

- Se hace incidir un haz homogéneo de neutrones sobre un objeto.
- El haz de neutrones queda modificado en cada punto de su sección transversal de acuerdo con los materiales y espesores atravesados: se forma la imagen neutrónica latente del objeto.
- El haz de neutrones modificado incide sobre una placa llamada convertidor, el objetivo de éste es convertir la imagen neutrónica latente en una imagen radioactiva (emisor de electrones de conversión, partículas alfa y/o beta), que permita formar la imagen en una placa radiográfica: formación de una imagen radioactiva latente del objeto.
- Se hace incidir la radiación del convertidor sobre la placa radiográfica para formar la imagen del objeto: imagen latente sobre la placa radiográfica.
- Se revela la placa radiográfica formando una imagen densitométrica real del objeto: NEUTROGRAFÍA.

La neutrografía es una técnica radiográfica similar a la radiografía X y gammagrafía. En la siguiente sección examinaremos las diferencias y similitudes con la radiografía X.

2.2 Diferencias y Similitudes con la Radiografía X.

La radiografía X y la neutrografía como técnicas radiográficas tienen muchas similitudes pero también diferencias, siendo la principal de ellas la forma diferente que tienen los fotones X y los neutrones de interactuar con la materia. A continuación mostraremos las similitudes entre ambas técnicas.

2.2.1 Similitudes entre la Neutrografía y la Radiografía X.

- Ambas técnicas registran la imagen del objeto sobre una película radiográfica.
- Ambas se procesan y analizan en forma similar.
- Las dos técnicas usan colimadores, chasis o cassettes, elementos de contraste, pantallas intensificadoras e indicadores de calidad de imagen.

2.2.2 Diferencias entre la Neutrografía y la Radiografía X.

- A diferencia de los rayos X, los neutrones no forman la imagen directamente sobre la película; se requiere un convertidor.
- Las imágenes obtenidas por ambas técnicas son diferentes debido a la forma en que interactúan los neutrones y los fotones X con la materia.
- Mientras los neutrones son más “opacos” a los elementos ligeros, los fotones X son más opacos a los elementos pesados (ver Figura 2.1). Esto hace que ambas técnicas se complementen.
- A diferencia de la radiografía, con neutrografía podemos observar materiales orgánicos dentro de estructuras metálicas.
- Debido al mayor riesgo radiológico en el uso de neutrones no se puede hacer neutrografías de objetos vivos sin causarles daño.

2.3 Características Físicas de una Facilidad de Neutrografía

Una facilidad de neutrografía está conformada por las siguientes partes:

- Fuente de neutrones.
- Filtros para radiaciones gammas y/o neutrones.

- Colimador de neutrones.
- Dispositivos para el registro de la imagen.

En la figura 2.2 se muestra los componentes principales de un sistema de neutrografía.

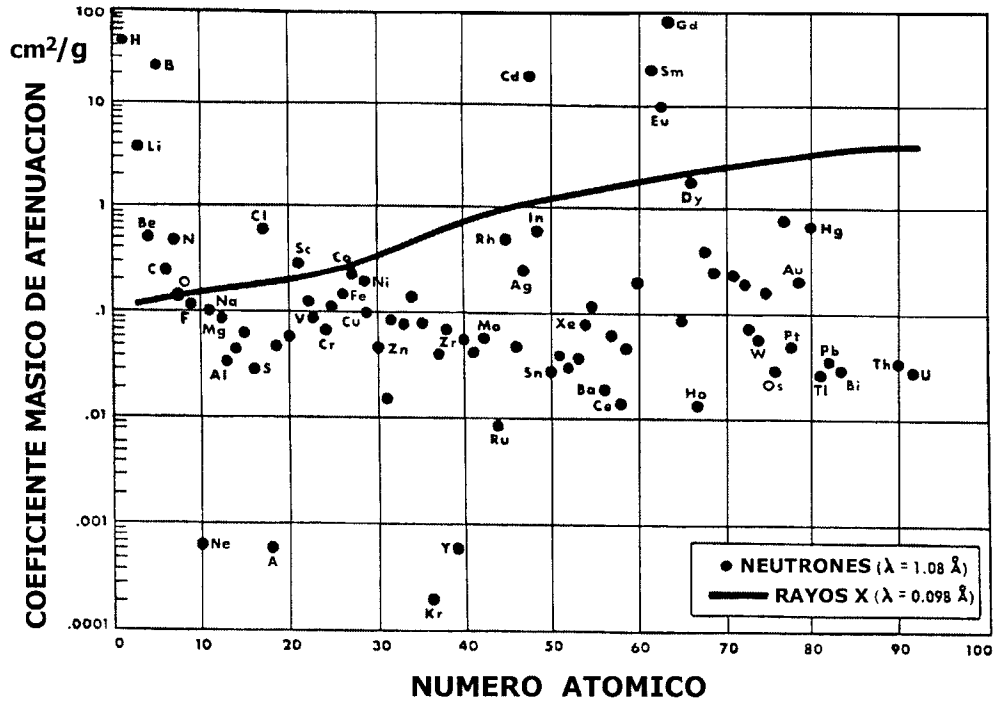


Figura 2.1.- Variación del coeficiente másico de absorción con el número atómico para neutrones y rayos x. Nótese la dispersión en los valores del coeficiente másico de absorción para el caso de neutrones.

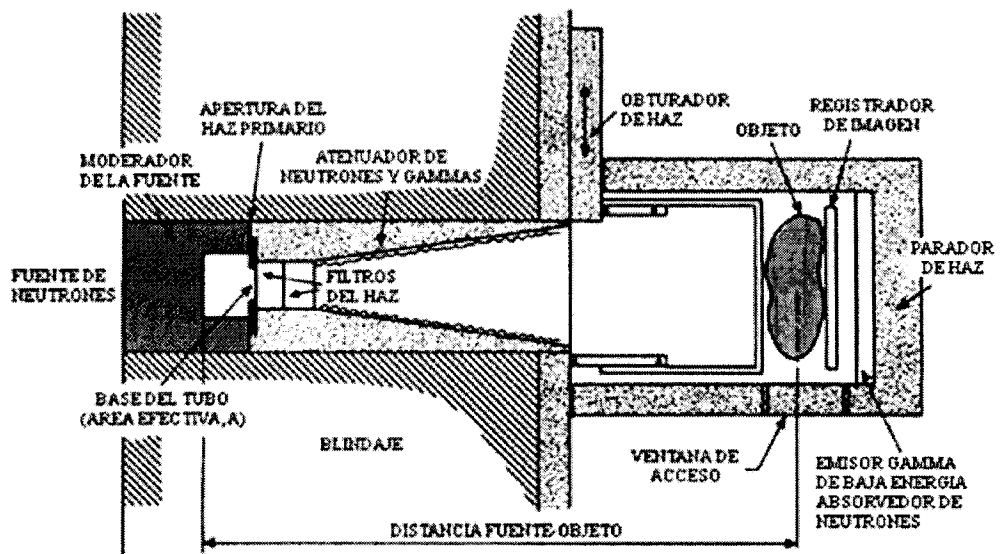


Figura 2.2.- Principales componentes de un sistema de neutrografía[19].

La fuente de neutrones puede ser un reactor nuclear (ésta es la más intensa), una fuente radiactiva (reacción (α, n) o por fisión espontánea) o un acelerador de partículas; en la Tabla 2.1 se puede apreciar las características físicas de cada tipo de fuente de neutrones.

Tabla 2.1.- Características físicas de las fuentes de neutrones para neutrografía[20]

Fuente	Tipo de Haz	Flujo en la entrada del Colimador ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}$)	Características Típicas del Haz		
			Intensidad en el detector ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}$)	Razón L/D	Razón Cd
Reactor Nuclear	Radial Tangencia l	10^{14} 10^{13}	10^8 10^7	200 200	2-5 10-50
Acelerador Be(d,n); 3 MeV; 400 μA	Radial	3×10^9	2×10^5	33	5-20
Radioisótopo: 5 mg de Cf-252	Radial	3×10^9	2×10^5	18	2-10

Si la fuente es un reactor nuclear, se recomienda el empleo de un filtro para reducir la radiación gamma proveniente del núcleo del reactor, y de un filtro de neutrones rápidos. Los filtros más comunes son: bismuto para gamma y zafiro o silicio para neutrones, estos dos últimos en forma cristalina para disminuir la atenuación de los neutrones térmicos del haz.

El tipo de colimador que suele emplearse es el cónico o divergente, por presentar las ventajas de un mayor flujo de neutrones y de una mayor área de exposición. En la Figura 2.3 se muestran los diferentes tipos de colimadores que se emplean con los haces de neutrones.

El dispositivo de registro de la imagen consta de un convertidor y de una placa fotosensible donde se registra la imagen, ésta suele ser una placa radiográfica. En la sección 2.4 veremos otras formas de registro de la imagen producida en el convertidor.

2.4 Métodos de Formación de Imagen

Dependiendo del tipo de convertidor que ha de emplearse hay diferentes métodos de

formación de imagen con neutrones. Estos convertidores, necesarios para la formación de la imagen en un registrador tal como una placa radiográfica, se clasifican según su forma de decaimiento en *estables* (no hay formación de elementos radioactivos) y *radioactivos*. En la Tabla II se muestran algunos de los convertidores más empleados en neutrografía.

A continuación se discutirá sobre los métodos de formación de imagen empleados en neutrografía.

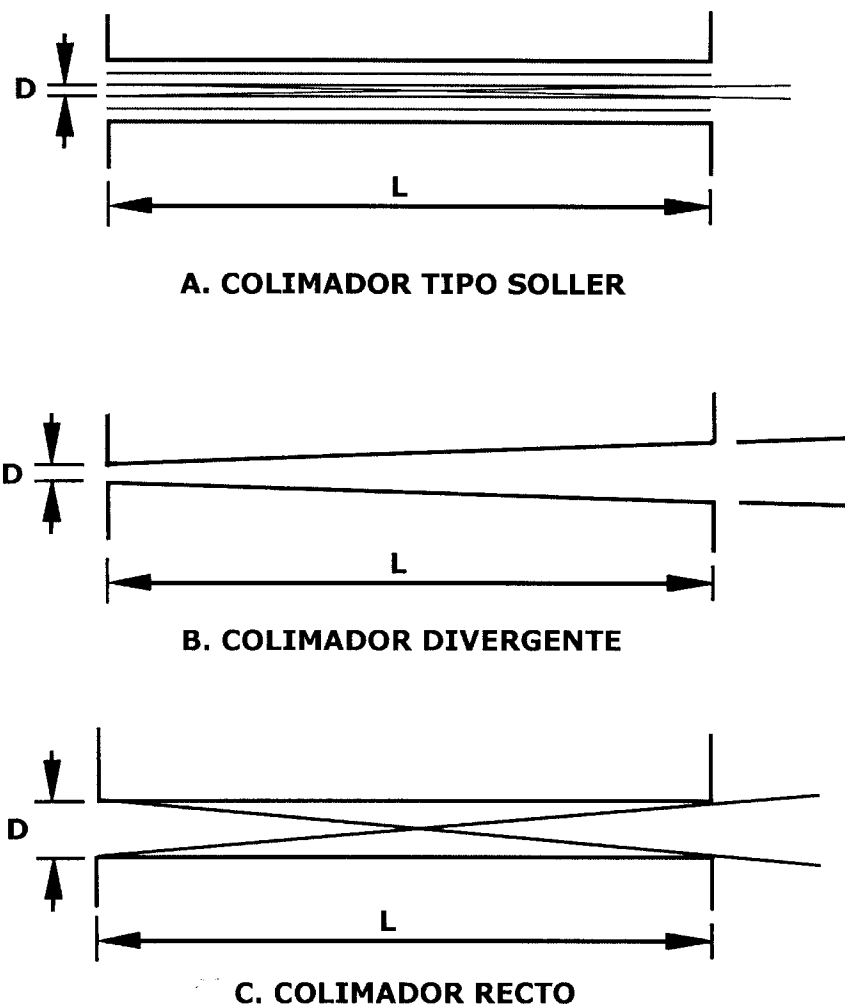


Figura 2.3.- Tipos de colimadores empleados con haces de neutrones[7,20].

2.4.1 Método Directo

Se denomina así porque el convertidor y la película radiográfica se exponen juntos al haz de neutrones, así la imagen del objeto se registra sobre la película

“directamente” mientras se irradia. En la Figura 4 se puede apreciar cómo se forma la imagen.

Tabla 2.2.- Tipo de convertidores empleados en neutrografía[4,7,10,20]

Material	Abundancia del padre (%)	Reacción	Sección eficaz (barn)	Vida media	Emisión	
					Tipo	Máxima Energía (MeV)
Litio	7,4	$\text{Li}^6(n,\alpha)\text{H}^3$	935	estable	α	4,7
Gadolinio	14,7	$\text{Gd}^{155}(n,e)\text{Gd}^{156}$	58000	estable	e	0,14
	15,7	$\text{Gd}^{157}(n,e)\text{Gd}^{158}$	240000	estable	e	0,13
Disproσιο	28,1	$\text{Dy}^{164}(n,\beta)\text{Dy}^{165}$	800	2,3 h	β	1,29
		$\text{Dy}^{164}(n,\beta)\text{Dy}^{165m}$	2000	1,26 min	β	1,04
Indio	95,7	$\text{In}^{115}(n,\beta)\text{In}^{116}$	45	14 s	β	3,3
		$\text{In}^{115}(n,\beta)\text{In}^{116m}$	154	54 min	β	1,0

Este método tiene la ventaja de la rapidez en la formación y registro de la imagen, pero la desventaja radica en que se requiere un buen filtrado de la radiación gamma para que la imagen tenga buen contraste. Como requisito para la aplicación de este método la relación del flujo de neutrones a la tasa de exposición gamma debe ser mayor a $5 \times 10^4 \text{ n/mR}\cdot\text{cm}^2$.

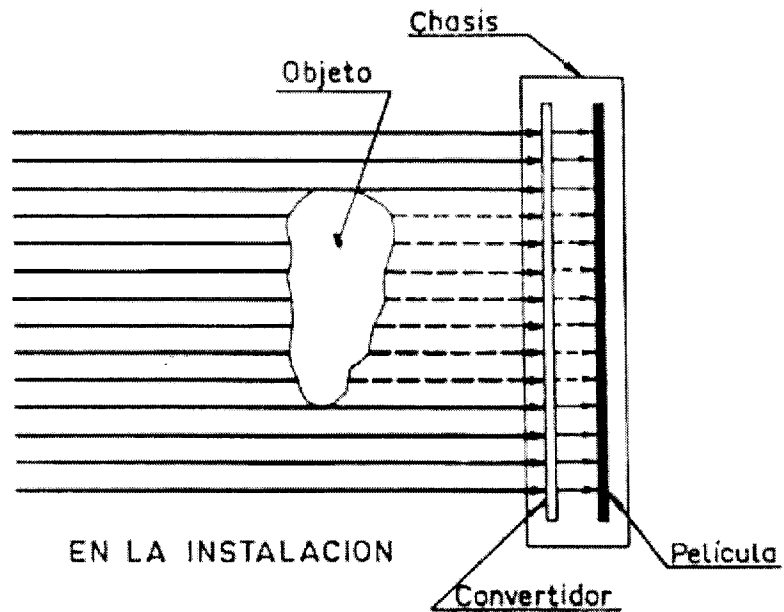


Figura 2.4.- Método directo de formación de imagen[2].

El convertidor más empleado en este método es el gadolinio, por sus propiedades físicas tales como su sección eficaz, la radiación emitida (mayor resolución) y dureza (se pueden fabricar láminas muy delgadas - $< 100 \mu m$), ver Tabla 2.2.

2.4.2 El Método Indirecto

En este método se expone sólo el convertidor al haz de neutrones, obteniéndose una imagen radioactiva latente del objeto después de la irradiación. Luego esta imagen es transferida por contacto a una película radiográfica, ver figura 2.5.

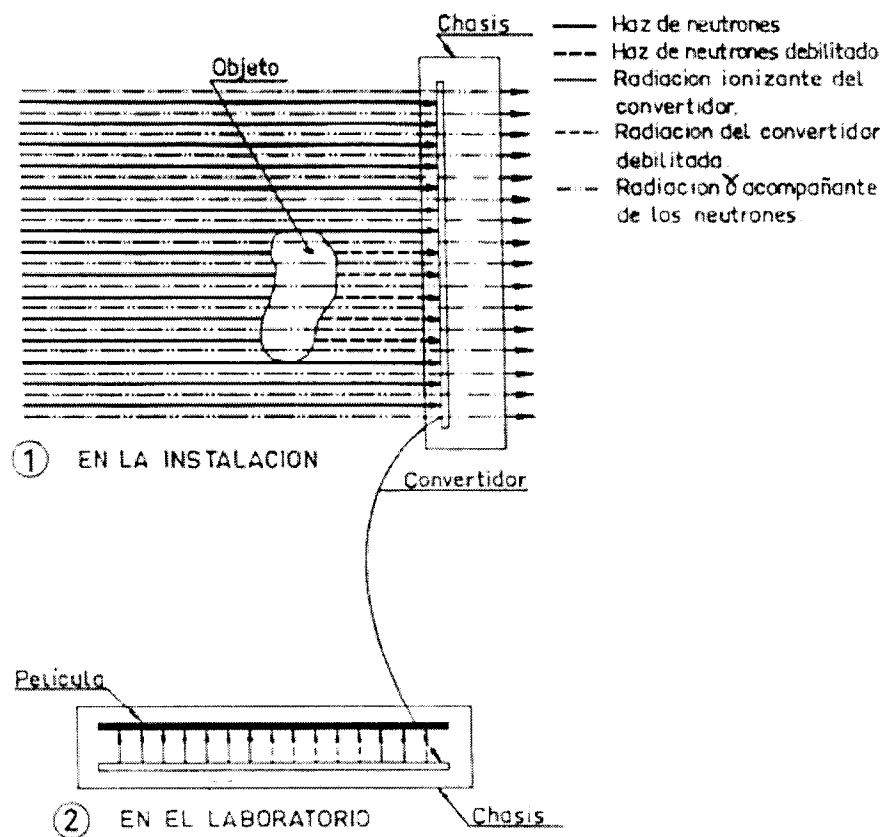


Figura 2.5.- Método indirecto de formación de imagen[2].

La imagen obtenida por este método presenta mayor contraste debido a la ausencia de la radiación gamma del haz que produce una gammagrafía

superpuesta a la neutrografía del objeto. Además, este método permite radiografiar objetos muy radioactivos, tales como los elementos combustibles de un reactor nuclear. Su desventaja radica en el tiempo de formación de la imagen y en el cuidado que debe tenerse al manipular el convertidor, que de acuerdo con la Tabla 2.2 son emisores beta.

Los materiales convertidores empleados usualmente con este método son el disprosio y el indio, que presentan una gran sección eficaz y una vida media corta (ver Tabla 2.2).

2.4.3 El Método en Tiempo Real

En este método la imagen del objeto se observa en una pantalla de vídeo mientras éste se expone al haz, de ahí el nombre de “tiempo real”. La imagen se forma de la siguiente manera: el haz de neutrones modulado por el objeto (imagen neutrónica latente) incide sobre una placa centelladora que produce luz al incidir un neutrón sobre ella, y forma una imagen luminosa del objeto, la cual luego es registrada y amplificada por un sistema óptico especial, que convierte la señal luminosa del convertidor en una señal de vídeo, que se observa en una pantalla de TV, ver Figura 2.6.

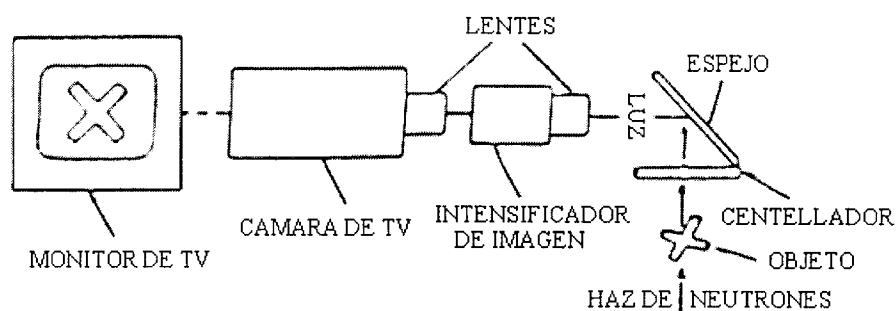


Figura 2.6.- Sistema de formación de imagen en tiempo real[20].

El material convertidor empleado en este método es el litio, porque presenta la ventaja de producir partículas alfa libres de radiación gamma, mientras que el boro, al decaer emitiendo una partícula alfa, emite además un fotón gamma de 477 keV, que al interactuar con el material centellador producirá una imagen luminosa.

La ventaja de este método está en que se puede observar objetos en movimiento, pero las imágenes así obtenidas son de baja resolución comparadas con las imágenes obtenidas por el método directo. Al igual que en el método directo, la radiación gamma de fondo, que acompaña al haz de neutrones, produce imágenes de bajo contraste. Sin embargo, aplicando algoritmos de filtrado de tratamiento de imágenes por computadora, este problema puede ser minimizado.

2.4.4 El Método de Huellas Nucleares

Este método está basado en el daño que producen las partículas alfa sobre un material plástico, el cual hace las veces de película, y es muy similar al método directo: se irradia el convertidor, que en este caso es una lámina muy delgada de boro o litio y el detector plástico en donde se formará la imagen. Al no emplear películas fotográficas o fotosensibles no es necesario el uso de un cuarto oscuro, ver Figura 2.7.

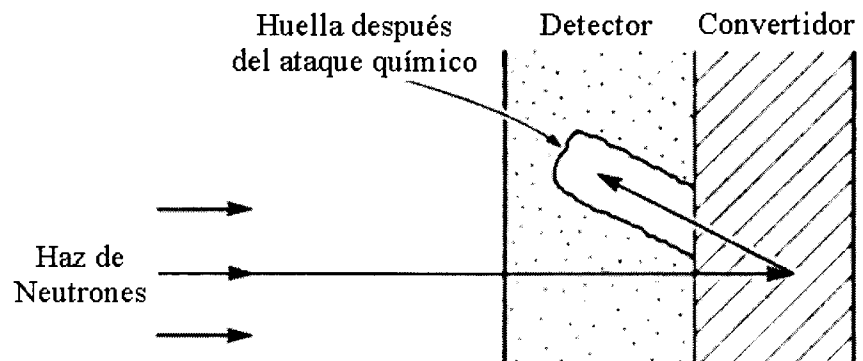


Figura 2.7.- Método de Huellas Nucleares. Se aprecia la huella formada en el detector donde se forma la imagen después de un ataque químico[9].

Las ventajas de este método radican en la resolución y en que el detector es insensible a la radiación gamma de fondo del haz. Sus desventajas están en el bajo contraste, en el cuidado que debe tenerse para el revelado de la imagen (ataque con ácidos muy corrosivos) y en que el detector plástico empleado es muy inflamable.

2.5 Física de la Formación de la Imagen

Las variables físicas que afectan la formación de una imagen con neutrones en una película radiográfica son: la divergencia del haz colimado, las secciones eficaces de absorción y dispersión del material expuesto, el método empleado, el tipo de película y el proceso de revelado. Examinaremos sólo las variables relevantes para el registrador de imagen del tipo película (material fotosensible) porque fue el empleado en el presente trabajo.

2.5.1 Colimado y Resolución

Como ya se mencionó el colimador usualmente empleado en neutrografía es el divergente o cónico. Las paredes de este colimador se recubren de un material absorbente de neutrones, como el cadmio o el boral (mezcla de boro y aluminio) para evitar la dispersión en ellas.

Aplicando los métodos de la óptica geométrica a nuestro caso, podemos determinar aproximadamente la corriente neutrónica colimada ϕ_c y la divergencia del haz[7,9,20],

$$\phi_c = \frac{1}{16} \phi_0 \left(\frac{d_c}{L_c} \right)^2, \quad (1)$$

donde ϕ_0 es el flujo de neutrones incidente al colimador, d_c el diámetro de la abertura del colimador cónico y L_c la longitud del colimador. Al factor d_c/L_c se le denomina divergencia del colimador, y como veremos más adelante está ligado a la resolución geométrica. En la norma ASTM E803[24] se indica un método experimental para calcular este factor. En reactores nucleares es usual encontrar factores de divergencia $d/L > 100$ [7,20], ver Tabla 2.1.

De la Figura 2.8, definimos la resolución geométrica[7,20] del haz como:

$$R_g = d_c \left(\frac{L_{o-i}}{L_c} \right). \quad (2)$$

Vemos que la resolución así definida depende de la distancia objeto-registrador.

2.5.2 Interacción Neutrón-Objeto

La magnitud de la interacción neutrón-objeto en neutrografía se determina empleando la sección eficaz macroscópica del objeto. La sección eficaz macroscópica en la posición z dentro del objeto viene dado por la siguiente expresión:

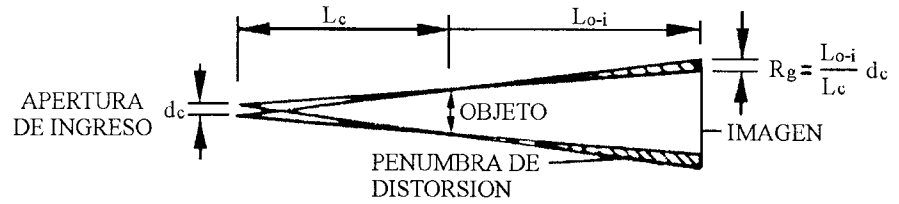


Figura 2.8.- Definición de la resolución geométrica[7,20].

$$\Sigma(z) = \sum_i \sigma_i N_i(z), \quad (3)$$

donde σ_i es la sección eficaz microscópica del i -ésimo elemento que conforma el objeto y $N_i(z)$ es el número de átomos del i -ésimo elemento en la posición z dentro del objeto.

Las reacciones nucleares de los neutrones con la materia se dividen en tres grupos, como se mostró en el Capítulo I: absorción, dispersión y fisión. A cada reacción nuclear en particular se le asocia una sección eficaz microscópica, la cual representa la probabilidad de que dicha reacción se lleve a cabo. En neutrografía, se suele emplear la sección eficaz macroscópica, cuya inversa representa el camino libre medio del neutrón en un determinado medio.

De las reacciones nucleares mencionadas sólo dos tienen importancia en neutrografía: la absorción y la dispersión; la fisión no tiene relevancia en neutrografía, en tanto se trate solamente de la absorción del neutrón. Entonces, la sección eficaz total de un objeto vendrá dada por dos contribuciones[9]:

$$\Sigma_T(z) = \Sigma_a(z) + \Sigma_s(z), \quad (4)$$

donde,

$$\Sigma_a(z) = \sum_i \sigma_{a,i} N_i(z), \quad (4a)$$

es la correspondiente a la absorción,

y

$$\Sigma_s(z) = \sum_i \sigma_{s,i} N_i(z), \quad (4b)$$

la correspondiente a la dispersión.

Para el caso de absorción pura, la disminución de la corriente neutrónica al atravesar el objeto viene dada por:

$$\frac{d\phi}{dz} = -\Sigma_a(z)\phi(z). \quad (5)$$

Integrando (5) se obtiene[9],

$$\phi_{trans}(z) = \phi_{obj} \exp\left[-\int_0^z \Sigma_a(s) ds\right], \quad (6)$$

donde ϕ_{obj} es el flujo de neutrones en $z = 0$ y ϕ_{trans} es el flujo transmitido en la posición z . Si el medio es uniforme, es decir si la sección eficaz no depende de la posición, el flujo transmitido de neutrones viene expresado por:

$$\phi_{trans}(z) = \phi_{obj} \exp[\Sigma_a \cdot z]. \quad (7)$$

Un factor importante en neutrografía es el espesor del material que se requiere para reducir a la mitad el flujo de neutrones, que para el caso anterior este viene dado por[9]:

$$z_{1/2} = \frac{\ln(2)}{\Sigma_a}. \quad (8)$$

Así como la absorción disminuye el flujo de neutrones, así también lo hace la dispersión, pero en forma más complicada. El flujo transmitido, si empleáramos la ecuación (7), dará un valor menor que el experimental, debido a la contribución adicional de los neutrones dispersados a la posición de medición, ver Figura 2.9.

La absorción no deteriora la resolución de la imagen, porque la corriente saliente ϕ_{trans} es una corriente que no ha colisionado con el objeto, en cambio,

la dispersión produce un deterioro de la resolución debido a la contribución de neutrones fuera del haz dispersados hacia la película.

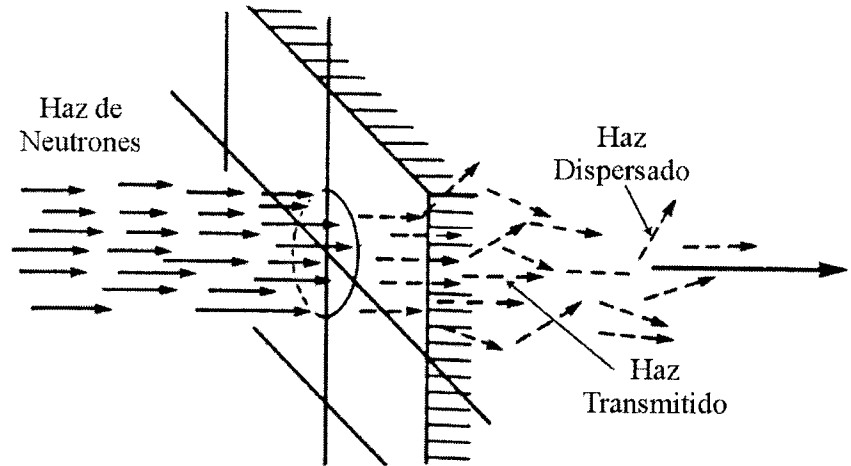


Figura 2.9.- Absorción y dispersión del haz de neutrones al atravesar un objeto[9].

El haz transmitido sin colisiones en la posición z viene dado por la siguiente expresión[9]:

$$\phi_{sin_col}(z) = \phi_{obj} \exp \left[- \int_0^z \Sigma_T(t) dt \right]. \quad (9)$$

En la ecuación (9) se ha tomado la sección eficaz total, en tanto ésta representa a todas las posibles formas de interacción del neutrón con la materia, así, la ecuación (9) representa el flujo transmitido que no ha interactuado (sin colisionar) con el objeto.

Como ya se mencionó líneas arriba, en un punto cualquiera del espacio además de los neutrones sin colisionar tenemos los neutrones dispersados. Entonces, el flujo total en una posición z cualquiera vendrá dado por:

$$\phi_{TOTAL}(z) = \phi_{sin_col}(z) + \phi_{disp}(z). \quad (10)$$

Este flujo $\phi_{disp}(z)$ es el causante de la pérdida de resolución adicional a la resolución geométrica. Como ejemplo veamos cómo la dispersión produce la pérdida de resolución; consideremos dos láminas unidas de igual espesor pero de diferentes secciones eficaces macroscópicas, ver Figura 2.10. En el caso de

la Figura 2.10(a), ambos materiales presentan una sección eficaz macroscópica principalmente de absorción ($\sigma_s < 5\sigma_a$), y en el caso de la Figura 2.10(b), el material 2 es más dispersor que el material 1.

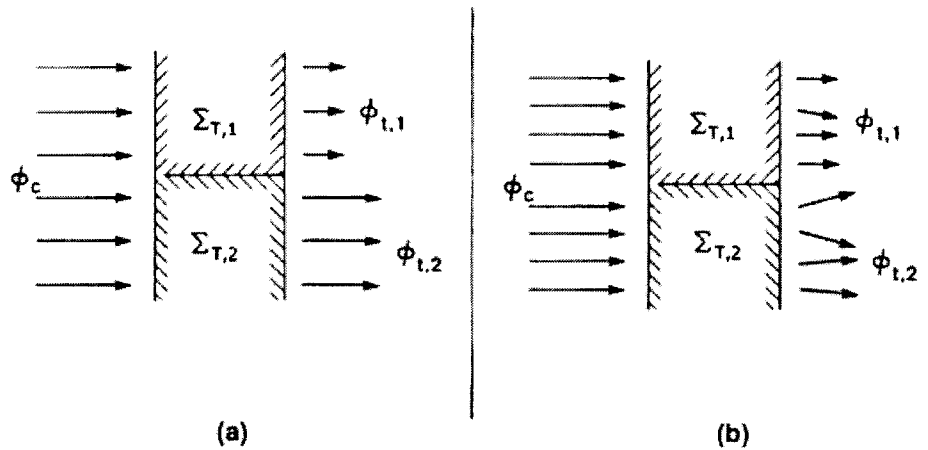


Figura 2.10.- Atenuación de una haz de neutrones: $\Sigma_1 > \Sigma_2$. (a), $\sigma_s < 5\sigma_a$ para ambos y en (b), $\sigma_{s,1} < 5\sigma_{a,1}$ y $\sigma_{s,2} > 5\sigma_{a,2}$. [9]

Se define la función de forma (build-up) [9] por:

$$B(\Sigma_a, \Sigma_s, z) = \frac{\phi_{Total}(z)}{\phi_{sin_col}(z)}, \tag{11}$$

función que da cuenta del incremento de la corriente debido a la dispersión y geometría del objeto. Así, el flujo puede expresarse por:

$$\phi_{Total}(z) = B(\Sigma_a, \Sigma_s, z) \phi_{obj} \exp\left[-\int_0^z \Sigma_{TOTAL}(t) dt\right]. \tag{12}$$

Los valores de la función de forma están tabulados para diferentes materiales y formas del objeto, pero éstos suelen ser evaluados experimentalmente.

2.5.3 Método de Formación de Imagen

El método de formación de imagen también influye en la resolución de una imagen, principalmente debido a que la imagen es formada por la radiación secundaria emitida por el convertidor; por lo que será mejor para el método directo que para el indirecto, ya que la energía de los electrones del convertidor de gadolinio es mucho menor que la radiación beta del disprosio o indio, ver Tabla 2.2. Si empleamos la ecuación empírica de Katz y Penfold para el

alcance de las partículas beta[10],

$$R_0 = 412 E_0^{(1,265-0,954 \ln(E_0))}, \quad (13)$$

donde R_0 está dado en mg/cm^2 y E_0 en MeV , a las partículas de los convertidores de disprosio e indio, se obtiene un alcance entre 22 y 51 mg/cm^2 , teniendo en cuenta que la energía promedio de un espectro beta es aproximadamente $0,3E_{máx}$, pero para el gadolinio éste es menor a $0,9 mg/cm^2$.

2.5.4 Tipo de Película

Como dijimos en 2.2.1 las películas empleadas en neutrografía son las mismas que se utilizan en radiografía. En el mercado local, las más utilizadas son AA-5 y SR de KODAK y, D7 y D3-SC de AGFA-GEVAERT. En la Tabla 2.3 se muestran algunas características de las películas de estas dos marcas.

Tabla 2.3.- Comparación entre marcas de películas[19]

Velocidad relativa	Marca	
	Agfa-Gevaert	Kodak
1	Structurix D7	AA-5
3.8	Structurix D4	M
8	Structurix D3	R
15	Structurix D2	

La velocidad de respuesta de un tipo de película depende físicamente del tamaño de grano de la emulsión. Así, una película como la AA-5 de Kodak presenta un grano relativamente grueso comparado con la película R de Kodak, esta última de grano fino. Entonces, una película de grano fino dará una mejor resolución que una película rápida como la AA-5 o la D7, con el inconveniente que las películas de grano fino deben exponerse mucho más tiempo que las de grano grueso.

Además, las películas con emulsión en una sola cara (usualmente las películas radiográficas son con emulsión en las dos caras), denominadas con las siglas en inglés SC (single-coated), son las de mayor resolución en el campo de la radiografía, y en la marca Kodak ésta solamente se aplica al tipo R y en la marca Agfa-Gevaert al D3, por ser películas de grano fino.

2.5.5 Proceso de Revelado

El proceso de revelado no influye en la resolución, pero sí en el contraste y por ende en la calidad de la imagen. Un buen revelado nos asegura la duración de la película: evita la “descoloración”. Se recomienda seguir las recomendaciones del fabricante de los reactivos químicos que se van a emplear.

Un factor que no se ha tomado en cuenta es el espacio vacío formado entre el convertidor y la película, el cual también afecta a la resolución[11]. Es por ello que se emplean chasis al vacío para reducir este factor.

Ahora que sabemos cuales son los factores que afectan la calidad de imagen y la resolución, veamos cómo se forma la neutrografía.

2.5.6 Formación de la Imagen

El convertidor es una lámina delgada de un material altamente absorbente de neutrones, es decir, con una sección eficaz macroscópica grande ($\Sigma_a > 10 \text{ cm}^{-1}$). La finalidad del convertidor es producir una radiación secundaria capaz de ennegrecer una película radiográfica, ver Figura 2.11, esta radiación secundaria puede ser aprovechada inmediatamente después de la captura (método directo) o puede ser aprovechada en un tiempo posterior (método indirecto), durante el decaimiento del radioisótopo producido por captura neutrónica en el convertidor.

Teniendo en cuenta la uniformidad del convertidor, el flujo de neutrones en una posición z_i dentro del convertidor es (ver Figura 2.11) según la ecuación (7):

$$\phi(z_i) = \phi_{obj} \exp[-\Sigma_a(z_i - z_0)], \quad (14)$$

donde Σ_a es la sección eficaz macroscópica de absorción del convertidor. La tasa de absorción de neutrones por unidad de volumen en z_i es:

$$\begin{aligned} R_a(z_i) &= \Sigma_a \phi(z_i), \\ &= \Sigma_a \phi_{Total} \exp[-\Sigma_a(z_i - z_0)]. \end{aligned} \quad (15)$$

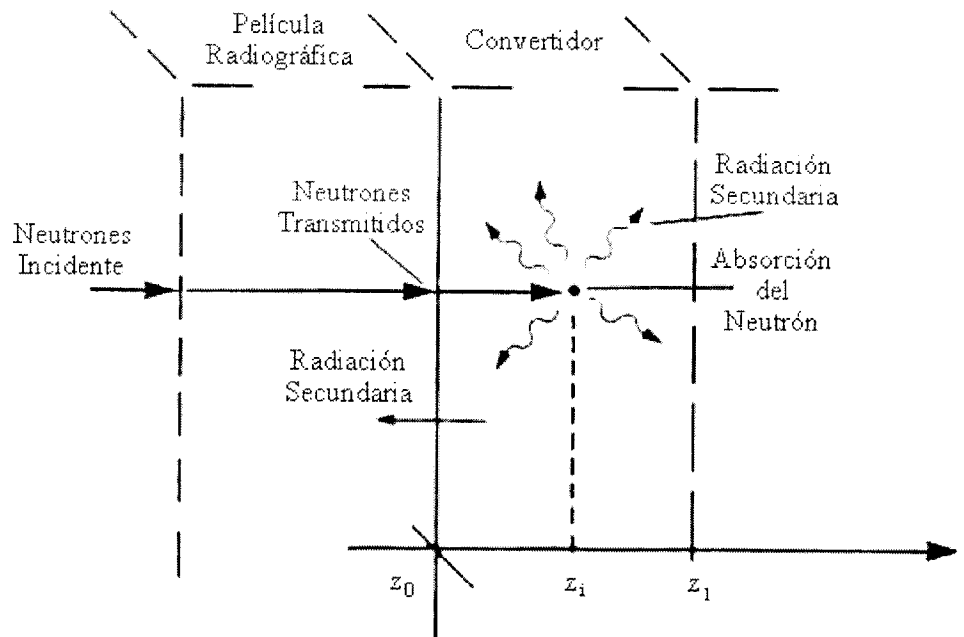


Figura 2.11.- Producción de radiación secundaria por el convertidor. Nótese que el haz de neutrones atraviesa la película sin interactuar con ella[8].

La tasa de la radiación secundaria[9] producida en z_i (la cual es directamente proporcional a la tasa de absorción), es

$$Y(z_i) = \varepsilon \cdot R_a(z_i),$$

$$= \varepsilon \cdot \Sigma_a \phi_{Total} \exp[-\Sigma_a(z_i - z_0)], \quad (16)$$

donde ε es un factor de proporcionalidad, que tiene en cuenta la eficiencia en la producción de la radiación secundaria y depende del tipo de convertidor.

Una vez producida la radiación secundaria, existe la probabilidad de que esta radiación escape del convertidor y llegue a la película[9], llamemos $P(z_i \rightarrow z_0)$ a esta probabilidad. Entonces, el flujo de la radiación secundaria que se dirige hacia la película estará dado por:

$$\psi_{rad_sec} = \int_{z_0}^{z_1} Y(z_i) P(z_i \rightarrow z_0) dz_i. \quad (17)$$

Como la radiación secundaria emitida es isotrópica, podemos asumir un decrecimiento tipo exponencial de la probabilidad de escape[9]:

$$P(z_i \rightarrow z_0) = \exp[-\mu \cdot (z_i - z_0)], \quad (18)$$

donde μ es el coeficiente de absorción del convertidor a la radiación

secundaria. Entonces, el flujo de la radiación secundaria incidente sobre la película es:

$$\psi_{rad_sec} = \varepsilon \cdot \Sigma_a \cdot \phi_{Total} \int_{z_0}^{z_1} \exp[-\Sigma_a(z_i - z_0)] \exp[-\mu(z_i - z_0)] dz_i \quad (19)$$

El ennegrecimiento de la película radiográfica es función de la fluencia de la radiación secundaria incidente sobre ella, y por tanto del tiempo según la relación

$$E(x, y) = \int_0^{t_{ir}} \psi_{rad_sec}(x, y, t) dt, \quad (20)$$

donde $E(x, y)$ es una función espacial que denominamos exposición y t_{ir} es el tiempo durante el cual la radiación secundaria incide sobre la película.

Como ya se ha mencionado, la exposición de la película a la radiación secundaria depende del método empleado. Así, para el caso directo, t_{ir} será el tiempo de irradiación al haz de neutrones y la radiación secundaria $\psi_{rad_sec}(t) = \psi_{rad_sec}$ será constante durante la exposición a este haz,

$$E(x, y) = \psi_{rad_sec}(x, y) \cdot t_{ir}, \quad (21)$$

ver Figura 2.12.

Para el caso indirecto, habrá que tener en cuenta el decaimiento radiactivo del convertidor,

$$E(x, y) = \int_{t_1}^{t_2} \psi_{rad_sec}(x, y, t_1) \cdot e^{-\lambda t} \cdot dt. \quad (22)$$

De la Figura 2.12, el intervalo $(t_2 - t_1)$ se denomina tiempo de contacto y el intervalo $(t_1 - t_{ir})$ el tiempo de espera antes de iniciar el contacto. Integrando la expresión anterior obtenemos

$$E(x, y) = \frac{\psi_{rad_sec}(x, y, t_1)}{\lambda} (e^{-\lambda t_1} - e^{-\lambda t_2}), \quad (23)$$

donde λ es la constante de decaimiento del isótopo activado.

Finalmente, la densidad óptica $D(x, y)$ producida sobre la película es proporcional a la exposición, aunque esta proporcionalidad no siempre es lineal, pues depende de la curva característica de la película radiográfica, en la cual existe una región donde la densidad óptica es directamente proporcional a

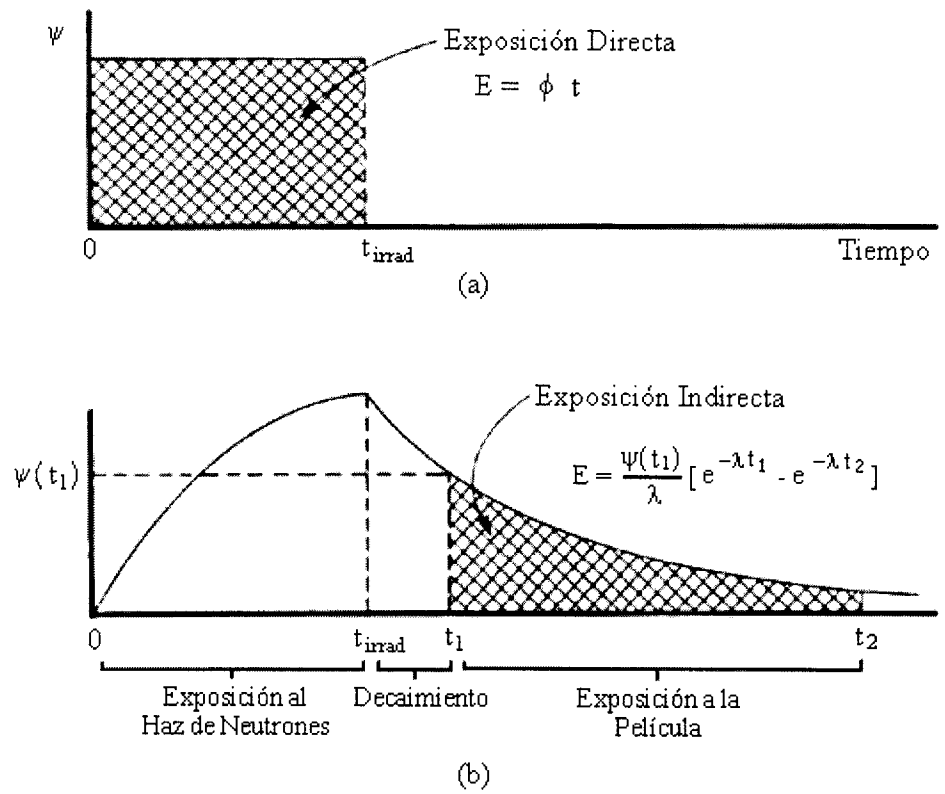


Figura 2.12.- Descripción gráfica de la exposición sobre una película para el método directo (a) y para el método indirecto (b) [9].

la exposición, ver figura 2.13. Es en esta región donde se realizan los cálculos para encontrar la exposición necesaria para alcanzar la densidad óptica requerida.

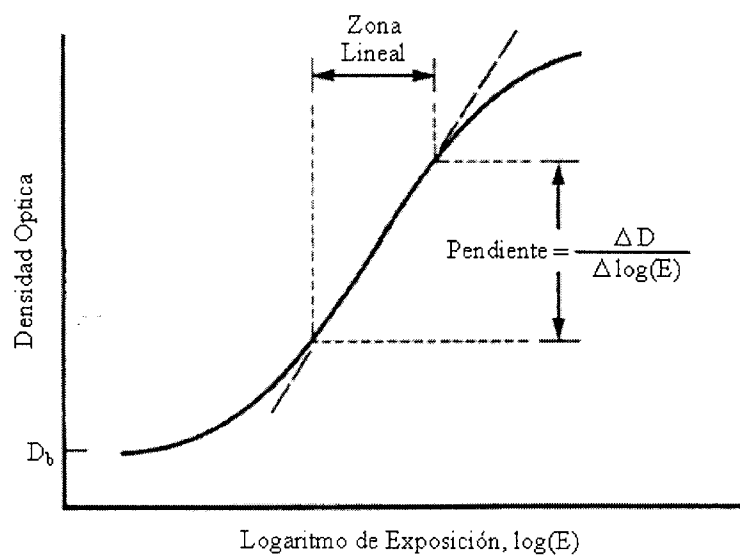


Figura 2.13.- Curva característica de una película y nomenclatura utilizada. D_b es la densidad óptica de fondo[9].

La densidad óptica se define como:

$$D(x, y) = \log \left| \frac{I_0(x, y)}{I_f(x, y)} \right| \tag{24}$$

donde $I_0(x,y)$ es la intensidad de luz incidente sobre la película y $I_f(x,y)$ es la intensidad de luz transmitida por la película.

Para nuestro caso,

$$D(x, y) = \varepsilon \cdot E(x, y) , \tag{25}$$

donde ε es un parámetro de proporcionalidad específico para cada tipo de película (depende del tamaño del grano de la película). De la ecuación (25) se deduce que la densidad óptica de una película es una función de: el flujo de neutrones, la sección eficaz del objeto que se va a examinar, el tipo de película y el método aplicado:

$$\left(\begin{matrix} Densidad \\ \text{Optica} \end{matrix} \right) = F \left(\begin{matrix} Flujo de \\ neutrones, \end{matrix} \begin{matrix} Sección \\ Eficaz, \end{matrix} \begin{matrix} Método \\ Empleado, \end{matrix} \begin{matrix} Tipo de \\ Película \end{matrix} \right) . \tag{26}$$

Para determinar la densidad óptica de una película se emplea un densitómetro óptico, ver Figura 2.14.

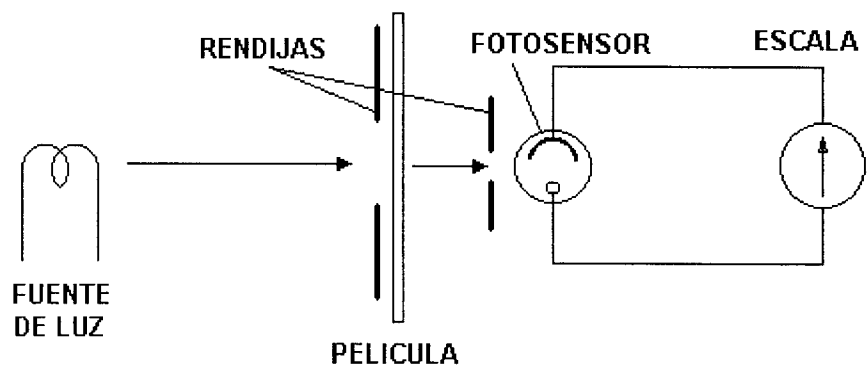


Figura 2.14.- Equipo para medir la densidad óptica de una película.

La densidad óptica de fondo (densidad óptica producida solamente por el convertidor) se obtiene empleando las curvas de densidad óptica versus exposición de la radiación secundaria emitida por el convertidor para cada tipo de película. En el caso del método directo, la exposición es directamente proporcional al tiempo de irradiación al haz de neutrones, en el método indirecto es función del tiempo de irradiación y de contacto. Esta densidad de

fondo es importante para estimar el contraste y, por ende, la calidad de la película.

El contraste se define como la diferencia de densidad óptica entre las superficies vecinas en una película.

Así, decimos que una película presenta una buena calidad cuando la diferencia de densidades ópticas (contraste) entre la “muestra” y el “fondo” (densidad óptica que rodea a la imagen de la muestra) es tal que podemos observar claramente a la muestra. Aunque la densidad óptica de fondo aceptada en algunas normas está entre 2 y 3, las imágenes neutrográficas son usualmente de densidad de fondo entre 1 y 3.

2.5.7 Medida de la Resolución

Para estimar la resolución de una facilidad de neutrografía se emplean diferentes métodos, a continuación explicaremos brevemente dos de ellos, los cuales han sido empleados para determinar la resolución de la facilidad de neutrografía del reactor RP-10.

a) Método de Klasens[3,7,20]. Klasens desarrolló un método empírico para estimar la resolución de un sistema radiográfico en base a sus experiencias con equipos de rayos X. El método consiste en radiografiar una lámina de un material absorbente a los neutrones tal como el cadmio, y luego tomar un perfil densitométrico de la interfase entre la zona oscura (no absorbida) y la zona clara (absorbida) con la ayuda de un microdensitómetro óptico. Se analiza solamente una porción de este perfil el 68%, ver Figura 2.15.

Este método es muy restrictivo porque subvalua la resolución del sistema. Así, este método nos da un límite superior de la resolución, pudiendo ser este, como muchas veces sucede, mucho menor al valor estimado.

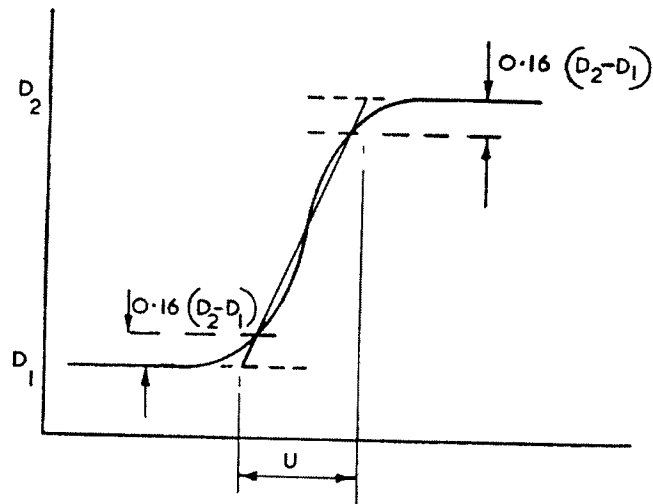


Figura 2.15.- Método de Klasens para determinar la resolución[7,20].

- b) Método de Harms[9]. Harms y Wyman desarrollan un modelo matemático para explicar la indefinición de las neutrografías. En base a este modelo, encuentra una expresión matemática que permite determinar la resolución, la cual se denomina función de dispersión de borde (edge-spread). En la siguiente ecuación mostramos la función de dispersión de borde.

$$S(x) = N \left[\frac{1}{2} + \frac{1}{\pi} \operatorname{tang}^{-1}(\lambda \cdot x) \right], \quad (27)$$

donde N es una constante de normalización, λ el parámetro resolución y x la posición sobre la imagen. Esta expresión permite determinar la resolución sin considerar los efectos debido a la colimación y dispersión del objeto, es decir, solamente toma en cuenta el efecto del convertidor. Sin embargo, como veremos en el capítulo IV, esta expresión se ajusta muy bien a los datos experimentales. En la Figura 2.16 podemos apreciar como se efectúa el ajuste.

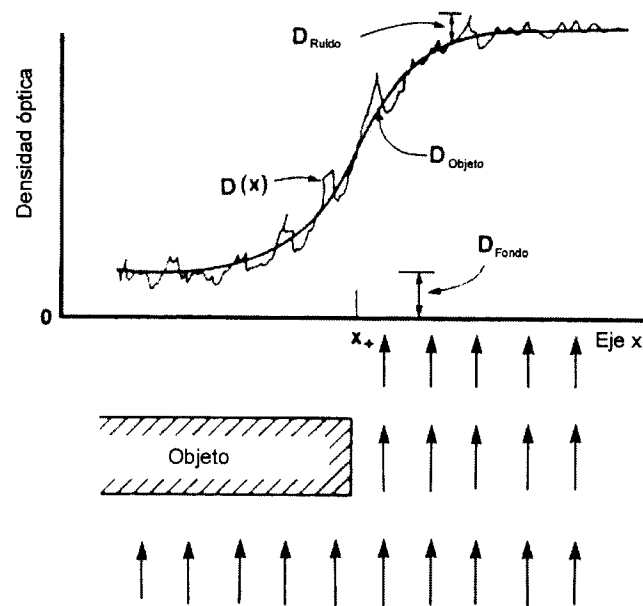


Figura 2.16.- Método de Harms. Ajuste de la función edge-spread al perfil densitométrico.

2.6 Estándares en Neutrografía

Un estándar es un concepto establecido por una autoridad o por acuerdo que sirve como modelo o regla en la medición de la calidad o para establecer un procedimiento o practica[25].

La neutrografía es una técnica de END y por ende sujeto a indicadores de calidad de imagen similares a los empleados en radiografía X. A continuación se muestran algunas de las normas ligadas a la práctica de la neutrografía.

Normas de la American Society for Testing and Materials (ASTM):

- ASTM E 545, Method for Determining Image Quality in Direct Thermal Neutron Radiographic Examinations. El Objetivo de esta norma es determinar la calidad relativa de las imágenes radiográficas producidas por el método directo en exámenes radiográficos con neutrones térmicos.
- ASTM E 748-95, Standard Practices for Thermal Neutron Radiography of Materials. El propósito de esta norma es dar una guía practica para la producción de neutrografías que poseen características de calidad consistente con la norma E 545.
- ASTM E 803, Method for Determining the L/D Ratio of neutron Radiography Beams. El objetivo de la norma es presentar un método experimental para

determinar el factor L/D.

- d) ASTM E 1316-97a, Standard Terminology for Nondestructive Examinations. Norma que establece la terminología empleada en ensayos no destructivos.
- e) ASTM E 1496-97 Standard Test method for Neutron Radiographic Dimensional Measurements. Esta norma establece una técnica por extraer información dimensional cuantitativa en la neutrografía de un objeto.

Normas de the International Organization for Standardization (ISO):

- a) ISO 11537, Nondestructive Testing – Thermal Neutron Radiographic Testing – General Principles and Basic Rules. Esta norma internacional da una guía para la producción de neutrografías que poseen características de calidad consistente, y como una ayuda al usuario en la determinación de la adecuada inspección para una aplicación particular.
- b) ISO 12721, Nondestructive Testing – Thermal Neutron Radiographic Testing – Determination of Beam L/D Ratio. Esta norma internacional define una técnica empírica para medir el factor de colimación L/D. Esta norma debe aplicarse cuando se emplea como convertidor el Gd y películas de una sola emulsión.

Capítulo III

Descripción del Sistema de Neutrografía del Reactor RP-10

3.1 Reactor Nuclear RP-10

El centro nuclear “RACSO” cuenta con un reactor nuclear de investigación denominado RP-10. Este reactor es del tipo piscina, moderado con agua liviana y emplea como combustible el óxido U_3O_8 cubierto de aluminio (sandwich) enriquecido al 20%, el cual se encuentra en la forma de sándwich: aluminio-uranio-aluminio. El agua del reactor también sirve como refrigerante y blindaje. La potencia nominal de operación del RP-10 es de 10 MW; en la Figura 3.1 podemos apreciar el efecto Cherenkov producido a esta potencia.

El RP-10 cuenta con varias posiciones de irradiación, unas dentro del núcleo, tales como cajas de irradiación para producción de radioisótopos y sistema neumático para análisis por activación neutrónica, y otras externas tales como la columna térmica y los conductos de irradiación, estos últimos extraen los neutrones hacia el exterior (blindaje del reactor).

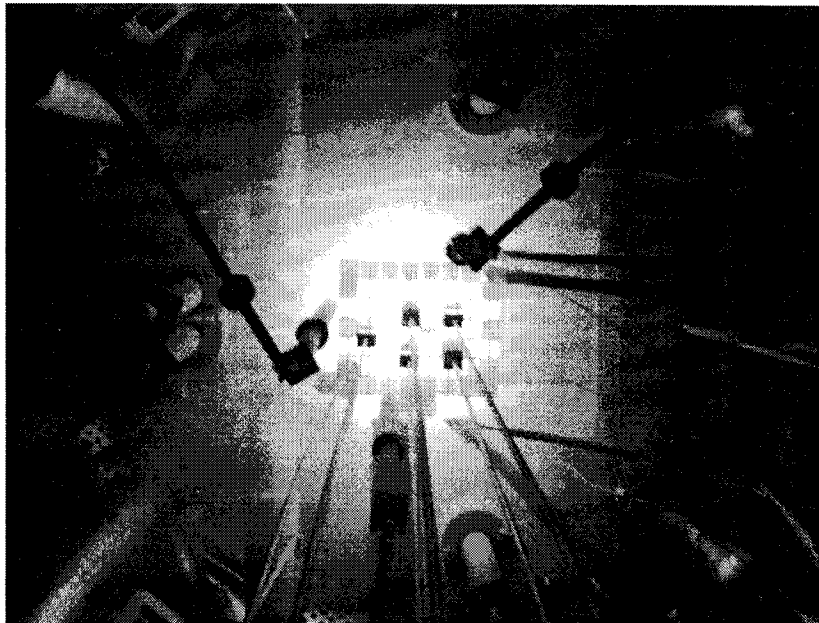


Figura 3.1.- Fotografía del efecto Cherenkov en el RP-10.

En la Figura 3.2 podemos apreciar los conductos de irradiación y el hall (sala experimental) donde se ubica la facilidad de neutrografía.

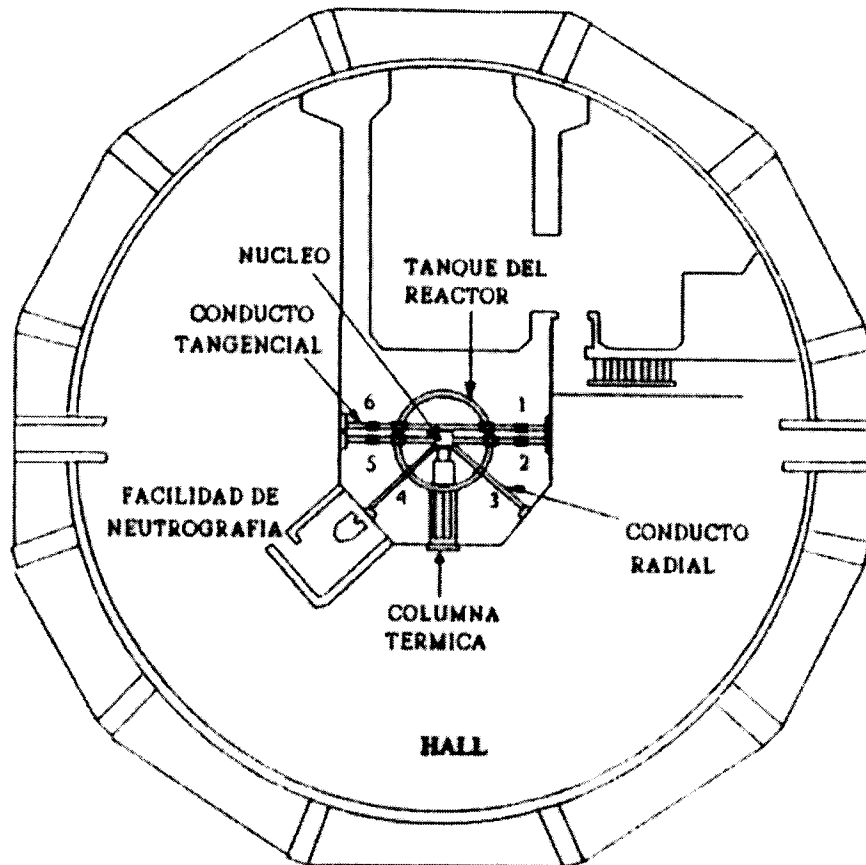


Figura 3.2.- Vista del recinto del reactor RP-10.

3.2 Facilidad de Neutrografía

La facilidad de radiografía con neutrones o neutrografía del reactor RP-10 se divide en 3 partes principales: colimador, blindaje y sistema mecánico para colocar las muestras, ver Figura 3.3, los cuales describimos a continuación.

3.2.1 Colimador

El colimador se divide en dos partes: interno y externo.

a) *el colimador interno*: es un cono hueco de aluminio, revestido en el interior con una lámina de cadmio y se ubica en la piscina del reactor. En la parte que enfrenta al núcleo, presenta un tapón de plomo de 3 cm de espesor, que tiene

por finalidad disminuir el flujo gamma hacia el exterior, en la parte inferior derecha de la Figura 3.1 puede apreciarse este tapón de plomo. El diámetro de entrada del cono es de 3 cm, el diámetro final es de 8,5 cm y la longitud del colimador es de 120 cm, ver Figura 3.4.

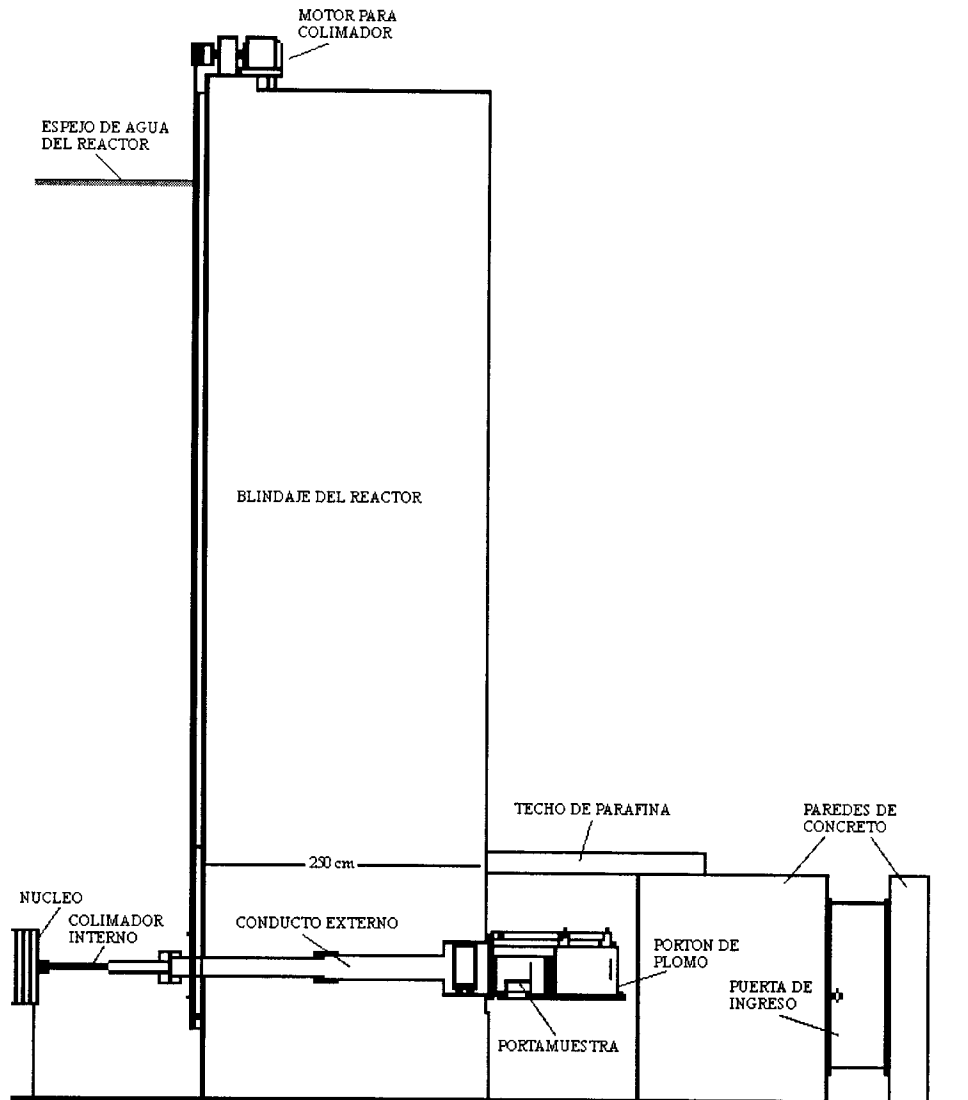


Figura 3.3.- Vista de la facilidad de neutrografía del reactor RP-10.

Este colimador puede desplazarse verticalmente por una guía de acero inoxidable soldada al tanque principal del reactor, y su movimiento está gobernado por un motor eléctrico unido a un motorreductor el cual permite un movimiento lento y seguro del colimador. Este comando se realiza por dos botoneras: una en boca de tanque del reactor (para mantenimiento) y otro en la caja de válvulas del conducto de irradiación ubicado en la sala experimental del

reactor, ver Figura 3.3. Este sistema de desplazamiento cuenta con indicadores de posición: de trabajo, cuando el colimador se ubica a mitad de altura del núcleo del reactor y de descanso, cuando éste se ubica por encima del núcleo, ver Figura 3.5.

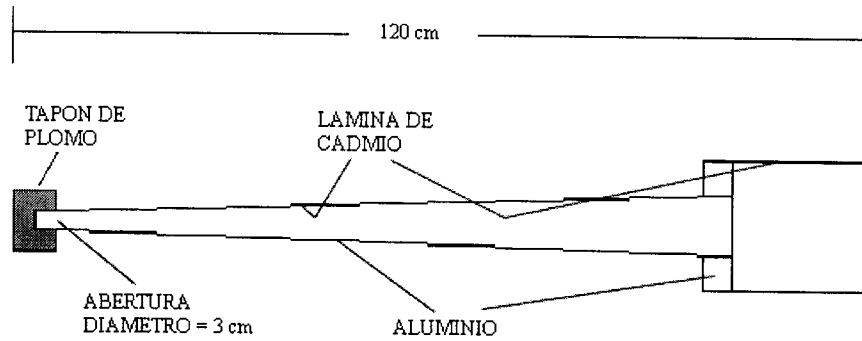


Figura 3.4.- Colimador interno cónico de la facilidad de neutrografía del RP-10.

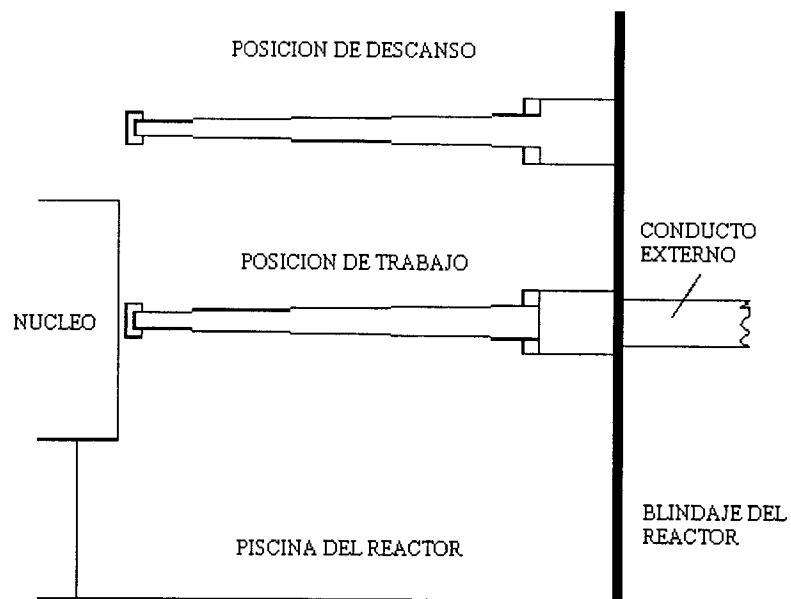


Figura 3.5.- Posiciones del conducto interno en la piscina.

b) *el colimador externo*: está conformado por dos tubos rectos de acero inoxidable de diferentes diámetro, uno de 18 cm (en contacto con el tanque del reactor) seguido por uno de 23 cm de diámetro. Para disminuir el flujo de

neutrones dispersados por los tubos de acero, en la parte interna se coloca dos tubos de cadmio revestido con aluminio, denominados “camisas” de cadmio. En la zona de unión del tubo al tanque del reactor, la pared del tanque tiene un espesor de 0,5 cm que permite la transmisión de los neutrones térmicos del haz. La longitud del conducto externo es de 250 cm, ver Figura 3.6.

El extremo final del tubo de mayor diámetro está adosado a una caja de acero donde se encuentra el obturador de haz, que es un blindaje móvil de plomo de 22 cm de espesor con una lamina de cadmio en la parte que enfrenta al haz. Este obturador se desplaza por medio de un pistón neumático, el cual se gobierna desde la caja de válvulas, ver Figura 3.12.

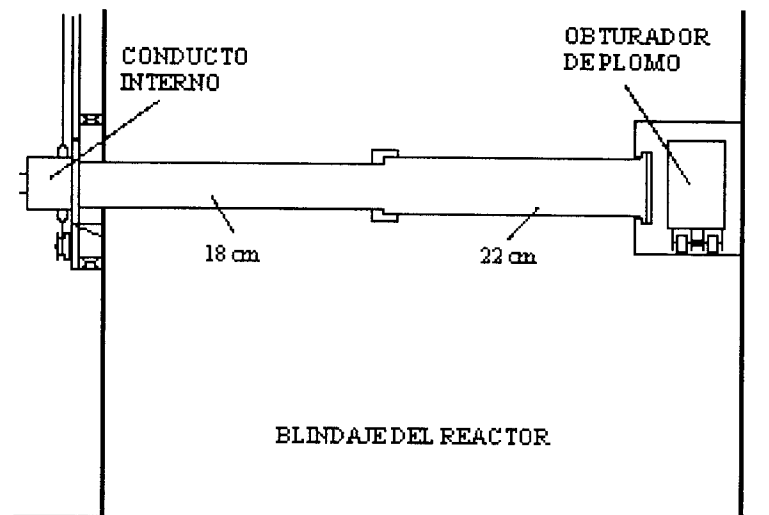


Figura 3.6.- Conducto externo de la facilidad de neutrografía.

3.2.2 Blindaje

El blindaje de la facilidad de neutrografía se divide en: blindaje del recinto de irradiación de muestras y parador de haz, los cuales pasamos a describir a continuación.

a) *el recinto de irradiación de muestras* está constituido por 6 bloques de concreto armado de 220 cm de altura y entre 60 y 40 cm de espesor; uno de los bloques presenta una ventana para el ingreso de las muestras, la cual se cierra con una compuerta de plomo de 10 cm de espesor, ver Figura 3.7 y 3.8. El recinto está parcialmente techado con parafina de 20 cm de espesor, ver Figuras

3.2 y 3.6.

b) *El parador de haz* es un cilindro de concreto armado con una entrada de aproximadamente 30 cm de profundidad y 40 cm de diámetro en la cara que enfrenta al haz de neutrones. En esta entrada se ubica primeramente una lámina de cadmio de 0,1 cm de espesor, seguida por un disco de parafina de 30 cm de

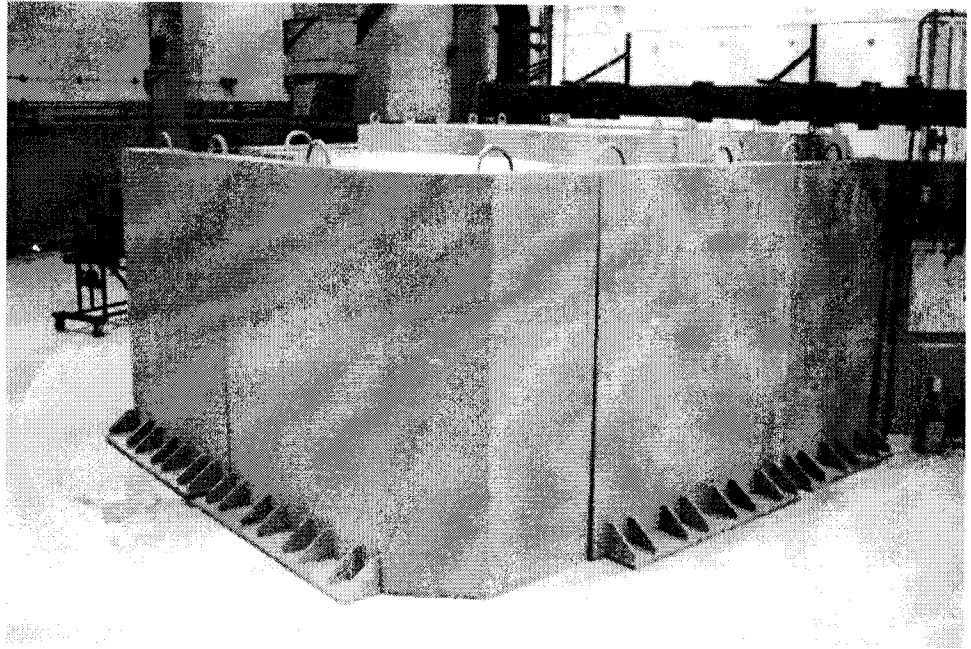


Figura 3.7.- Fotografía del recinto de irradiación de la facilidad de neutrografía. Se puede apreciar los bloques de concreto que conforman el blindaje, el techo de parafina y la caja de válvulas en el lado derecho.

espesor por 40 cm de diámetro. Estos materiales se encargan de absorber la componente neutrónica del haz, mientras el concreto de 140 cm de espesor absorbe la componente gamma restante. Ver Figuras 3.8 y 3.9.

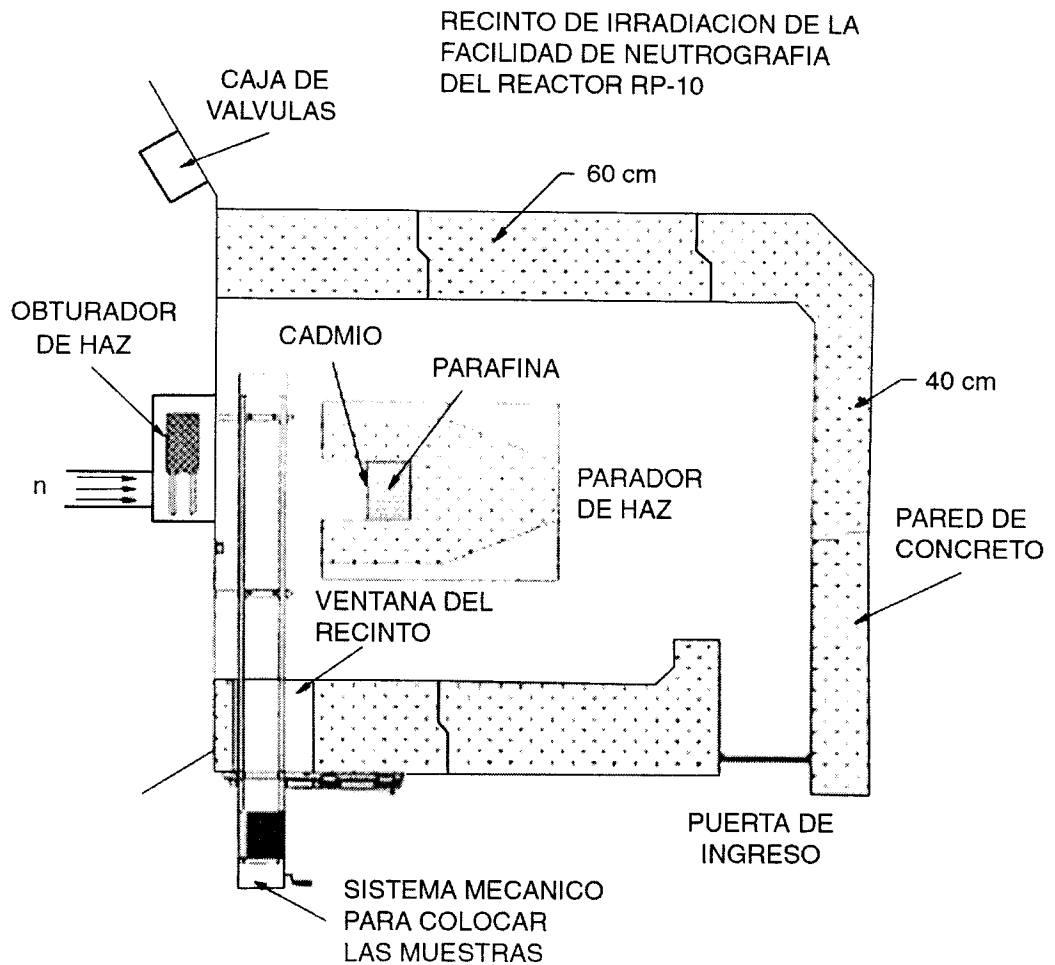


Figura 3.8.- Vista del recinto de irradiación de la facilidad de neutrografía.

3.2.3 Sistema Mecánico para Colocar Muestras

Este sistema consiste de un carril de acero con una plataforma móvil de 30x40 cm² donde se ubica el portamuestras que soporta las muestras y el chasis (cassette) con el convertidor y la película. La plataforma se desplaza mediante un sistema de poleas, el cual se gobierna con un manubrio en uno de los extremos del carril, ubicado a 60 cm de la ventana fuera del recinto de irradiación, ver Figura 3.8.

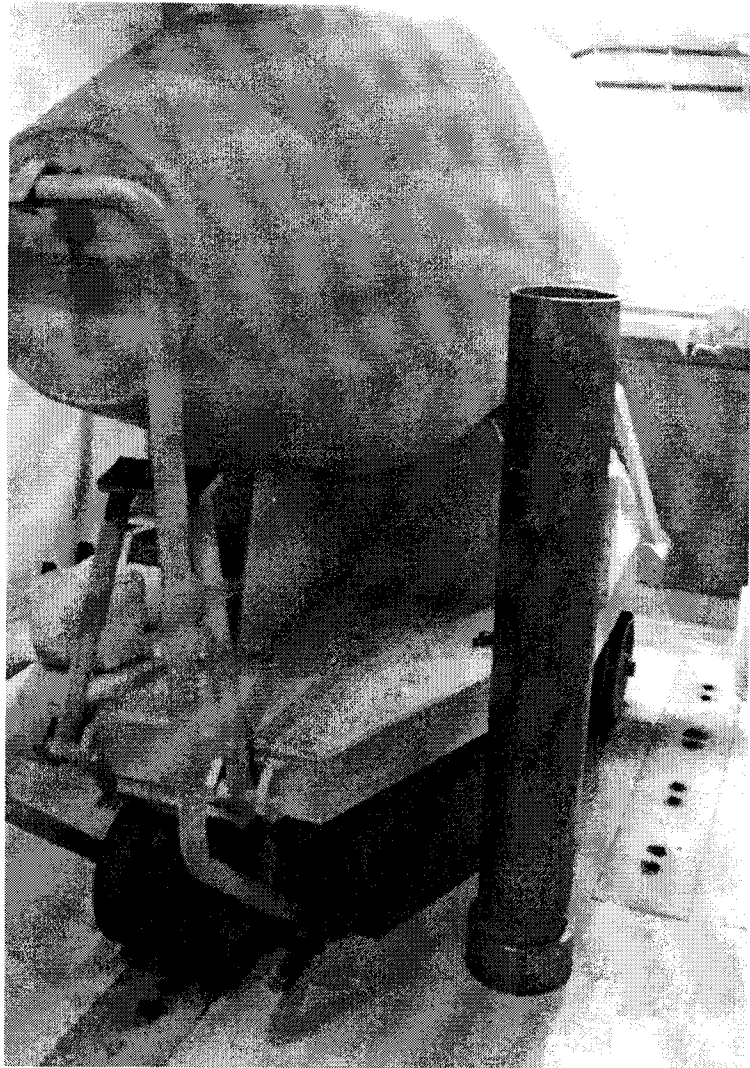


Figura 3.9.- Fotografía del captor de haz y de una de las camisas de cadmio

A un costado de la ventana del recinto de irradiación de muestras se ubica una mesa para la preparación de las muestras y del marcado de los chasis, el cual se hace empleando letras y número hechos con alambre cadmio de 0,05 cm de diámetro. En las Figuras 3.10 y 3.11 podemos apreciar el carril del sistema mecánico para colocar las muestras y la mesa de trabajo a un lado del recinto de irradiación.

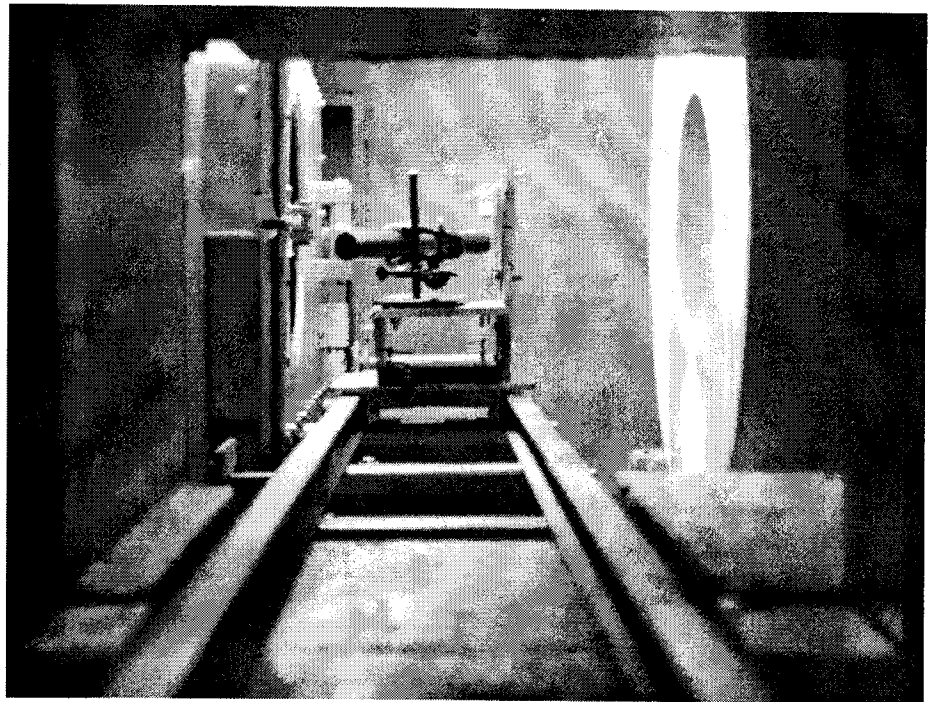


Figura 3.10.- Fotografía del sistema mecánico del portamuestra. La muestra que se observa frente al haz es una barra de combustible para cohetes.

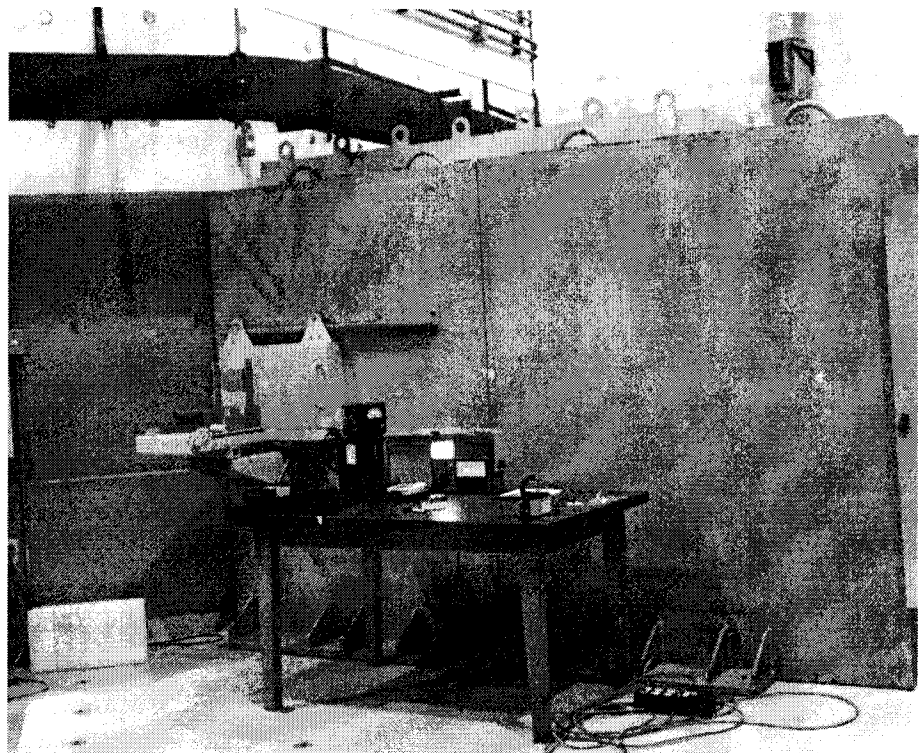


Figura 3.11.- Fotografía de la ventana del recinto de irradiación y de la mesa de trabajo. Se observa encima de la mesa los monitores de radiación para neutrones (color negro en el lado izquierdo), gammas (al centro de la mesa) y betas (en el lado derecho de la mesa). En el lado izquierdo de la foto (suelo), se puede apreciar el bloque de polietileno empleado para irradiaciones largas (mayor a 30 minutos).

3.2.4 Caja de Válvulas

La caja de válvulas es el lugar donde se controla el movimiento del colimador interno y del obturador de haz, ver Figura 3.12. La válvula de agua se emplea para llenar el conducto externo cuando éste no va a ser empleado por un período de tiempo largo. En la Figura 3.13 se puede apreciar un esquema de la caja de válvula indicando la función de cada una de sus partes. Para llenar de agua el conducto se requiere colocar antes una tapa de acero inoxidable que cierre el conducto (lo mantenga estanco).

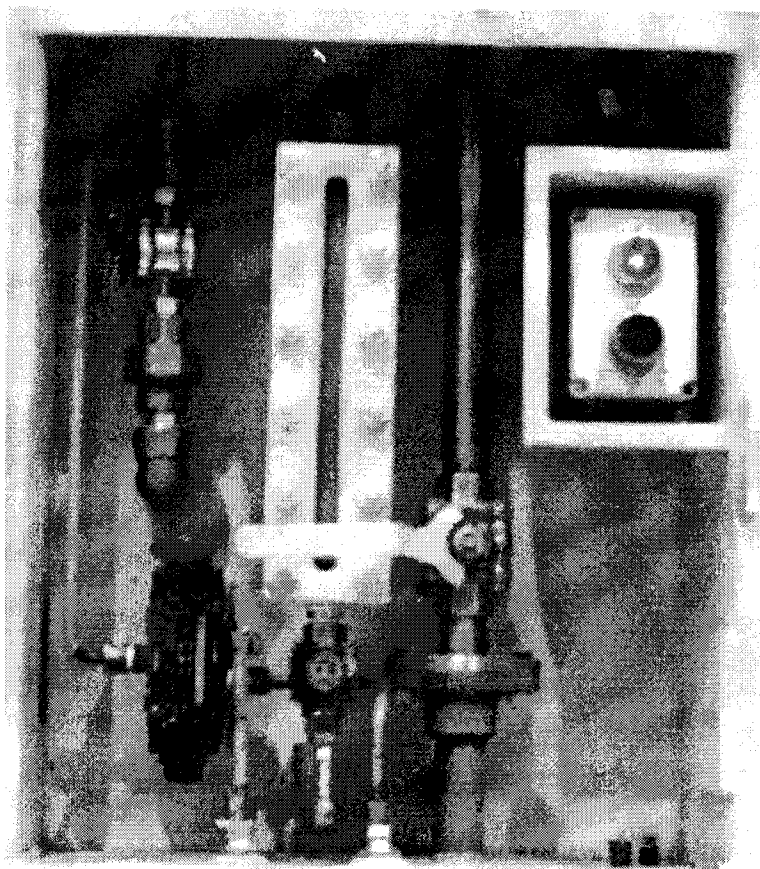


Figura 3.12.- Fotografía de la caja de válvulas del conducto de neutrografía. Se puede apreciar el encendido del botón rojo indicando que el colimador interno se encuentra en posición de trabajo.

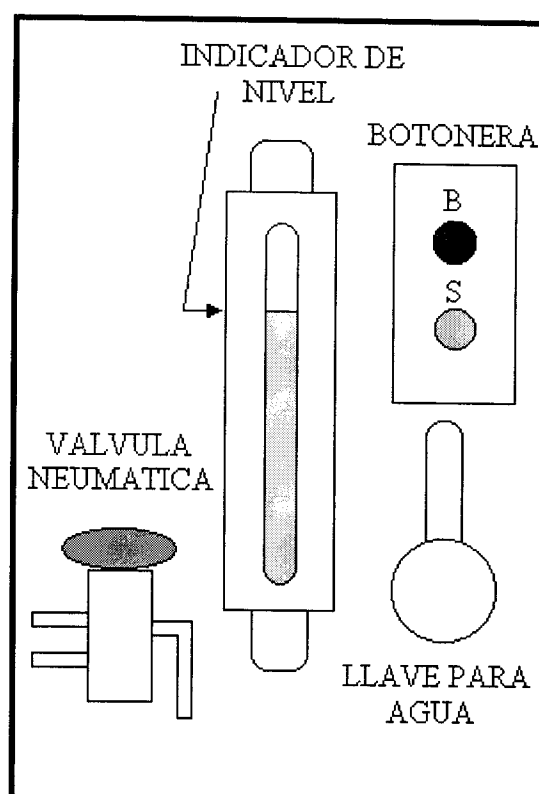


Figura 3.13.- Esquema de la caja de válvulas para el conducto de neutrografía. Las siglas B y S de la botonera significan Bajar colimador interno (posición de trabajo) Subir colimador (posición de descanso).

Capítulo IV

Mediciones Experimentales

En este capítulo se mostrarán los procedimientos y resultados de las diferentes mediciones experimentales para poner a punto la facilidad de neutrografía del reactor RP-10.

4.1 Mediciones Dosimétricas del Blindaje de la Facilidad

Desde el punto de vista de radioprotección, para la operación segura de la facilidad de neutrografía, se realizaron una serie de mediciones experimentales de la tasa de exposición gamma y de la tasa de dosis de neutrones alrededor del blindaje de la facilidad.

El procedimiento empleado para esta experiencia fue el siguiente:

- 1) Calibración de los detectores de radiación correspondientes.
- 2) Marcación de las posiciones de medición. El punto 1 se ubica a unos 30 cm de la ventana de acceso al recinto de irradiación, el punto 2 coincide con la línea de separación entre los bloques del blindaje que está junto a la mesa de trabajo, el punto 3 coincide con la puerta de ingreso al recinto, los puntos 4 y 5 se ubican en la parte posterior del recinto por donde circula el personal de operación del reactor, el punto 6 coincide con la línea de división de los bloques del blindaje y el punto 7 se ubica a unos 50 cm de la caja de válvulas, lugar donde se gobierna el obturador (tiempo de irradiación) y el movimiento del colimador interno.
- 3) Verificación de los sistemas de la facilidad (aire comprimido y sistema de movimiento del conducto de irradiación – colimador).
- 4) Registro de datos para los diferentes niveles de potencia.

Equipo experimental empleado:

- Monitor de radiación gamma: marca FAG Kugelfischer, modelo FH40F3, No. Serie 002180.
- Monitor de neutrones: marca NRC Industries, modelo NP2, No serie NP-194001.

Resultados:

Los resultados obtenidos se muestran en la Tabla 4.1. Los puntos medidos se muestran en la Figura 4.1.

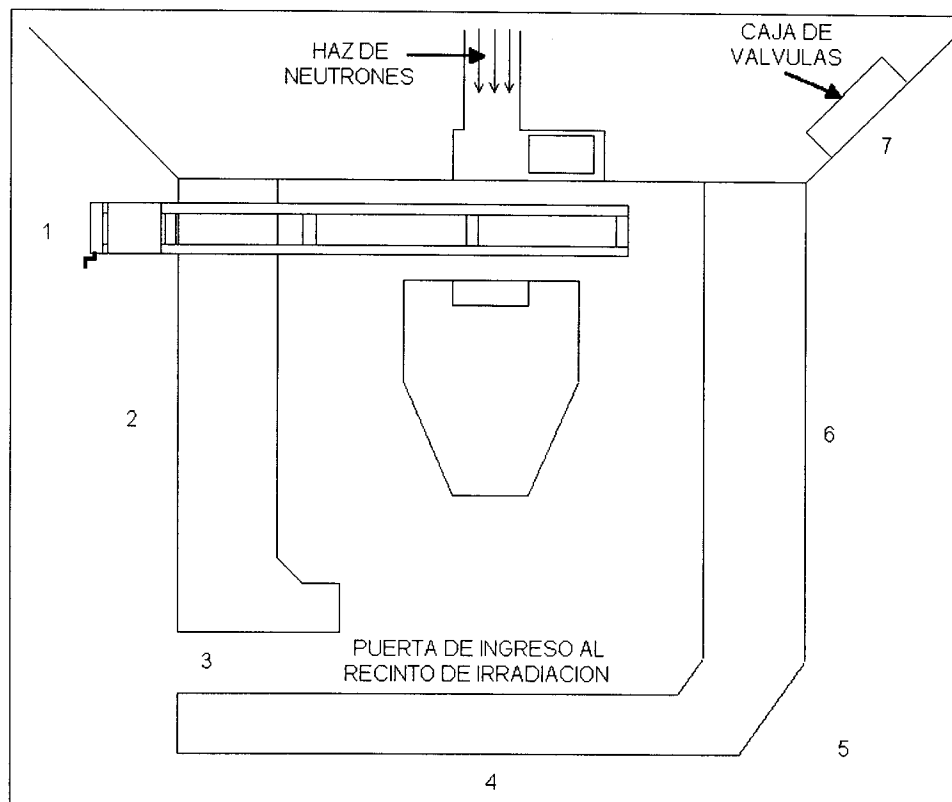


Figura 4.1.- Vista de los puntos de medición alrededor del blindaje de la facilidad de neutrografía del reactor RP-10.

Se observa según la Tabla 4.1, que la mayor tasa de dosis de neutrones se da en la ventana de acceso del recinto de irradiación. Para disminuir esta tasa de dosis se colocaron dos bloques de polietileno en esta posición (ver Figura 4.2) disminuyendo así la tasa de dosis, los resultados se muestran en la Tabla 4.2.

Tabla 4.1.- Tasa de exposición gamma y de dosis de neutrones alrededor del recinto de neutrografia del RP-10.

Potencia (W)	Posición													
	1		2		3		4		5		6		7	
	g (mR/h)	n (mr/h)	g (mR/h)	n (mr/h)	g (mR/h)	n (mr/h)	g (mR/h)	n (mr/h)	g (mR/h)	n (mr/h)	g (mR/h)	n (mr/h)	g (mR/h)	n (mr/h)
100 k	< 0,1	< 0,25	< 0,1	< 0,1	< 0,1	< 0,1	< 0,1	< 0,1	< 0,1	< 0,1	< 0,1	< 0,1	< 0,1	< 0,1
7 M	1,5	8	0,5	< 0,1	0,5	< 0,1	< 0,1	< 0,1	0,2	< 0,1	0,5	< 0,1	0,9	< 0,1
10 M	2,3	30	0,8	0,8	1,0	< 0,1	0,5	< 0,1	0,3	< 0,1	0,8	< 0,1	1,2	< 0,1

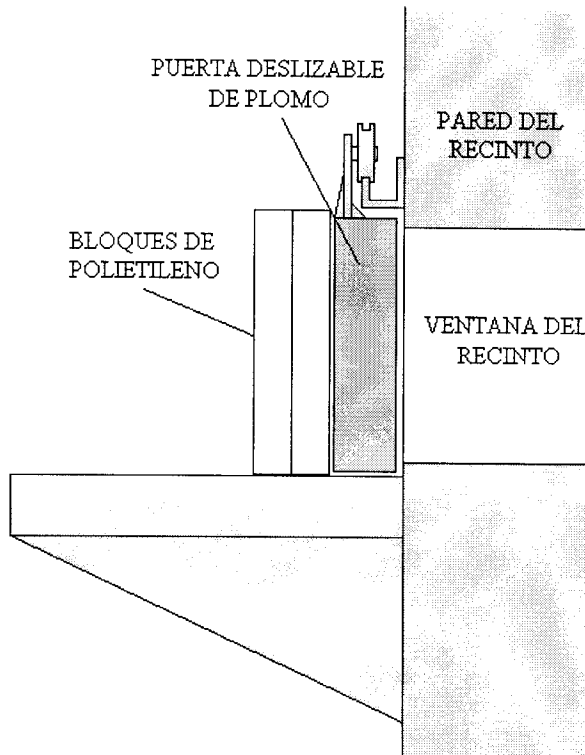


Figura 4.2.- Ubicación de los bloques de polietileno utilizados para reducir la tasa de dosis de neutrones en la ventana del recinto.

Tabla 4.2.- Tasa de dosis de neutrones, mrem/h en la ventana del recinto de irradiación

POTENCIA (W)	SIN POLIETILENO	8 cm DE POLIETILENO	16 cm DE POLIETILENO
10 M	30	3	1,3

De esta manera, para las irradiaciones de más de 10 minutos, se colocaron en la ventana del recinto dos bloques de polietileno de 8 cm de espesor cada uno.

4.2 Mediciones de Flujo de Neutrones

Para medir el flujo de neutrones térmicos se ha empleado el método de activación de hojuelas y el tratamiento de datos de Westcott. Se emplearon las hojuelas de oro, sus características físicas se muestran en la Tabla 4.3.

Ambas hojuelas fueron expuestas por el lapso de 1 hora al haz de neutrografía, sobre una lámina de aluminio separadas 5 cm. Una de ellas fue cubierta con cadmio de 1 mm de espesor (Au-2/Cd), ver Figura 4.3.

Tabla 4.3.- Características físicas de las hojuelas de oro empleadas para la medición del flujo de neutrones

Codificación	Masa (mg)	Radio (cm)	Espesor (mg/cm ²)
Au-1/b	63,9 ± 0,1	1,25 ± 0,01	52,07 ± 0,66
Au-2/Cd	62,8 ± 0,1	1,25 ± 0,01	51,17 ± 0,65

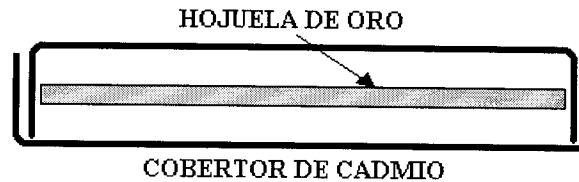


Figura 4.3.- Vista del sandwich cadmio, oro y cadmio de la hojuela Au-2.

Después de la irradiación, la actividad de las hojuelas de oro fue medida empleando un sistema de medición en base a un detector de germanio, ver Figura 4.4.

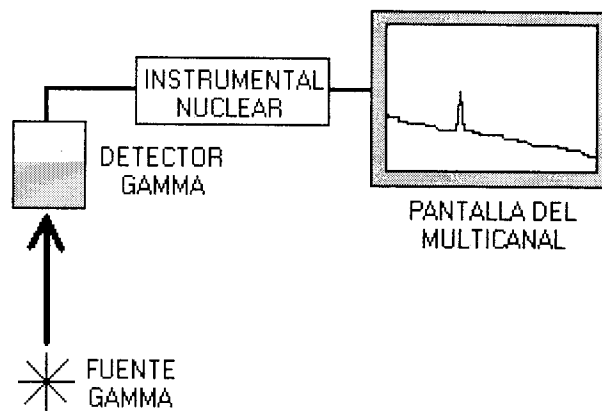


Figura 4.4.- Esquema del sistema de medición de la actividad gamma de las hojuelas de oro.

La actividad absoluta de las hojuelas al final de la irradiación se determinaron empleando la siguiente expresión, (ver apéndice B)

$$A_{abs} = \frac{A_{Neta} \lambda}{\epsilon_f \cdot (1 - \exp(-\lambda \cdot t_c))(\exp(-\lambda \cdot t_d))}, \tag{1}$$

donde ϵ_f es la eficiencia del sistema de detección a la energía medida (412 keV), A_{Neta} es el número de cuentas netas bajo el pico de 412 keV del oro, λ es la constante de decaimiento del oro ($\lambda = \ln(2)/T_{1/2} = 0,0107 h^{-1}$), t_c es el tiempo de

medición y t_d es el tiempo de decaimiento (tiempo transcurrido desde el final de la irradiación hasta el inicio de la medición). Los datos experimentales para calcular la actividad absoluta de las hojuelas se muestran en la Tabla 4.4.

Tabla 4.4.- Resultados experimentales de la activación de las hojuelas de oro.

Codificación	Tiempo de irradiación (min)	Tiempo de decaimiento (min)	Tiempo de medición (min)	Area neta (cuentas)
Au-1/b	60 ± 0,5	10 ± 0,2	60 ± 0,05	5778 ± 76
Au-2/Cd	60 ± 0,5	75 ± 0,2	60 ± 0,05	1226 ± 35

Empleando los datos de la Tabla 4.4 se obtienen las actividades absolutas de las hojuelas:

$$A_{abs} (\text{Au-1/b}) = 61092 \pm 988 \text{ Bq} \quad (2)$$

$$A_{abs} (\text{Au-2/Cd}) = 13114 \pm 394 \text{ Bq} \quad (3)$$

Las incertidumbres en las actividades fueron determinadas empleando propagación de errores.

La ecuación (B.10) relaciona el flujo efectivo de neutrones según Westcott con la actividad de la hojuela,

$$A = \left(\frac{N_A \cdot m_h \cdot \text{abun.}}{M_{At}} \right) \varphi_0 \cdot \hat{\sigma} \cdot (1 - e^{-\lambda \cdot t_{ir}}), \quad (4)$$

donde N_A es el número de Avogadro, m_h la masa de la hojuela, abun. la abundancia del isótopo blanco, M_{At} la masa atómica, φ_0 el flujo efectivo según Westcott, $\hat{\sigma}$ la sección eficaz efectiva y t_{ir} el tiempo de irradiación de la hojuela.

La sección eficaz efectiva de Westcott viene definida como,

$$\hat{\sigma} = \sigma_0 (g + r \cdot s), \quad (5)$$

donde σ_0 es la sección eficaz para neutrones cuya velocidad es de 2200 m/s, g es un factor de corrección de la ley 1/v en el rango térmico, r factor llamado índice espectral, mide la componente intermedia del campo de neutrones, y s es un factor de corrección de la ley 1/v en el rango intermedio.

Con estos datos y empleando las ecuaciones del Apéndice B del método de Westcott, obtenemos que el flujo de neutrones térmicos y la razón de cadmio para el oro del haz de neutrografía es:

$$\text{Flujo de neutrones térmicos} = 6,33 \pm 0,14 \times 10^6 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}, \quad (6)$$

$$\text{Razón de cadmio} = 4,768 \pm 0,001 \quad (7)$$

4.3 Atenuación de la Radiación Gamma y Flujo de Neutrones por Filtrado Gamma

Se han construido discos de bismuto de una pulgada de espesor para filtrar la radiación gamma del haz de neutrografía. Estos discos se colocaron en el conducto externo tal como se muestra en la Figura 4.5.

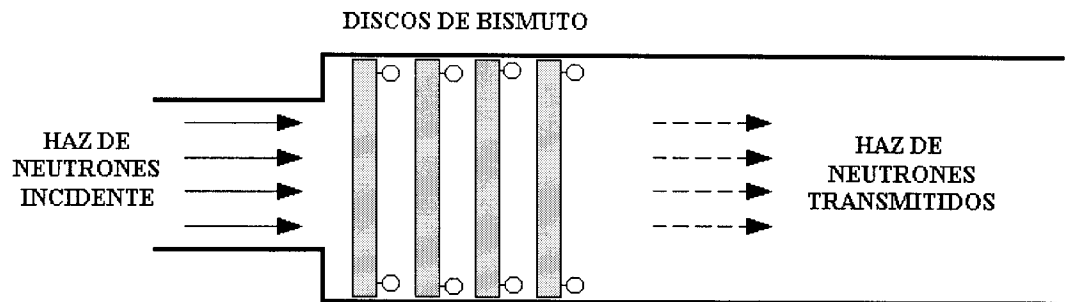


Figura 4.5.- Ubicación del filtro gamma en el conducto externo para la experiencia de atenuación de la radiación gamma.

Para la medición de la atenuación de la radiación gamma se empleó un detector Geiger-Müller y el reactor operó a 1 W de potencia térmica. Los resultados se muestran en la en la Tabla 4.5 y en la Figura 4.6. Como puede apreciarse, la tasa de exposición gamma se reduce en un factor de 3,5 aproximadamente por pulgada de espesor de filtro de bismuto.

Tabla 4.5.- Resultados de la medición de la tasa de exposición gamma versus espesor del filtro gamma

Tasa de exposición gamma (mR/h)	Espesor en pulgadas del filtro gamma				
	0	1	2	3	4
Salida del conducto	151 ± 2	40 ± 1,5	10 ± 1	3,5 ± 0,5	1 ± 0,1

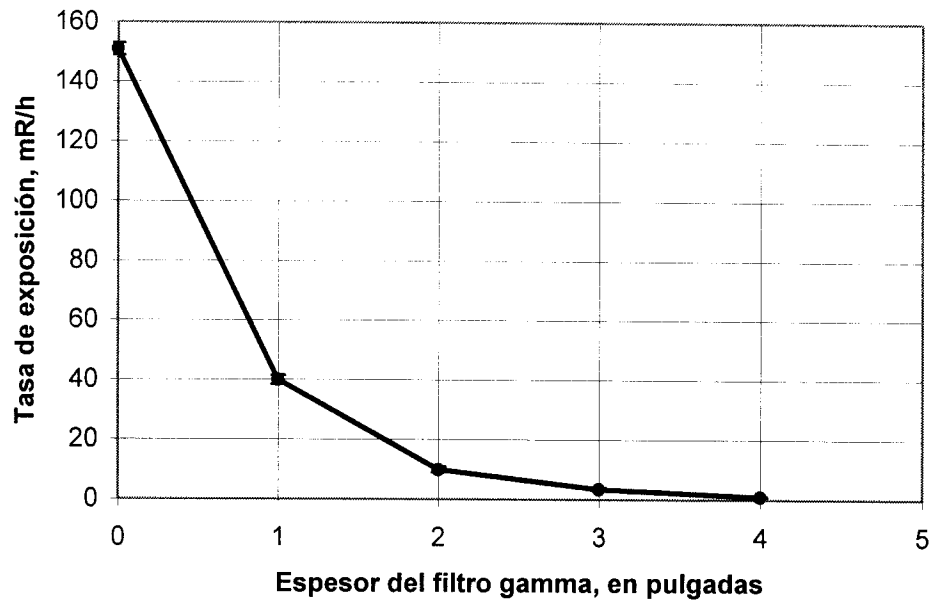


Figura 4.6.- Curva de atenuación de la radiación gamma versus espesor del filtro.

Para medir la atenuación del flujo de neutrones con el filtro de bismuto se ha empleado el método de activación de hojuelas. Los resultados se muestran en la Tabla 4.6 y en la Figura 4.7. En la Tabla 4.6 no se han considerado los errores para la razón de cadmio por ser éstas menores al 1%.

Tabla 4.6.- Atenuación del flujo de neutrones térmicos con el filtro gamma.

	Espesor del filtro gamma en pulgadas				
	0	1	2	3	4
$\phi_{th} (\times 10^6 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s})$	$6,3 \pm 0,1$	$2,2 \pm 0,1$	$1,4 \pm 0,2$	$0,7 \pm 0,2$	$0,4 \pm 0,2$
R_{Cd}	4,8	5,1	5,4	5,6	5,2

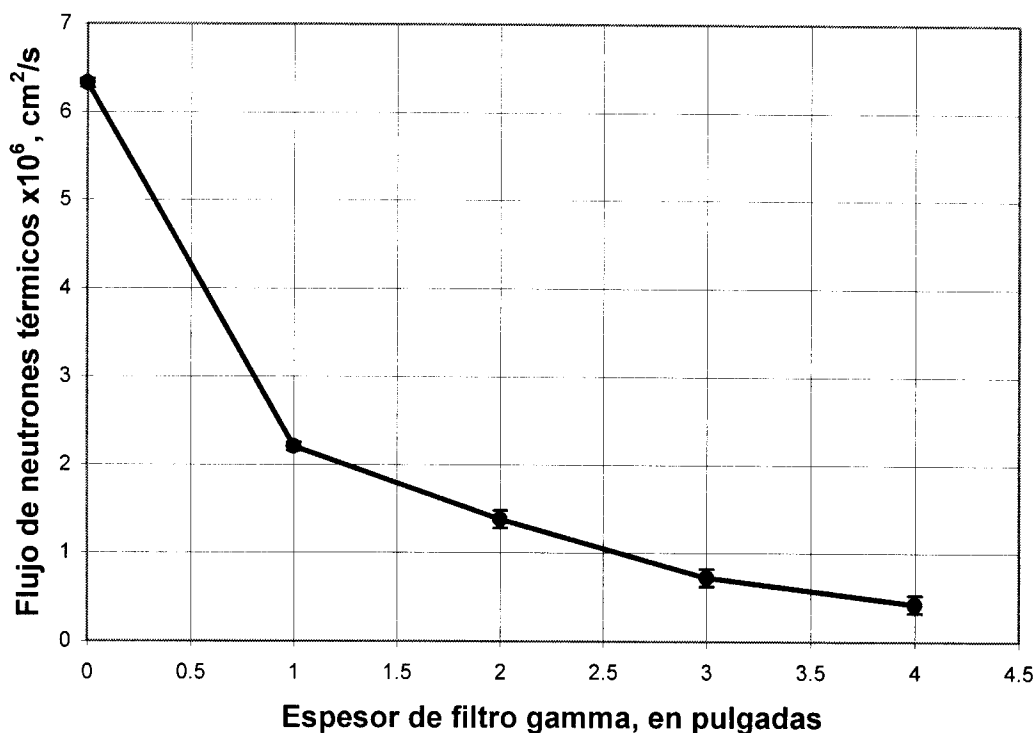


Figura 4.7.- Variación del flujo de neutrones térmicos con el espesor del filtro de gamma.

4.4 Curvas de densidad óptica

Se han obtenido curvas de densidad óptica para los métodos directo e indirecto y para tres tipos de películas radiográficas: D3-SC de AGFA-GEVAERT, Min-R y AA-5 de KODAK.

Para las mediciones de densidad óptica se ha empleado un densitómetro óptico de transmisión marca R.Y. Parry Ltd., modelo DT II05, serie 239. La curva de calibración del equipo fue obtenida empleando una película patrón de la EUROTTEST International Scientific Association, Bruselas, Bélgica, cuyas densidades ópticas son: 1.2, 1.5, 1.8, 2.1, 2.4, 2.7 y 3.0 con una incertidumbre del orden de 1,5%. En la Figura 4.8 podemos apreciar la recta de calibración del equipo. Las incertidumbres en los puntos experimentales de la Figura 4.8 no se han considerado por ser éstas muy pequeñas.

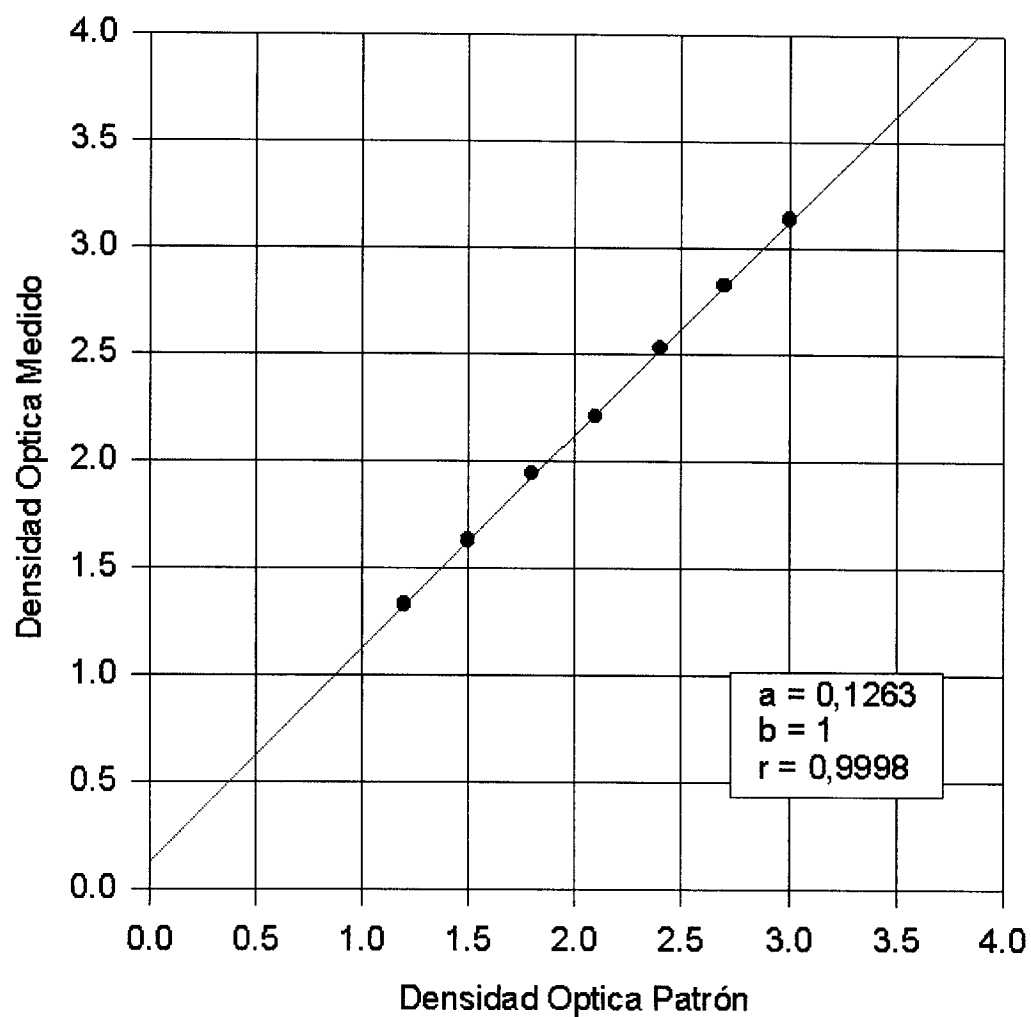


Figura 4.8.- Recta de calibración del densitómetro óptico DT II05 mediante una película patrón de la EUROTEST.

Los procedimientos empleados fueron los siguientes.

4.4.1 Método directo

El procedimiento para el método directo fue el siguiente:

- En el cuarto oscuro con las luces de seguridad, cortar trozos de película de 1 cm de ancho por 2 de largo.
- Ubicar el trozo de película en el centro de la tapa de aluminio del chasis, con el lado mayor paralelo al lado mayor del chasis y la emulsión hacia el operador.

- Colocar el convertidor en el chasis con la “parte sensible” hacia la tapa de aluminio. Así la emulsión de la película entra en contacto con el convertidor.
- Cerrar bien el chasis.
- Llevar el chasis cargado hacia el recinto de neutrografía.
- Colocar el chasis en el soporte con la tapa de aluminio hacia la salida del haz.
- Irradiar por el tiempo prefijado.
- Medir la tasa de exposición del chasis producido por la activación neutrónica, y según sea el caso, esperar hasta que la tasa se reduzca a una tasa de exposición permisible para su transporte fuera del recinto del reactor. Emplear para ello una bolsa. Emplear guantes plomados en la manipulación del chasis activado.
- En el cuarto oscuro y con las luces de seguridad, extraer la película y proceder a su revelado.
- Tiempos de revelado: 5 minutos en el revelador, 2 minutos en el baño de parada, 5 minutos en el fijador y 10 minutos de lavado.
- Secado y medición con ayuda de un densitómetro óptico.

Las mediciones se realizaron a una potencia térmica de 7 MW y para los siguientes casos: sin filtro gamma, 5 cm de filtro gamma y 10 cm de filtro gamma. Los resultados se muestran en las Tablas 4.7, 4.8 y 4.9, y en las Figuras 4.9, 4.10 y 4.11. En las Tablas y en las Figuras no se han considerado las incertidumbres por ser estas menores al 1%.

Tabla 4.7.- Densidad óptica versus tiempo de irradiación sin filtro gamma.

Tipo de película	Tiempo de irradiación, en segundos										
	1	2	4	6	8	10	20	40	60	80	100
D3-SC	0,20	0,21	0,25	0,29	0,32	0,37	0,52	0,84	1,20	1,49	1,84
Min-R	0,31	0,33	0,41	0,50	0,59	0,67	0,97	1,59	2,05	2,57	2,73
AA-5	0,45	0,55	0,66	0,84	0,99	1,09	1,68	2,59	3,93	SAT	SAT

Tabla 4.8.- Densidad óptica versus tiempo de irradiación para un filtro gamma de 5 cm de espesor.

Tipo de película	Tiempo de irradiación, en segundos										
	10	20	40	60	80	100	200	400	600	800	1000
D3-SC	0,3	0,3	0,3	0,4	0,4	0,4	0,5	1,6	2,2	3,1	3,4
Min-R	0,3	0,4	0,5	0,5	0,6	0,7	1,1	2,4	2,8	3,2	3,3
AA-5	0,5	0,6	0,8	1,0	1,0	1,1	2,0	4,9	SAT	SAT	SAT

Tabla 4.9.- Densidad óptica versus tiempo de irradiación para un filtro gamma de 10 cm de espesor.

Tipo de película	Tiempo de irradiación, en segundos						
	100	200	400	600	800	1000	2000
D3-SC	0,3	0,4	0,7	0,9	1,0	1,3	2,4
Min-R	0,6	0,9	1,4	1,8	2,1	2,5	3,1
AA-5	0,9	1,2	2,0	2,7	3,4	SAT	SAT

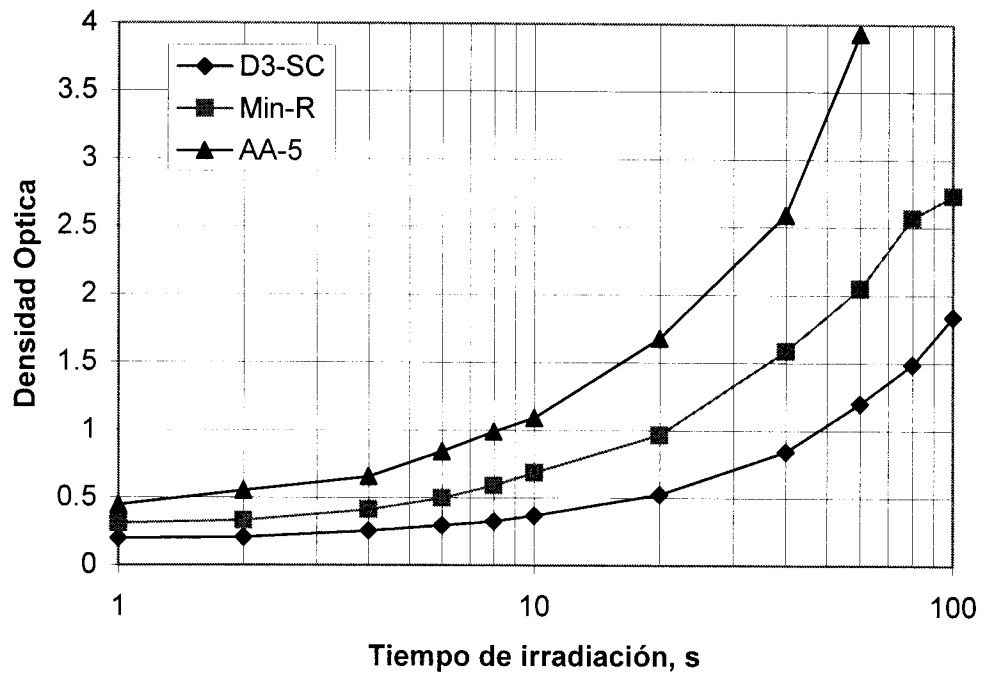


Figura 4.9.- Curva de crecimiento de densidad óptica por tiempo de irradiación para tres tipos de películas, potencia térmica del reactor 7 MW y sin filtro gamma.

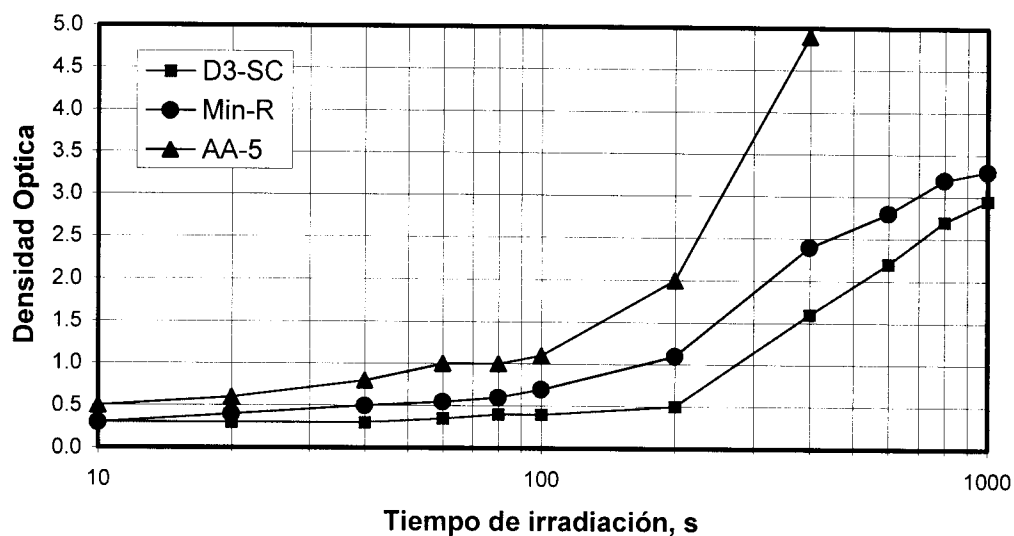


Figura 4.10.- Curva de crecimiento de la densidad óptica versus tiempo de irradiación para tres tipos de películas, potencia térmica del reactor 7 MW y filtro gamma de 5 cm de espesor.

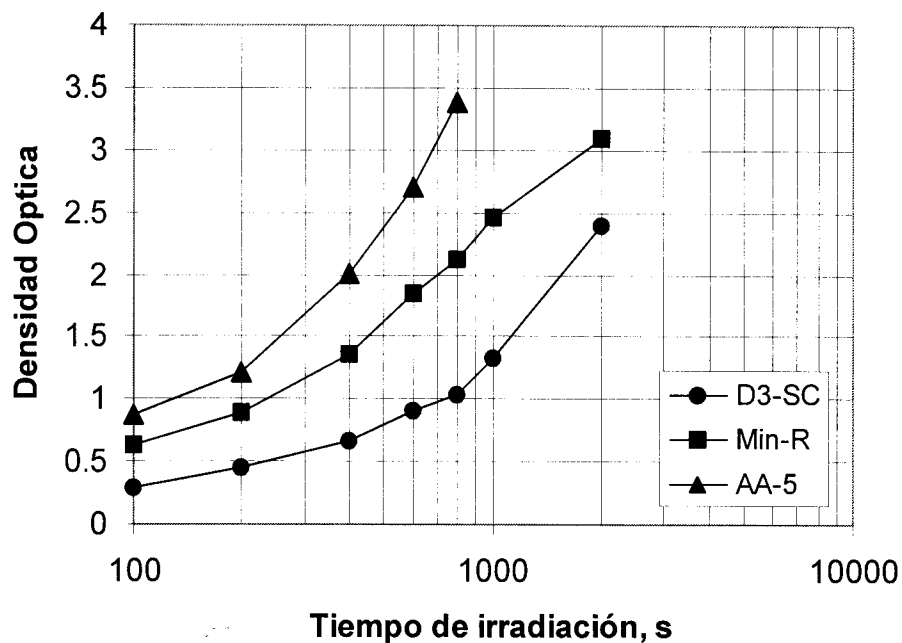


Figura 4.11.- Curva de crecimiento de la densidad óptica versus tiempo de irradiación para tres tipos de películas, potencia térmica del reactor 7 MW y filtro gamma de 10 cm de espesor.

La variación del contraste con el espesor del filtro gamma se muestra en la Tabla 4.10 y en la Figura 4.12.

Tabla 4.10.- Variación del contraste con el espesor del filtro gamma

Espesor (pulgadas)	0	1	2	3	4
Contraste	$0,38 \pm 0,03$	$0,85 \pm 0,02$	$1,19 \pm 0,07$	$1,34 \pm 0,04$	$1,69 \pm 0,22$

4.4.2 Método indirecto

El procedimiento para el método indirecto fue el siguiente:

- En el cuarto oscuro con las luces de seguridad, cortar trozos de película de 1 cm de ancho por 2 de largo; en total 5 trozos. Guardar en un sobre apropiado para que no le afecte la luz.
- Colocar el convertidor en el chasis con la parte sensible hacia la tapa de aluminio.

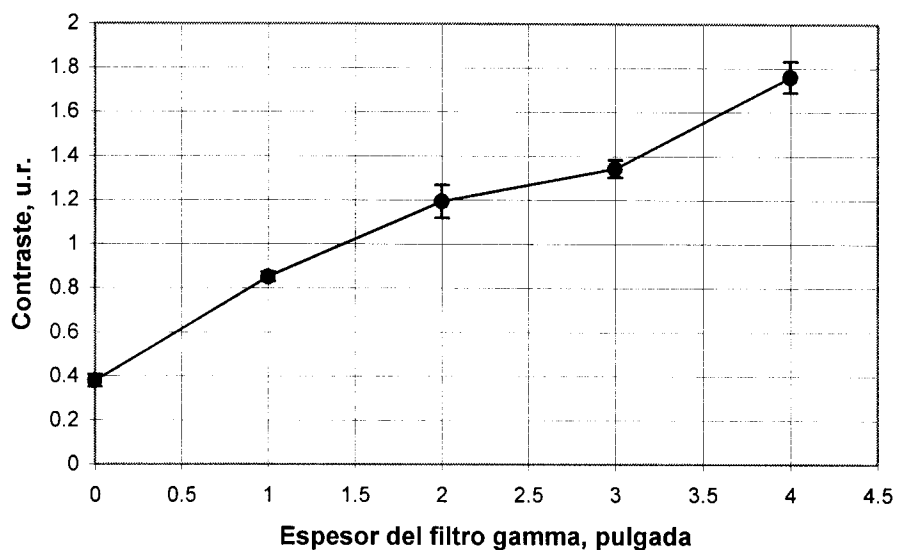


Figura 4.12.- Variación del contraste con el espesor del filtro gamma.

- Llevar el chasis al recinto de neutrografía e irradiar por el tiempo prefijado.
- Después de la irradiación, llevar el chasis al cuarto oscuro. Esperar el tiempo prefijado antes de colocar los trozos de película.
- Distribuir los trozos de película uniformemente sobre el convertidor.

- Cerrar el chasis y dejar en contacto con el convertidor.
- Tiempos de contacto: 1 vida media del convertidor, 2 vidas medias del convertidor, 3 vidas medias del convertidor, 4 vidas medias del convertidor y 5 vidas medias del convertidor.
- Proceder al revelado de cada trozo de película de igual forma que en el método directo.
- Después del secado, se procede a medir la densidad óptica de los trozos de películas con la ayuda de un densitómetro óptico.

Los resultados para los convertidores de disprosio e indio se muestran en las Tablas 4.11 y 4.12, y en las Figuras 4.13 y 4.14.

Tabla 4.11.- Densidad óptica vs tiempo de contacto para el disprosio

Tipo de Película	1 T _½	2 T _½	3 T _½	4 T _½	5 T _½
D3-SC	1.74 ± 0,02	2.48 ± 0,004	2.81 ± 0,01	3.05 ± 0,01	3.21 ± 0,01
Min-R	2.73 ± 0,01	3.19 ± 0,01	3.19 ± 0,01	3.23 ± 0,01	3.23 ± 0,01

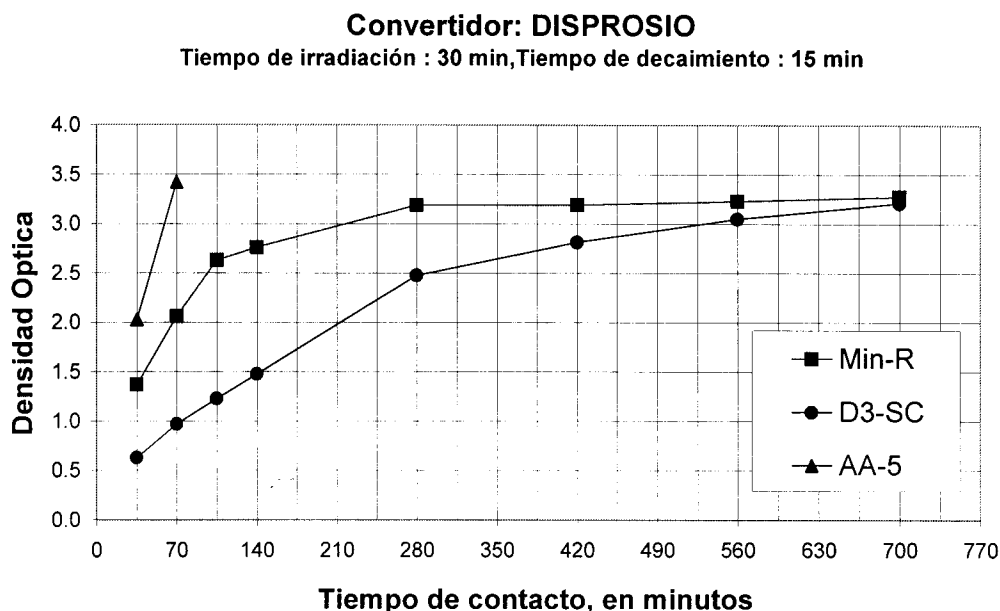


Figura 4.13.- Curva de densidad óptica para el convertidor de disprosio.

Tabla 4.12.- Densidad óptica vs tiempo de contacto para el indio.

Tipo de Película	1 T _½	2 T _½	3 T _½	4 T _½
D3-SC	0,72 ± 0,005	0,84 ± 0,005	0,96 ± 0,011	1,02 ± 0,005
Min-R	1,43 ± 0,005	1,83 ± 0,005	1,85 ± 0,013	1,90 ± 0,004
AA-5	2,52 ± 0,008	3,16 ± 0,013	3,40 ± 0,015	3,58 ± 0,018

Convertidor: INDIO

Tiempo de irradiación : 30 min, Tiempo de decaimiento : 5 min

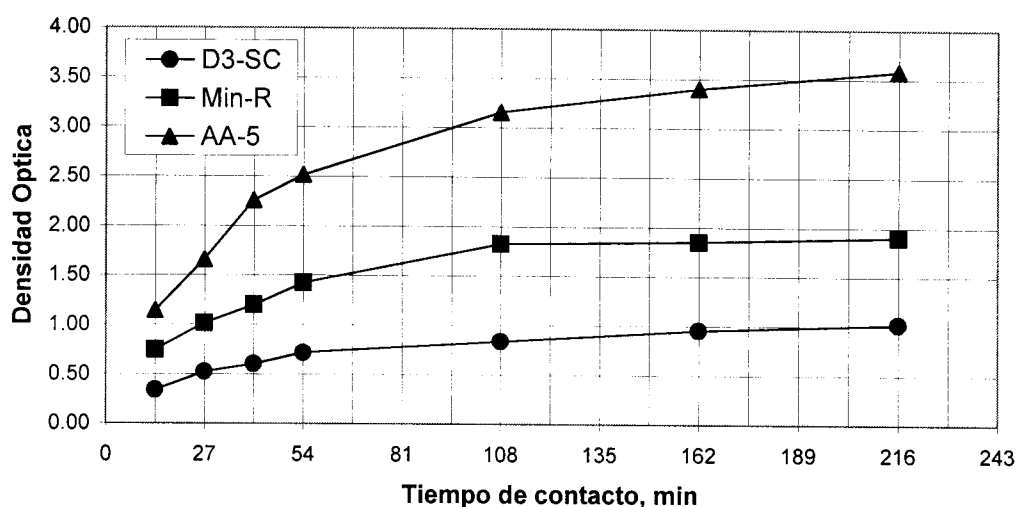


Figura 4.14.- Curva de densidad óptica para el convertidor de indio. Vida media del indio: 54 minutos.

4.5 Uniformidad del Haz de Neutrografía

Para la medición de la uniformidad del haz se empleó el método directo usando como convertidor el TRIMAX-8 de KODAK, porque para este tipo de convertidor son accesibles las dimensiones 10x40, cm necesarias para obtener una imagen completa del haz de neutrografía. En la Tabla 4.13 y en la Figura 4.15 podemos apreciar las características de este convertidor para la película D3-SC de AGFA, se empleó un filtro de 10 cm de bismuto. En la Figura 4.15 no se han considerado las incertidumbres por ser éstas muy pequeñas para ser visualizadas.

Tabla 4.13.- Densidad óptica en función del tiempo de irradiación para el convertidor TRIMAX 8 de KODAK. Filtro gamma de 10 cm.

Densidad óptica	100 s	200 s	400 s	600 s	800 s	1000 s	2000 s
D3-SC	0,30±0,01	0,34±0,01	0,53±0,01	0,74±0,01	0,95±0,01	1,21±0,02	2,15±0,02

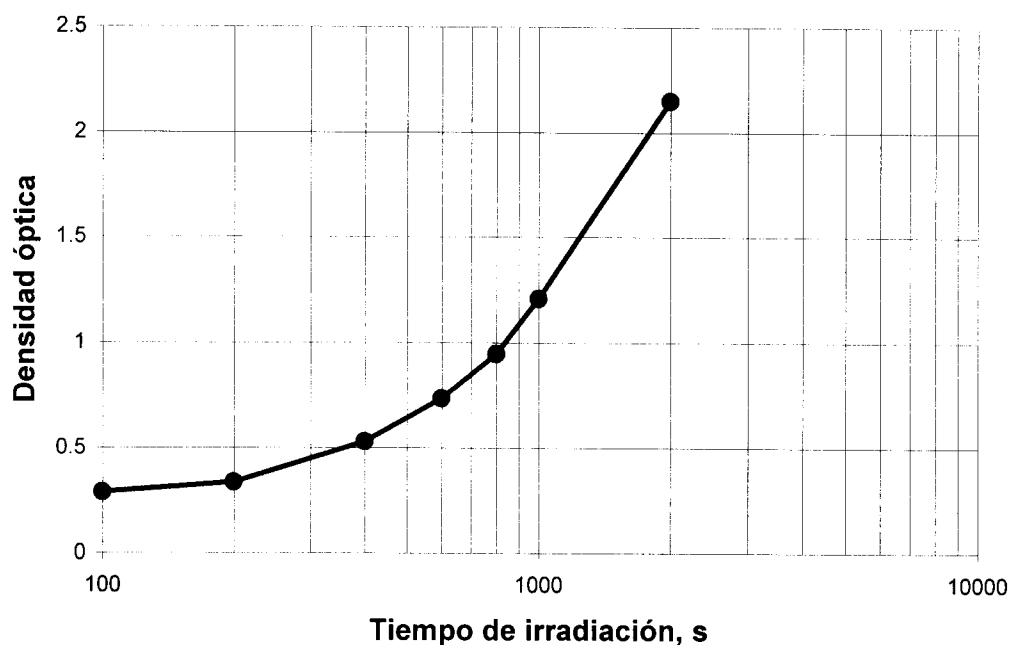


Figura 4.15.- Curva de crecimiento de la densidad óptica en función del tiempo de irradiación para el convertidor TRIMAX 8 de KODAK y película D3-SC de AGFA. Potencia del reactor 9 MW, filtro gamma de 10 cm.

Con la ayuda de la curva de la Figura 4.15 se irradió el convertidor y la película por un lapso de tiempo de 33min 20 seg., a una potencia del reactor de 9 MW. En la Tabla 4.14 se muestran los resultados obtenidos: cada dato en la tabla es el resultado de promediar la densidad óptica sobre un área de 1 cm^2 sobre la película. Se empleó una plantilla la cual se colocó encima de la película. En las Figuras 4.16 podemos apreciar el perfil del haz de neutrografía, el cual corresponde a la columna 5 de la Tabla 4.14. En la Figura 4.17 se observa una imagen tridimensional del haz de neutrografía. Por la simetría que presenta el haz de neutrografía, el haz de neutrografía presentará esta misma simetría, la cual no se observa en al figura 4.17 por estar recortado en la dirección vertical (ancho del convertidor: 10 cm).

Tabla 4.14.- Uniformidad de haz.

X	Y								
	1	2	3	4	5	6	7	8	9
1	0,50	0,48	0,44	0,44	0,45	0,45	0,45	0,46	0,46
2	0,52	0,51	0,48	0,47	0,47	0,47	0,46	0,46	0,47
3	0,50	0,53	0,51	0,52	0,49	0,50	0,49	0,49	0,48
4	0,54	0,55	0,55	0,52	0,51	0,50	0,50	0,49	0,50
5	0,58	0,60	0,58	0,55	0,55	0,54	0,52	0,52	0,53
6	0,63	0,66	0,70	0,68	0,65	0,62	0,60	0,58	0,59
7	1,26	1,35	1,52	1,56	1,42	1,30	1,12	0,76	0,68
8	1,92	2,02	2,09	2,07	2,03	1,98	1,85	1,66	1,41
9	2,24	2,30	2,33	2,34	2,29	2,31	2,21	2,02	1,82
10	2,33	2,37	2,37	2,42	2,43	2,42	2,37	2,24	2,08
11	2,36	2,42	2,45	2,46	2,47	2,50	2,47	2,38	2,24
12	2,42	2,43	2,45	2,51	2,52	2,54	2,48	2,47	2,37
13	2,53	2,53	2,56	2,64	2,63	2,63	2,63	2,54	2,52
14	2,54	2,57	2,61	2,64	2,68	2,67	2,65	2,64	2,61
15	2,57	2,58	2,63	2,66	2,68	2,68	2,68	2,68	2,65
16	2,56	2,59	2,63	2,67	2,70	2,70	2,70	2,68	2,69
17	2,57	2,63	2,64	2,67	2,70	2,71	2,72	2,68	2,69
18	2,57	2,59	2,61	2,63	2,67	2,69	2,71	2,69	2,66
19	2,56	2,59	2,60	2,59	2,63	2,67	2,71	2,70	2,67
20	2,53	2,57	2,61	2,58	2,60	2,65	2,65	2,68	2,67
21	2,55	2,57	2,60	2,61	2,61	2,64	2,65	2,68	2,67
22	2,55	2,56	2,59	2,62	2,63	2,65	2,64	2,69	2,72
23	2,52	2,54	2,57	2,60	2,60	2,64	2,63	2,67	2,70
24	2,55	2,54	2,57	2,56	2,59	2,62	2,65	2,66	2,71
25	2,55	2,56	2,55	2,53	2,56	2,61	2,60	2,59	2,64
26	2,41	2,47	2,52	2,53	2,55	2,59	2,54	2,53	2,70
27	2,49	2,51	2,58	2,62	2,62	2,64	2,59	2,58	2,44
28	2,47	2,46	2,59	2,62	2,62	2,63	2,58	2,47	2,34
29	2,44	2,51	2,54	2,55	2,57	2,56	2,45	2,32	2,12
30	2,36	2,39	2,42	2,40	2,41	2,34	2,23	2,10	1,93
31	2,08	2,13	2,16	2,16	2,10	2,07	1,98	1,81	1,66
32	1,71	1,78	1,85	1,84	1,80	1,74	1,61	1,51	1,31
33	1,13	1,30	1,35	1,36	1,33	1,31	1,24	0,83	0,75
34	0,71	0,76	0,74	0,75	0,74	0,73	0,71	0,66	0,65
35	0,61	0,64	0,63	0,64	0,64	0,62	0,62	0,62	0,60
36	0,55	0,56	0,57	0,58	0,58	0,56	0,57	0,56	0,57
37	0,52	0,53	0,54	0,55	0,54	0,53	0,54	0,53	0,53
38	0,50	0,50	0,51	0,51	0,50	0,50	0,50	0,51	0,51

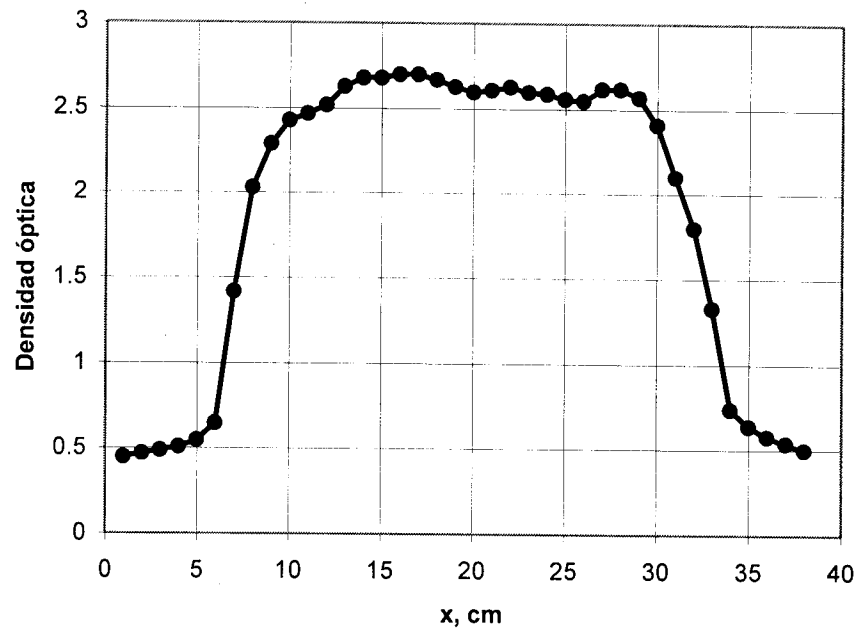


Figura 4.16.- Perfil del haz de neutrografía del RP-10.

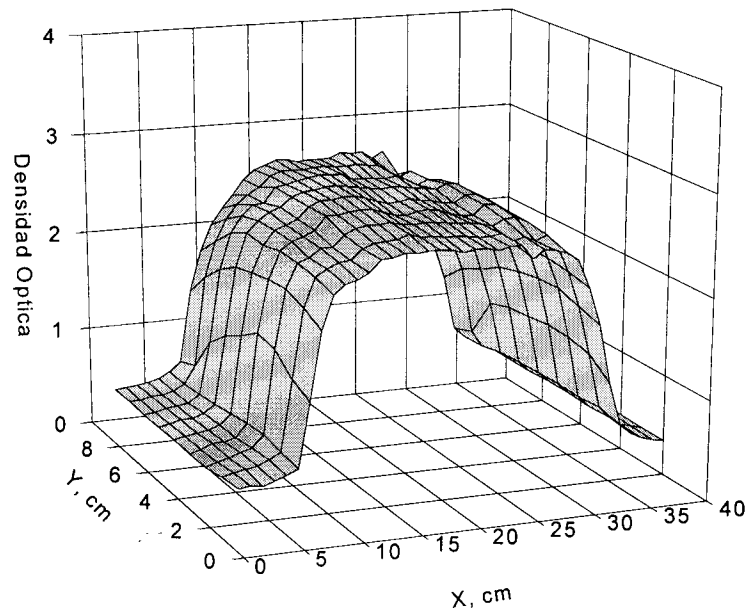


Figura 4.17.- Curva en 3D de la uniformidad del haz de neutrografía del RP-10.

4.6 Medida de la Resolución

Para la medición de la resolución se ha seguido el siguiente procedimiento utilizando el método directo.

- Cortar trozos de láminas de cadmio de 1 mm de espesor, 1 cm de ancho por 2 cm de largo.
- En el cuarto oscuro y con luces de seguridad, colocar el convertidor y la película en el chasis.
- Ubicar la lámina de cadmio en el centro del chasis, con el lado mayor paralelo al lado mayor del chasis.
- Irradiar el tiempo prefijado según las condiciones de irradiación: potencia del reactor, espesor del filtro gamma y tipo de película.
- Retirar la lámina de cadmio y llevar el chasis al cuarto oscuro.
- Proceder al revelado y secado de la película.
- Con la ayuda de un microscopio óptico, visualizar la interfase entre la zona oscura y la zona clara (imagen de la lámina de cadmio).
- Digitalizar la imagen con ayuda de una cámara CCD. Grabar la imagen en formato TIFF.
- Analizar la imagen con un procesador de imagen, tal como el *Image Tool for Windows v. 2.00 of UTHSCSA*.
- Copiar la información a una hoja de cálculo o emplear cualquier graficador de datos.
- Aplicar los métodos de Klasens y Harms para determinar la resolución.

Los resultados de medición de la resolución según Klasens en función del espesor del filtro gamma se muestran en la Tabla 4.15 y en las Figuras 4.18 – 4.20.

Tabla 4.15.- Resolución según Klasens

Resolución (μm)	Espesor del filtro gamma en pulgadas				
	0	1	2	3	4
Ut	42,7 \pm 1,1	95,4 \pm 3,1	40,8 \pm 0,8	96,6 \pm 1,5	185,9 \pm 6,1

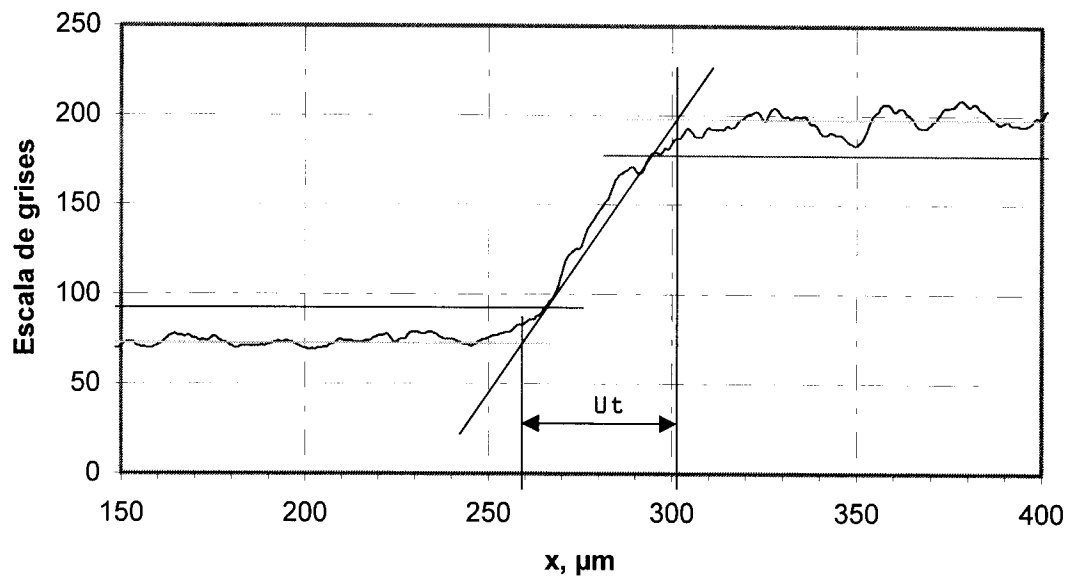


Figura 4.18.- Método de Klasens sin filtro gamma.

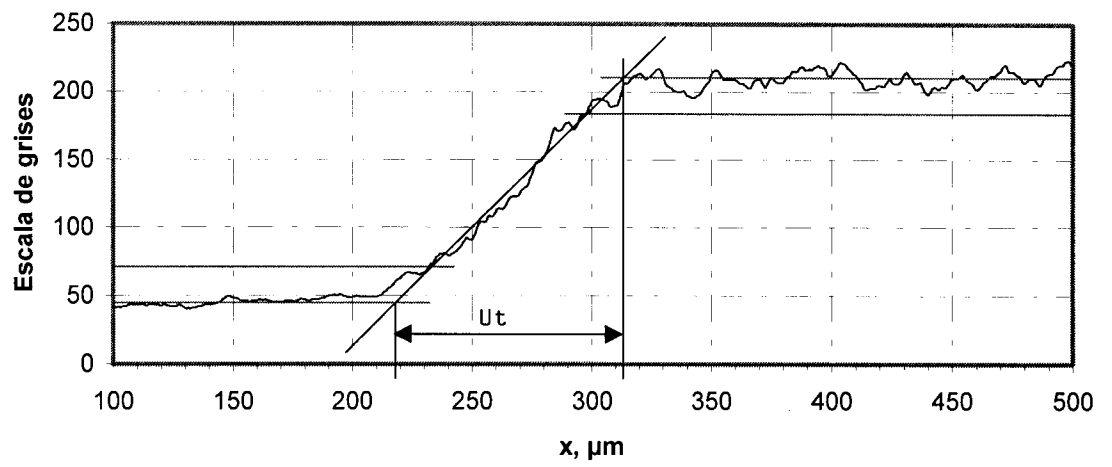


Figura 4.19.- Método de Klasens con filtro gamma de 2,54 cm de espesor.

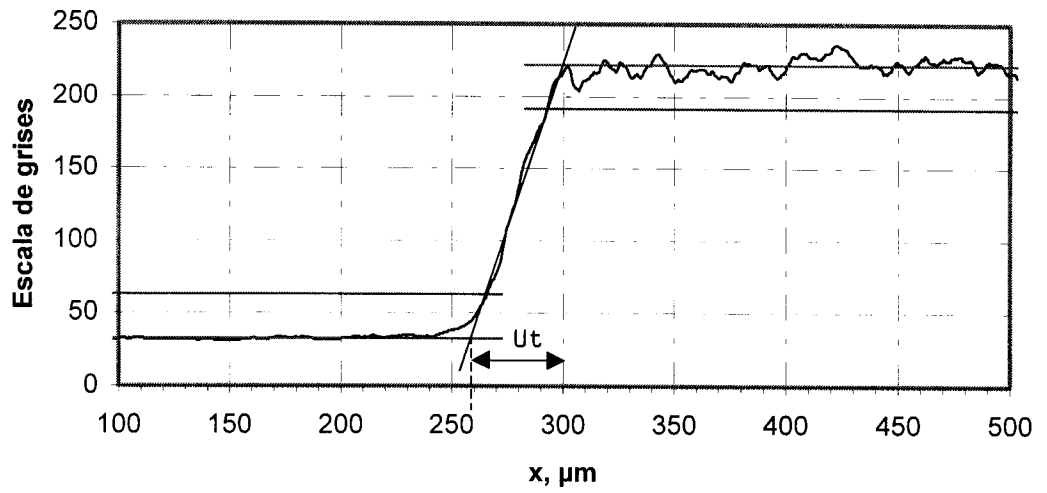


Figura 4.20.- Método de Klasens con filtro gamma de 5 cm de espesor.

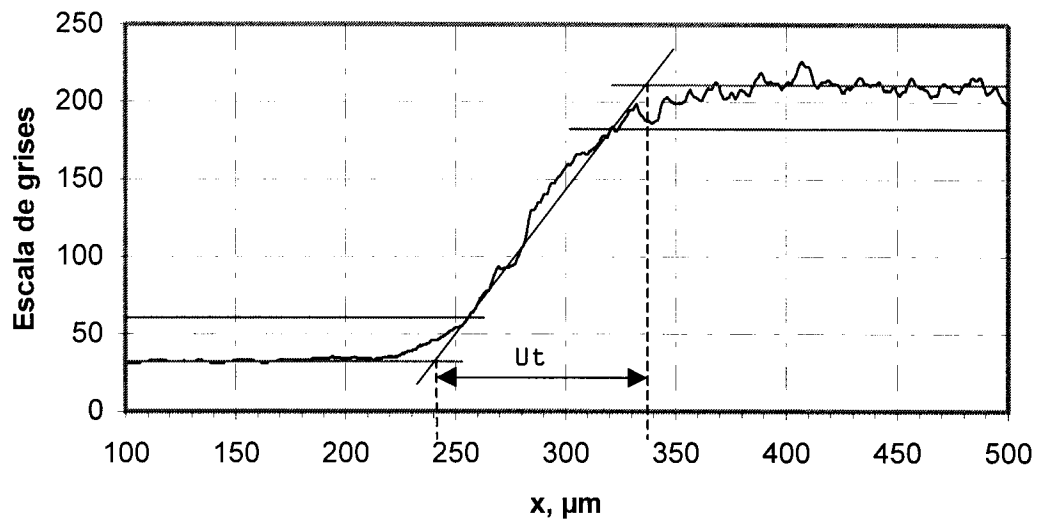


Figura 4.21.- Método de Klasens con filtro gamma de 7,5 cm de espesor.

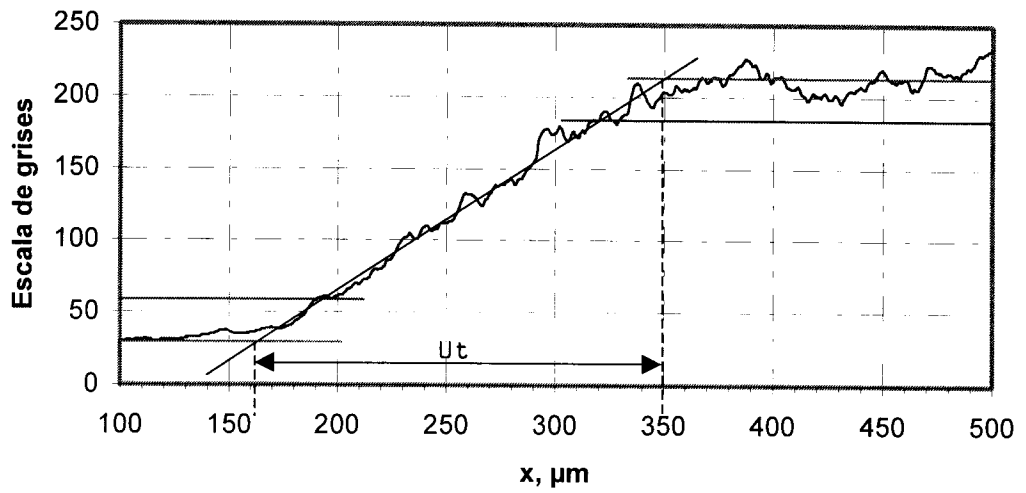


Figura 4.22.- Método de Klasens con filtro gamma de 10 cm de espesor.

En la Tabla 4.16 podemos observar cómo varía la resolución según Harms en función del espesor del filtro gamma. En las Figuras 4.23 a la 4.27 podemos apreciar el ajuste de la función de dispersión de borde (edge-spread function).

Tabla 4.16.- Resolución según Harms en función del espesor del filtro gamma.

Resolución (μm)	FILTRO GAMMA				
	0 cm	2,5 cm	5,0 cm	7,5 cm	10 cm
U_t	$8,84 \pm 0,13$	$21,78 \pm 1,11$	$7,22 \pm 0,14$	$22,19 \pm 0,71$	$51,90 \pm 0,27$

RESOLUCION SIN FILTRO GAMMA Método de Harms

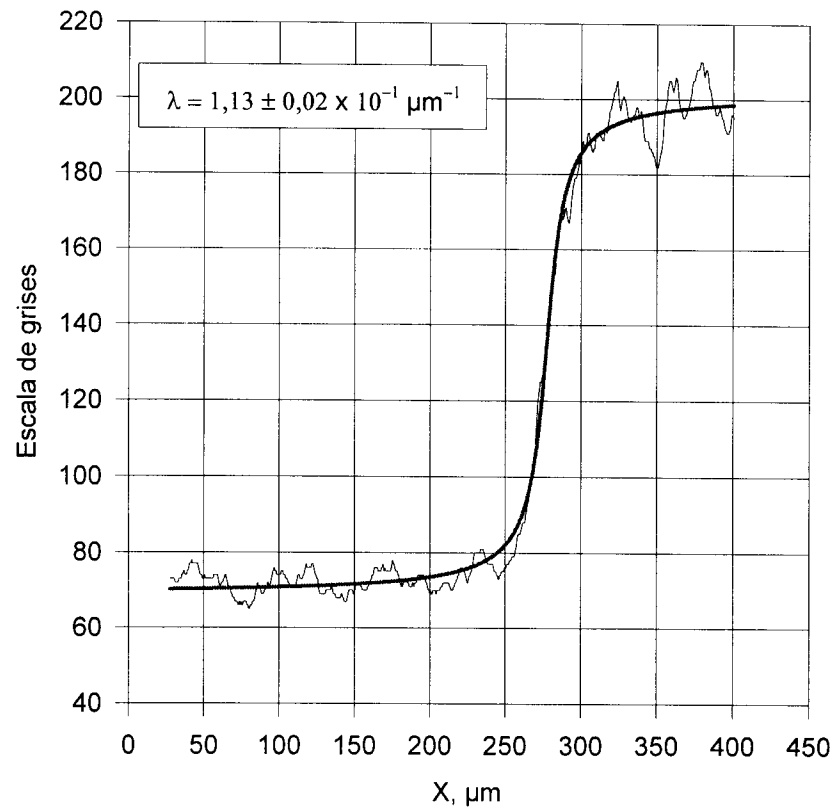


Figura 4.23.- Método de Harms. Curva ajustada por la función de dispersión de borde con el parámetro de resolución $\lambda = 1,13 \pm 0,02 \times 10^{-1} \mu\text{m}^{-1}$. Coeficiente de correlación del ajuste $2,74 \pm 0,05 \%$. Sin filtro gamma.

RESOLUCION CON FILTRO GAMMA
Espesor del filtro = 2,5 cm
Método de Harms

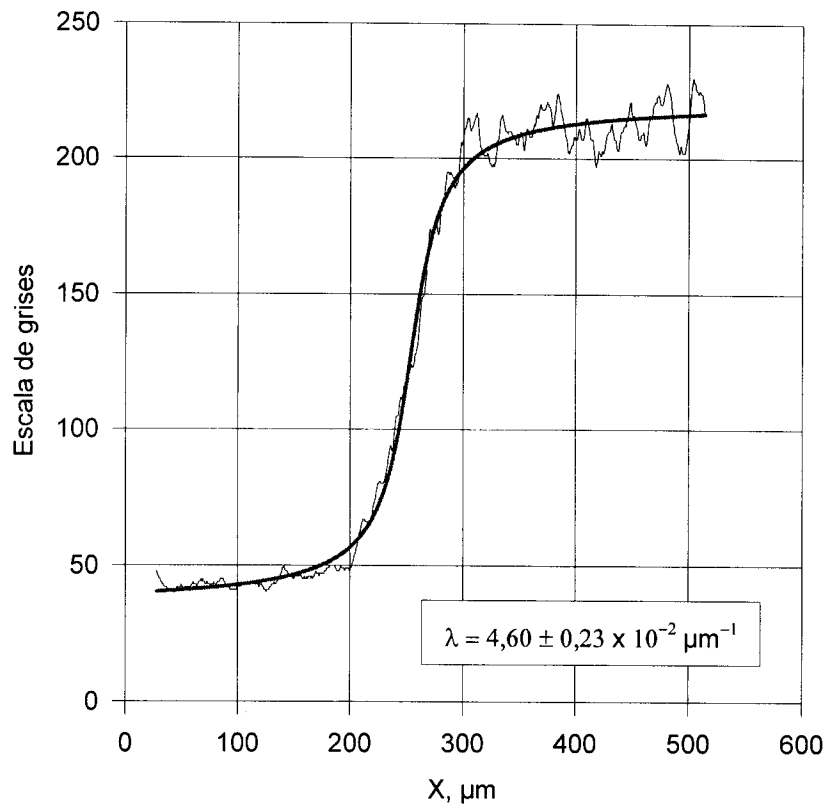


Figura 4.24.- Método de Harms. Curva ajustada por la función de dispersión de borde con el parámetro de resolución $\lambda = 4,60 \pm 0,23 \times 10^{-2} \mu\text{m}^{-1}$. Coeficiente de correlación del ajuste $2,02 \pm 0,04 \%$. Filtro gamma de 2,5 cm.

RESOLUCION CON FILTRO GAMMA
Espesor del filtro = 5,0 cm
Método de Harms

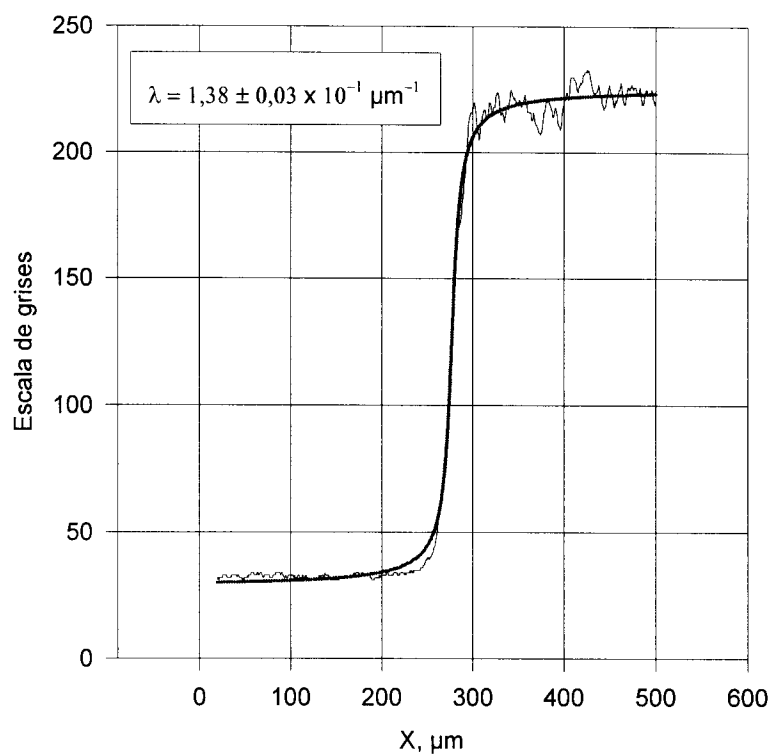


Figura 4.25.- Método de Harms. Curva ajustada por la función de dispersión de borde con el parámetro de resolución $\lambda = 1,38 \pm 0,03 \times 10^{-1} \mu\text{m}^{-1}$. Coeficiente de correlación del ajuste $1,88 \pm 0,02 \%$. Filtro gamma de 5,0 cm.

RESOLUCION CON FILTRO GAMMA
Espesor del filtro = 7,5 cm
Método de Harms

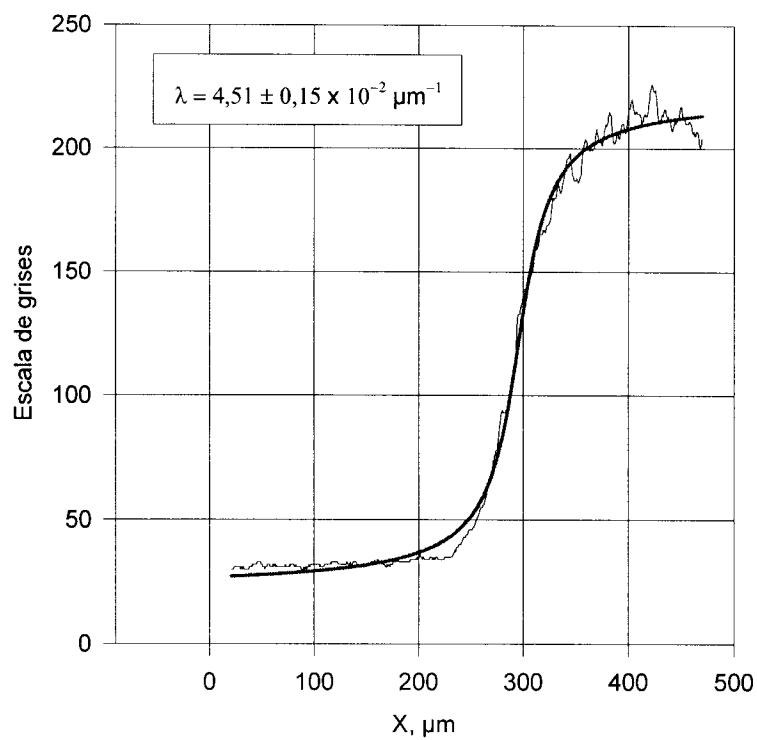


Figura 4.26.- Método de Harms. Curva ajustada por la función de dispersión de borde con el parámetro de resolución $\lambda = 4,51 \pm 0,15 \times 10^{-2} \mu\text{m}^{-1}$. Coeficiente de correlación del ajuste $1,51 \pm 0,06 \%$. Filtro gamma de 7,5 cm.

RESOLUCION CON FILTRO GAMMA
Espesor del filtro = 10 cm
Método de Harms

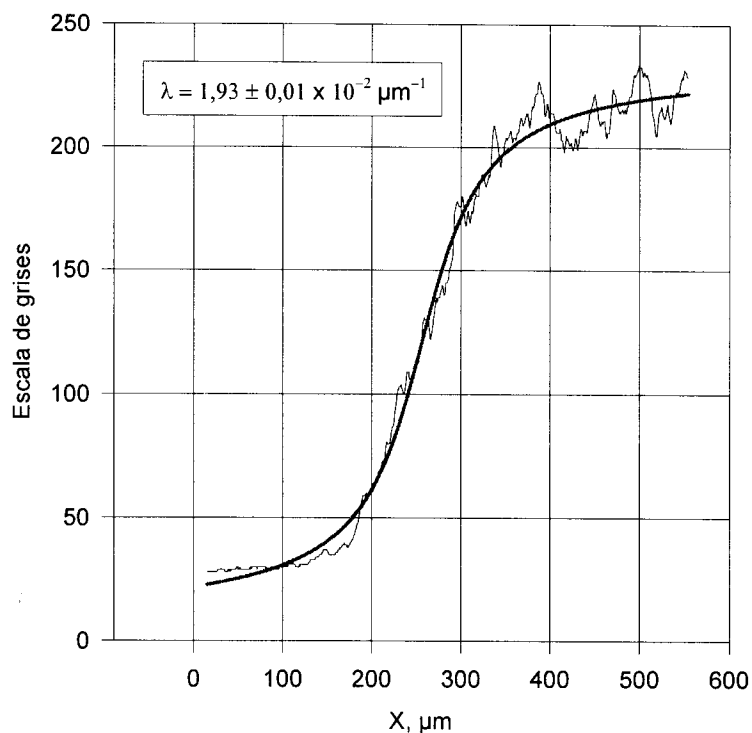


Figura 4.27.- Método de Harms. Curva ajustada por la función de dispersión de borde con el parámetro de resolución $\lambda = 1,93 \pm 0,01 \times 10^{-2} \mu\text{m}^{-1}$. Coeficiente de correlación del ajuste $1,74 \pm 0,07 \%$. Filtro gamma de 10 cm.

Para el caso sin filtro gamma se midió la variación de la resolución con la distancia. Se empleó una escalera hecha de aluminio con peldaños cada 2 cm. Se aplicaron ambos métodos, Klasens y Harms, los resultados se muestran en la Tabla 4.17. En las Figuras 4.28 y 4.29 se muestra gráficamente el comportamiento con la distancia objeto-convertidor. Se ha realizado un ajuste según las siguientes funciones (para el modelo de Harms):

$$R(x) = B \cdot x^B, \quad (8)$$

$$R(x) = A + B \cdot x. \quad (9)$$

donde A y B son los parámetros que se van a determinar y x representa la distancia objeto-convertidor. Se empleó esta función en vista de que la resolución geométrica es proporcional a esta distancia, ver 2.5.1 ecuación (2).

Tabla 4.17.- Variación de la resolución con la distancia objeto-convertidor.

Resolución (μm)	Distancia objeto-convertidor					
	0	2 cm	4 cm	6 cm	8 cm	10 cm
Ut - Klasens	$42,7 \pm 1,1$	$337,0 \pm 0,8$	$322,8 \pm 1,3$	$363,0 \pm 19,6$	$399,7 \pm 1,3$	$540,7 \pm$
Ut - Harms	$8,8 \pm 0,1$	$110,6 \pm 7,1$	$84,8 \pm 2,7$	$114,4 \pm 4,0$	$133,7 \pm 1,5$	$151,2 \pm 1,7$

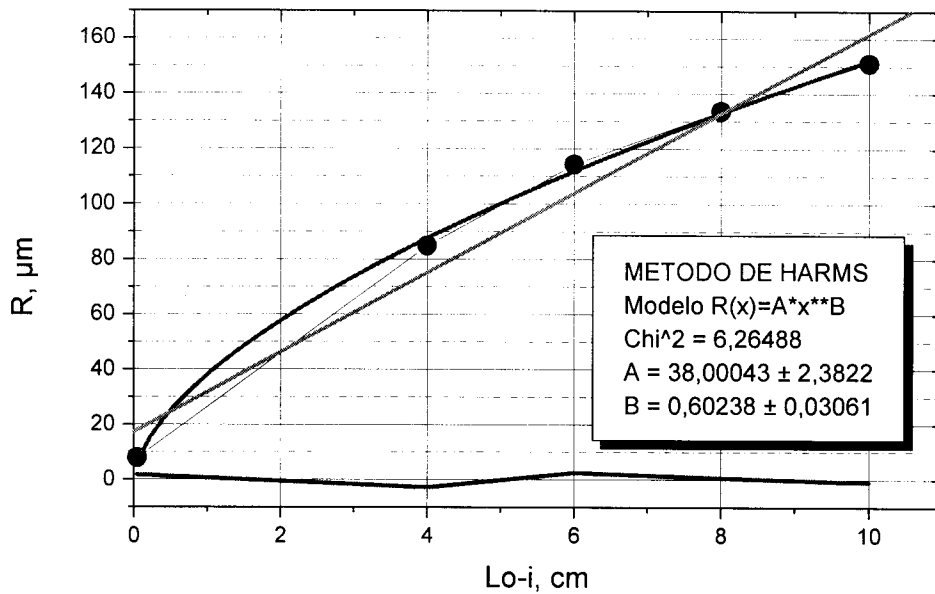


Figura 4.28.- Variación de la resolución según Harms con la distancia objeto-convertidor $Lo-i$. Se han realizado dos ajustes: del tipo $R(x)=A \cdot x^B$ y $R(x)=A+B \cdot x$. Para el primer caso en la figura se aprecia los valores de los parámetros. Para el caso lineal, los resultados fueron: $A=17,41$ $B= 14,44$ $r= 0,9834$.

En la parte inferior se ha graficado los residuales para el primer modelo.

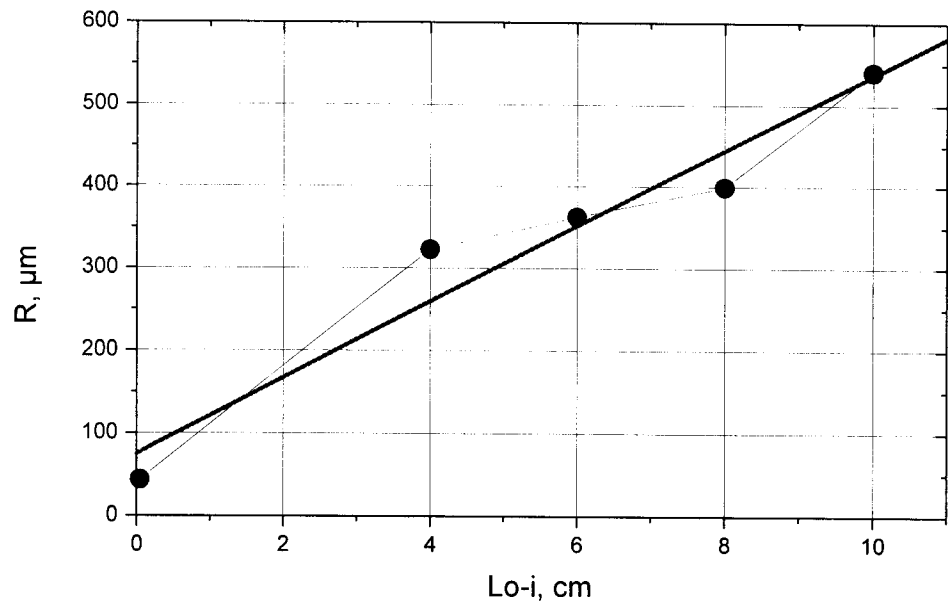


Figura 4.29.- Variación de la resolución según Klasens con la distancia objeto-convertidor Lo-i.

Los parámetros de ajuste lineal fueron: $A = 75,11$ $B = 46,15$ $r = 0,9723$.

Como puede apreciarse, el modelo de Harms presenta una mayor “regularidad” comparado con el método de Klasens. Sin embargo, se requiere mayor cantidad de datos para asegurar la validez de las fórmulas empleadas en la resolución y en la variación con la distancia objeto-convertidor.

En las Figuras 4.30 y 4.31 podemos apreciar las imágenes captadas por una cámara CCD para las películas obtenidas sin filtro gamma y con un filtro de 10 cm de espesor. Se puede notar el ensanchamiento de la interface.

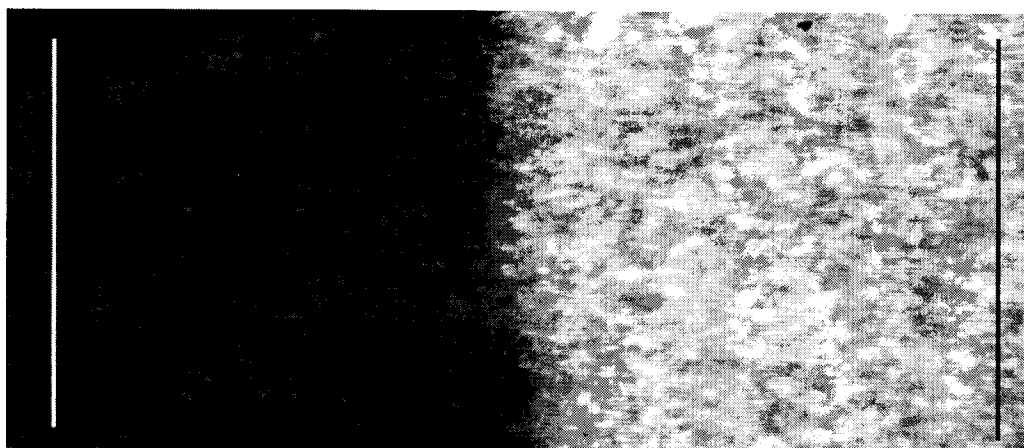


Figura 4.30.- Imagen registrada por la cámara CCD del borde de una lámina de cadmio. Método directo, convertidor gadolinio metálico, película D3-SC de AGFA, sin filtro gamma. Las líneas en los extremos se han trazado como referencia para la toma de datos.

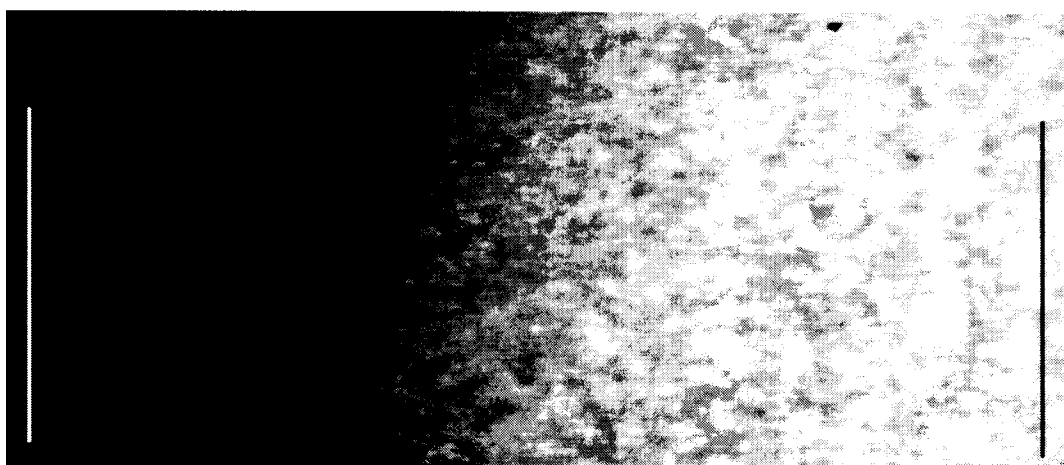


Figura 4.31.- Imagen registrada por la cámara CCD del borde de una lámina de cadmio. Método directo, convertidor gadolinio metálico, película D3-SC de AGFA, con filtro gamma de 10 cm. Las líneas en los extremos se han trazado como referencia para la toma de datos.

4.7 Caracterización según norma ASTM 545

Se ha aplicado los indicadores de calidad de haz y de sensibilidad de la norma ASTM 545 para caracterizar la facilidad de neutrografía. Esta norma sólo es aplicable al método directo y para películas de una sola emulsión, como la D3-SC de AGFA.

El indicador de calidad de haz (BPI) consiste de un pequeño bloque de teflón con agujeros de diámetros diferentes y algunos rellenos con nitrato de boro (BN) y

plomo, ver Figura 4.32. Con este indicador se puede determinar la componente de neutrones térmicos, de gammas, de neutrones térmicos dispersados y de gammas de alta energía presentes en el haz. Para ello se emplean las siguientes expresiones matemáticas:

- Contenido efectivo de neutrones térmicos:

$$CN = \frac{D_H - (D_{B,MAXIMO} + \Delta D_L)}{D_H} \times 100 \quad (10)$$

donde, D_H es la densidad óptica en el agujero, $D_{B,MAXIMO}$ es la densidad óptica máxima del disco de nitruro de boro, y ΔD_L es la diferencia de densidades ópticas en los discos de plomo.

- Contenido efectivo de neutrones dispersados:

$$S = \frac{\Delta D_B}{D_H} \times 100 \quad (11)$$

donde, ΔD_B es la diferencia de densidades ópticas de los discos de nitruro de boro.

- Contenido efectivo gamma:

$$\gamma = \frac{D_T - D_{L,MINIMO}}{D_H} \times 100 \quad (12)$$

donde D_T es la densidad óptica a través del teflón y $D_{L,MINIMO}$ es la mínima densidad óptica en uno de los discos de plomo.

- Contenido efectivo de producción de pares:

$$P = \frac{\Delta D_L}{D_H} \times 100 \quad (13)$$

donde ΔD_L es la diferencia de densidad ópticas de los discos de plomo.

Los resultados encontrados en función del espesor del filtro gamma son:

Tabla 4.18.- Contenidos efectivos según la norma ASTM 545 en función del espesor del filtro gamma para la facilidad de neutrografía del reactor RP-10[13].

CONTENIDO EFECTIVO	FILTRO GAMMA				
	0	2,5 cm	5 cm	7,5 cm	10 cm
NC	20,2 ± 1,1	33,3 ± 1,7	42,4 ± 1,2	53,0 ± 1,4	58,0 ± 1,4
S	1,4 ± 1,1	1,9 ± 1,4	2,7 ± 1,8	2,6 ± 1,3	2,2 ± 1,8
γ	3,7 ± 0,7	2,7 ± 1,1	1,9 ± 1,2	1,4 ± 0,4	1,2 ± 0,5
P	1,7 ± 0,7	2,1 ± 1,7	1,6 ± 0,9	1,9 ± 0,8	1,5 ± 1,3

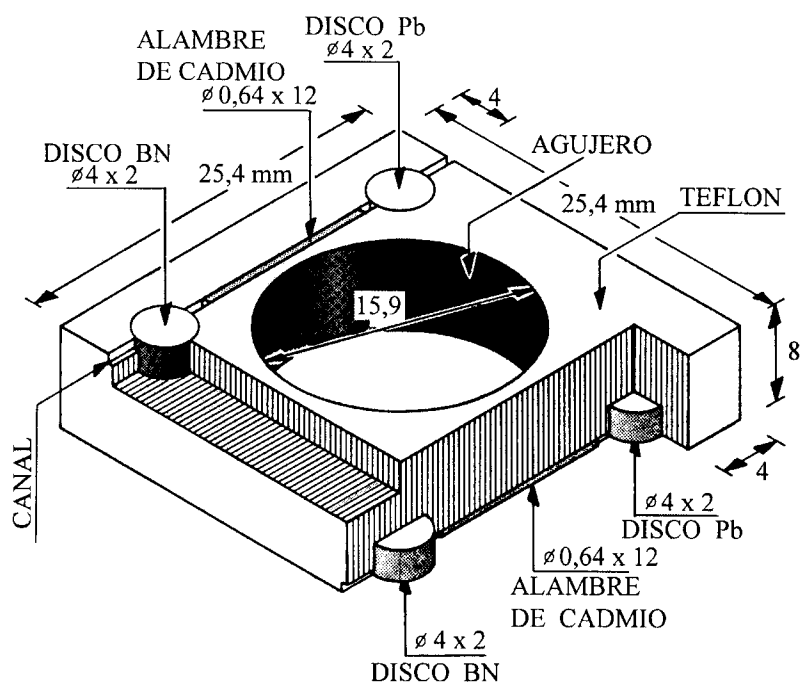


Figura 4.32.- Indicador de pureza de haz (BPI) según la norma ASTM E 545.

Otro indicador que recomienda la norma ASTM E 545 es el denominado indicador de sensibilidad, el cual consiste de una escalerilla de acrílico y una de plomo, con separadores de aluminio y unas laminillas de acrílico con agujeros de diámetro igual a su espesor, ver Figura 4.33. El modo de empleo de este indicador es solamente visual, siendo las variables H y G, las cuales indican el diámetro mínimo y el separador mínimo visible, ver Tabla 4.19.

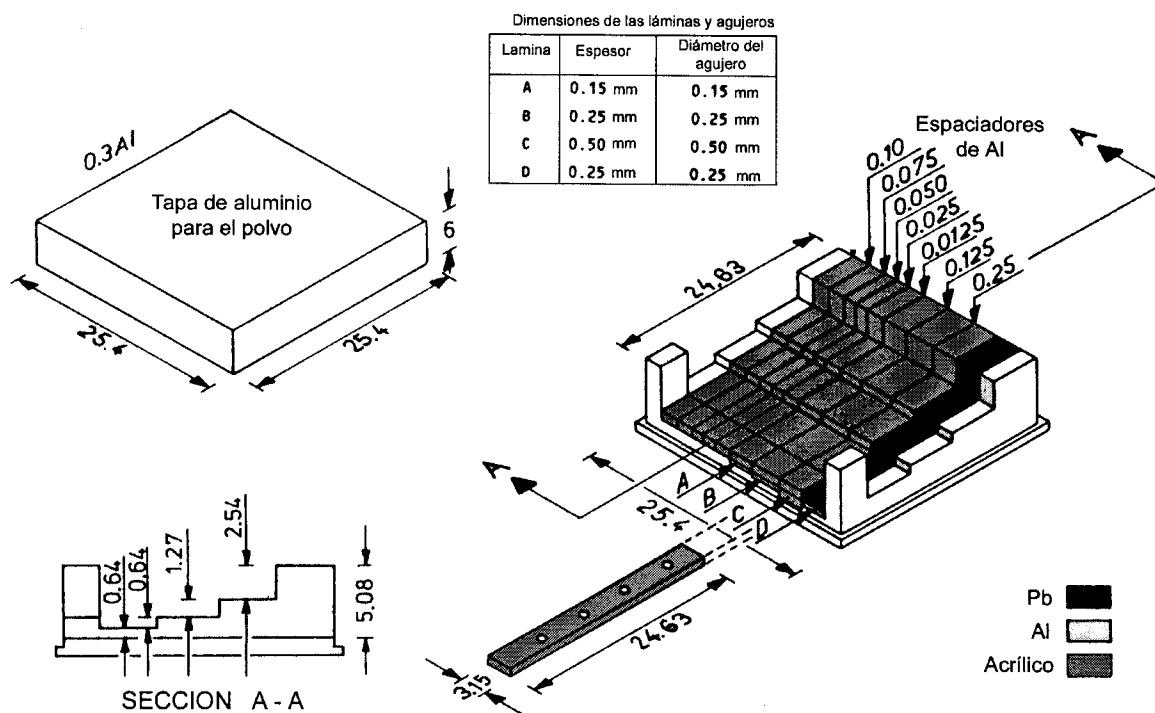


Figura 4.33.- Vista del indicador de sensibilidad SI de la norma ASTM E 545.

Tabla 4.19.- Valores de H y G asignados por la norma ASTM E 545.

VALOR DE H	AGUJERO, mm	ESPESOR, mm	VALOR DE G	ESPACIADOR, mm
1	0,51	0,64	1	0,25
2	0,51	1,27	2	0,13
3	0,51	2,54	3	0,10
4	0,51	5,08	4	0,076
5	0,25	0,64	5	0,051
6	0,25	1,27	6	0,025
7	0,25	2,54	7	0,013
8	0,25	5,08		
9	0,13	0,64		
10	0,13	1,27		
11	0,13	2,54		
12	0,13	5,08		

En la Tabla 4.20 se muestran estos valores en función del espesor del filtro gamma para la facilidad de neutrografía del RP-10.

Tabla 4.20.- Valores de H y G en función del espesor del filtro gamma[13].

VALORES EFECTIVOS	FILTRO GAMMA				
	0	2,5 cm	5,0 cm	7,5 cm	10 cm
H	4	5	6	7	7
G	6	6	6	6	6

La norma ASTM 545 da una tabla para categorizar la facilidad de neutrografía en función de los valores antes mencionados, ver Tabla 4.21.

Tabla 4.21.- Categorías dadas por la norma ASTM 545[22].

Categoría	NC	H	G	S	γ	P
I ^A	65	6	6	5	3	3
II ^A	60	6	6	6	4	4
III ^A	55	5	5	7	5	5
IV	50	4	5	8	6	6
V	45	3	5	9	7	7

^A Para las categorías I, II y III, el agujero mínimo observable debe ser el de 0,25 mm para todos los espesores de plomo.

De los resultados obtenidos vemos que para un filtro gamma de 10 cm la categoría que le corresponde a la facilidad de neutrografía del RP-10 es III, y ésta disminuye conforme disminuye el espesor del filtro gamma. El espesor de 7,5 cm según los resultados, demuestra ser el óptimo si tomamos en cuenta el flujo de neutrones térmicos, el cual está ligado al tiempo de irradiación. En la Figura 4.34 podemos apreciar la neutrografía de ambos indicadores.

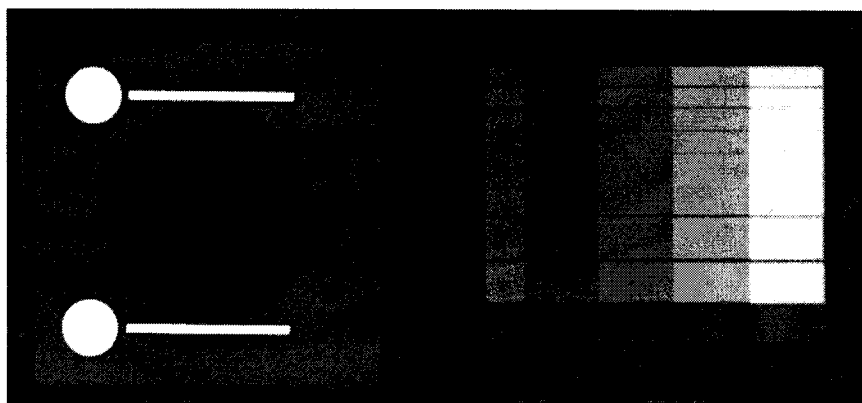


Figura 4.34.- Neutrografía de los indicadores BPI y SI de la norma ASTM E 545. Se puede apreciar que los discos de plomo del BPI son imperceptibles. De NRAY SERVICES INC., <http://www.nray.com>

Capítulo V

Aplicaciones de la Neutrografía

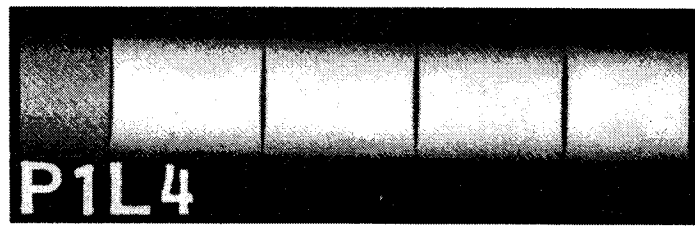
Las aplicaciones de la neutrografía son muy diversas y van por ejemplo desde el campo nuclear hasta la agricultura. En el presente trabajo los campos de aplicación de la neutrografía los dividiremos en dos: aplicaciones nucleares y no nucleares. A continuación examinaremos algunas de las aplicaciones más sobresalientes en cada caso.

5.1 Aplicaciones Nucleares

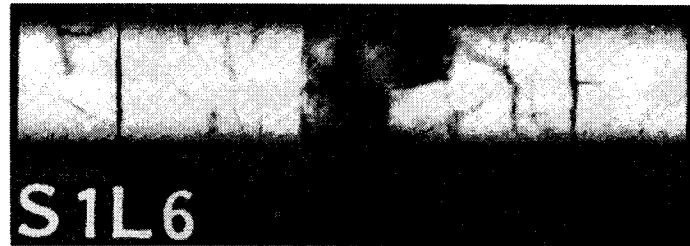
Las aplicaciones nucleares son aquellas en que la muestra que se analiza es un material radiactivo, pudiendo ser por ejemplo, un elemento combustible gastado de un reactor nuclear. La neutrografía precisamente se desarrolla para satisfacer la necesidad de contar con una herramienta no destructiva para inspeccionar elementos combustibles gastados. Estos elementos son altamente radiactivos y muy peligrosos por los elementos tóxicos que contiene.

En el siguiente listado mostramos algunas de las aplicaciones en el campo nuclear:

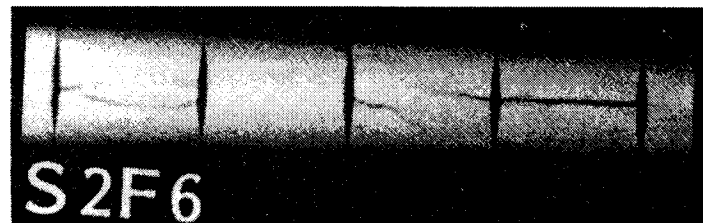
- Inspección de elementos combustibles gastados: búsqueda de fracturas o fisuras por desgaste. En la Figura 5.1 podemos apreciar el fracturamiento de un elemento combustible gastado.
- Inspección de dispositivos de irradiación: obstrucción por algún material de composición orgánica, por ejemplo “can” de polietileno del sistema de irradiación RABBIT para análisis por activación neutrónica. En la Figura 5.2 se puede observar un “can” de polietileno atascado durante la prueba en frío del nuevo cabezal de irradiación del sistema RABBIT.
- Inspección de elementos absorbedores de neutrones: en la Figura 5.3 podemos apreciar el “quemado” del cadmio en una barra de control de un reactor nuclear.



(a)



(b)



(c)

Figura 5.1.- Pastillas de elemento combustible (a) nuevo, (b) fracturas múltiples, y (c) fracturas lineales[7].

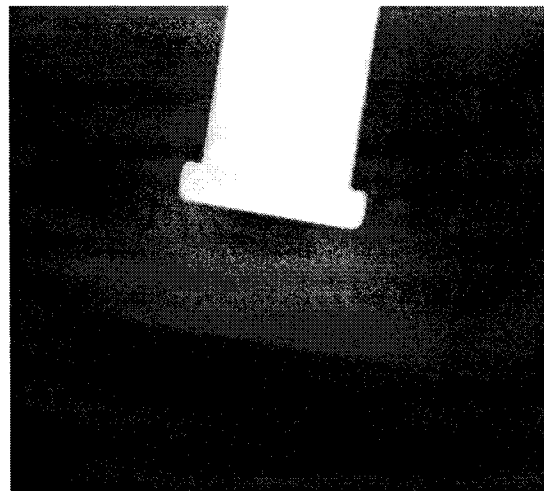


Figura 5.2.- Vista interna del cabezal de irradiación del sistema neumático RABBIT. Se puede apreciar que el can de polietileno se encuentra atascado en la base.

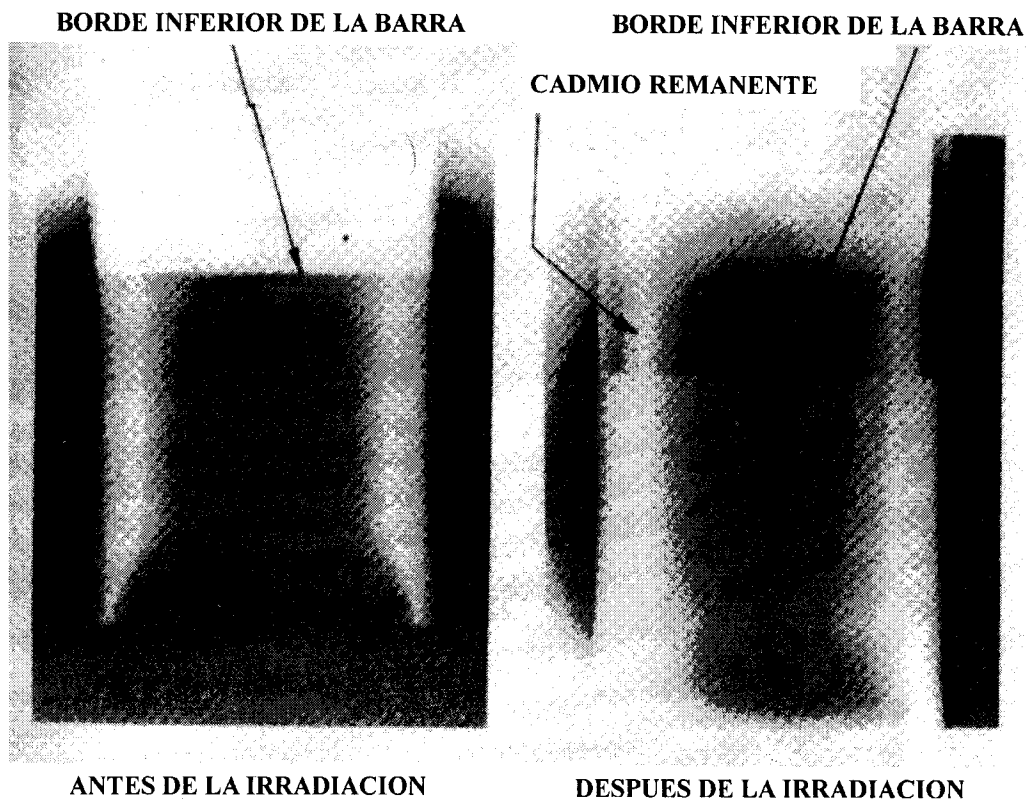


Figura 5.3.- Vista del desgaste del cadmio en una barra de control [7].

5.2 Aplicaciones no nucleares

Son aquellas en que las muestras a inspeccionar no son radiactivas. Dividiremos estas aplicaciones a su vez en industriales y no industriales. A continuación describiremos algunas de ellas.

5.2.1 Aplicaciones Industriales

Estas aplicaciones se dan en el ámbito de la industria, principalmente de la aviación y explosivos. Gracias al advenimiento de los reactores nucleares de investigación estas aplicaciones han adquirido mayor importancia.

En la Tabla 5.1 se muestran algunas de las aplicaciones industriales más sobresalientes.

Tabla 5.1.- Aplicaciones industriales de la neutrografía

Area o tópico de la aplicación	Objetos	Propósito de la inspección
Aviones y helicópteros, mantenimientos, fabricación de turbinas	Aluminio, estructura tipo panal de abeja, materiales composites, alabes de turbinas	Corrosión, humedad, defectos de adhesivos, control de calidad en alabes de turbinas. Figura 5.4 y 5.5
Industria e investigación aerospacial.	Dispositivos pirotécnicos (actuadores, cortadores de cable) componentes mecánicos y electrónicos.	Control de ensamblado, control de calidad de las cargas explosivas, función, sellos, aislantes, lubricación. Figura 5.6
Industria e investigación automotriz.	Operación del motor de combustión, carga de la bolsa de aire.	Estudio de flujo de fluidos, lubricación, control de calidad de la fuente de gas.
Industria e investigación en química y petroquímica.	Componentes mecánicos y estructurales, procesos de dos fases.	Hidratación del acero, control de calidad de sellos, visualizar dos fases.
Ciencia de materiales, cerámicos y composites: desarrollo e investigación.	Muestras metalúrgicas, cerámicas de alta tecnología, estructuras composites.	Distribución de las aleaciones, control de calidad de fisuras, inclusiones, densidad, porosidad.
Ingeniería civil	Muestras de concreto, concreto reforzado, concreto con reforzado de aditivos plásticos.	Permeabilidad del agua, edad del concreto, comportamiento del acero en concreto reforzado.
Transferencia de calor	Chimeneas, dos fases en tuberías de acero (por ejemplo, gas y agua, sales, metales fundidos).	Visualización de dos fases y su comportamiento.
Industria de defensa y pertrechos.	Explosivos y encendedores.	Control de calidad de cargas explosivas y estructuras mecánicas.

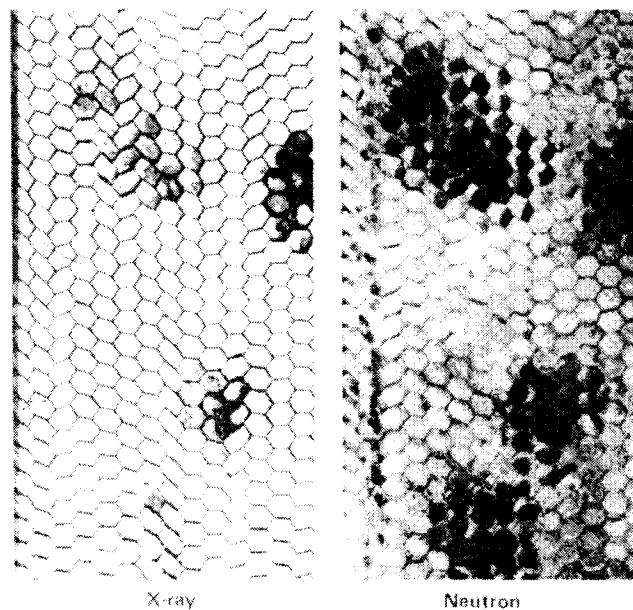


Figura 5.4.- Comparación de las técnicas de rayos X y neutrografía en al inspección de la estructura interna del ala de un avión[7].

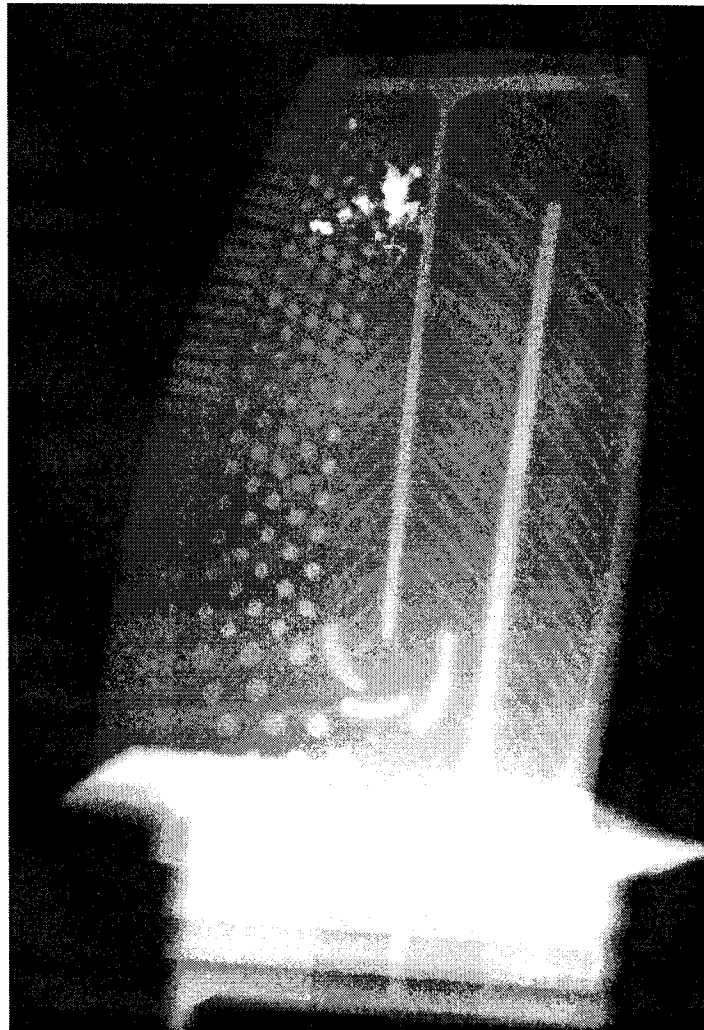


Figura 5.5.- Vista de un alabe de avión con residuos dentro de la cavidad. Cortesía de NRAY SERVICES INC., CANADA (<http://www.nray.com>)

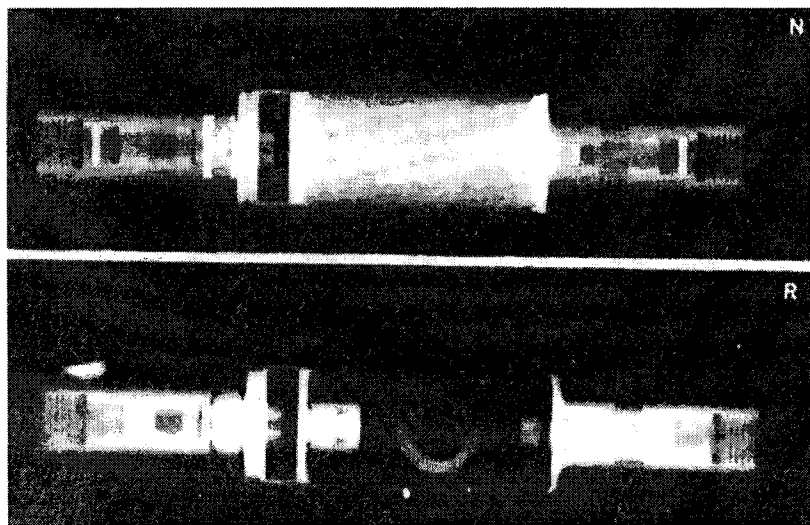


Figura 5.6.- Dispositivo explosivo del cohete europeo ARIANE[7].

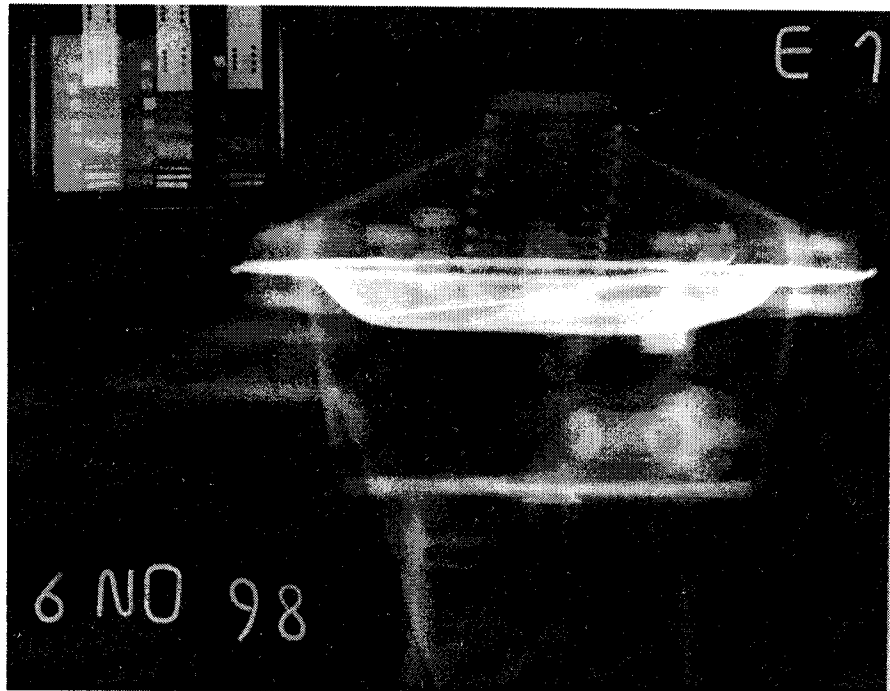


Figura 5.7.- Vista de una válvula de gas. Se puede ver claramente en la vista el sello de jebe y algunos sellos internos.

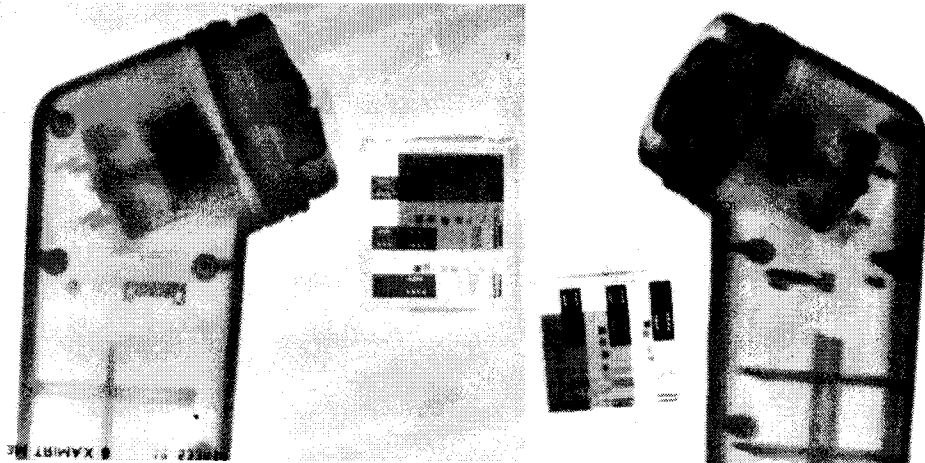


Figura 5.8.- Comparación de los métodos directo (izquierda) e indirecto (derecha). Se puede apreciar que el contraste es mejor en el indirecto que en el directo. La imagen con el método directo fue obtenida sin filtro gamma, y fue una de las primeras pruebas del método directo en la facilidad de neutrografía del reactor RP-10. La muestra fue una navaja portátil.

5.2.2 Aplicaciones no industriales

En las aplicaciones no industriales están principalmente las muestras biológicas y de arte. A continuación en la Tabla 5.2 se muestran algunas de estas aplicaciones.

Tabla 5.2.- Aplicaciones no industriales de la neutrografía.

Área o tópico de la aplicación	Objetos	Propósito de la investigación
Medicina: 1. Detección de cáncer. 2. Localización subcelular de boro. 3. Radiografía médica. 4. Estructura de los cálculos biliares.	Tejido del tumor. Células. Paciente. Cálculo biliar.	Detección de la presencia de tumor en tejido. Investigación de compuestos para BNCT. Radiografía durante terapia con neutrones. Determinación de la estructura del cálculo biliar.
Odontología: 1. Investigación y Desarrollo en técnicas de llenado. 2. Determinación del predentina. 3. Estado de diente reparado con corona.	Diente Diente Diente con corona.	Optimizar las condiciones de la superficie después de la perforación. Determinación del volumen del predentina. Estado del diente bajo el metal de la corona. Figura 5.9
Biología: Crecimiento de raíces.	Semillas o plantas en suelo.	Estudio del desarrollo de la raíz. Figura 5.10
Utilización forense: Determinación de la autenticidad o integridad de papeles.	Documentos	Detección de pegamentos y tinta; compuestos hidrogenados.
Arte: 1. Examen de reliquias antiguas. 2. Investigación de pinturas.	Objetos de bronce y fierro, objetos no identificados. Pintura al óleo.	Detalles estructurales y tamaño, identificación del objeto. Visualización de estructura debajo de la pintura, caracterización del trabajo del artista.

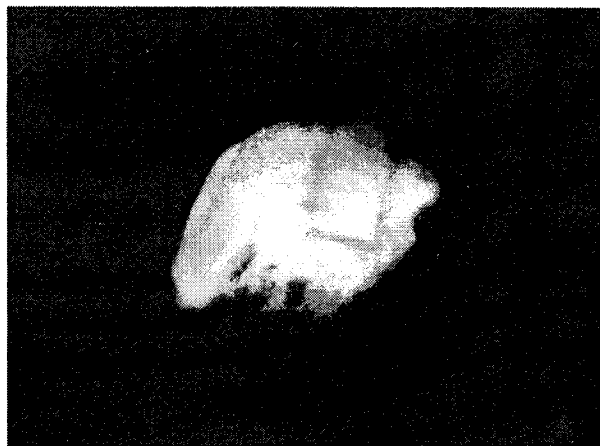


Figura 5.9.- Vista del implante en un diente[7].



**Figura 5.10.- Vista de la hidra la peruanita. Flor de los jardines del centro nuclear
"RACSO"**

Capítulo VI

Observaciones, Conclusiones y Sugerencias

6.1 Observaciones

Las observaciones que se derivan del presente trabajo son:

- El diseño del obturador de haz de la facilidad de neutrografía del RP-10 no es el más adecuado, dado que solamente se ha considerado la componente gamma y de neutrones térmicos, siendo los neutrones rápidos un factor importante desde el punto de vista de protección radiológica.
- Las mediciones de resolución fueron realizadas con el equipo empleado para huellas de fisión de la Facultad de Ciencias de la Universidad Nacional de Ingeniería. La imagen obtenida depende de la intensidad de luz de la fuente, de la ganancia de la cámara y del ojo del experimentador.
- El hecho de que el reactor opere una vez por semana a plena potencia (7 o 10 MW) es un factor limitante para las futuras aplicaciones de la facilidad de neutrografía.
- La técnica de neutrografía no puede ser empleado como una técnica rutinaria por los inconvenientes de la portabilidad de la facilidad.
- No se ha determinado experimentalmente el factor L/D por falta de un microdensitómetro.

6.2 Conclusiones

- Se ha logrado instalar y poner a punto la facilidad de neutrografía del reactor RP-10. Con ello, la facilidad queda expedita para prestar servicios de inspección.
- Ha quedado demostrado que el empleo del filtro gamma es imprescindible para la aplicación del método directo.
- La película de emulsión en una sola cara ha demostrado ser la de mayor definición, aunque es la más lenta. Su uso dependerá entonces del objetivo buscado.

- La neutrografía es una herramienta ideal para determinar la presencia de compuestos orgánicos encapsulados en materiales densos.
- El método de Harms ha resultado ser mejor que el método de Klasens para determinar la resolución.
- El uso de la cámara CCD para digitalizar las neutrografías ha resultado satisfactorio, pero presenta inconvenientes para ensanchamientos grandes, como la observada a 10 cm. No puede aplicarse para medir el factor L/D.

6.3 Sugerencias

- Construir un microdensitómetro para determinar con mayor precisión la resolución, así como, del factor L/D.
- Desarrollar el método directo para operación del reactor a baja potencia, empleando películas rápidas, tales como la AA-5 de KODAK.
- Estudiar la aplicación de convertidores a base de boro o litio; estos son empleados como en neutrografía con neutrones rápidos.
- Planear la posibilidad de aplicar el método de tiempo real.
- Fomentar la divulgación de la técnica de neutrografía como complemento de las técnicas de radiografía y gammagrafía.
- Estudiar las aplicaciones de la neutrografía en los siguientes campos del quehacer nacional: aeronáutico (corrosión del aluminio, alabes de avión), pirotécnico (dispositivos de disparo, detección de humedad), petróleo (quemadores), biología (crecimiento de raíces en diferentes suelos), y otros.

Capítulo VII

Referencias

7.1 Artículos, informes, tesis y textos

- [1] Alcalá Ruiz, F., Notas sobre Medida de Flujos Neutrónicos, J.E.N. 566, 1984.
- [2] Alcober Bosch, V., La Neutrografía: Presentación de un nuevo método de ensayo no destructivo, Separata No. 92 de la revista “Energía Nuclear”, noviembre-diciembre de 1974.
- [3] Bang, M.T., Ricabarra, G.E., y de Ricabarra, M.D.B., Facultad de Neutrografía. Informe del Diseño Básico. Comisión Nacional de Energía Atómica – Argentina, Proyecto Centro Atómico Perú. PE01 06-99-0601-0005-FG-0-0. 1981.
- [4] Berger, H., Neutron Radiography. Ed. Elsevier Publishing Company, 1965.
- [5] Berger, Harold, Practical Applications of Neutron Radiography and Gaging. Ed. American Society for Testing and Materials, STP 586. 1976.
- [6] Cottingham, W.N. and Greenwood, D.A., An Introduction to Nuclear Physics. Ed. Cambridge University Press, 1986.
- [7] Domanus, J.C. (Editor), Practical Neutron Radiography. Ed. Kluwer Academic Publishers, 1992.
- [8] Garrett, D.A. and Berger, H., The Technological Development of Neutron Radiography, Revista de Energía Atómica, Vol 15, Número 2, pp. 125, 1977.
- [9] Harms, A. And Wyman, D.R., Mathematics and Physics of Neutron Radiography. Ed. D. Reidel Publishing Company, 1985.
- [10] Hawkesworth, M.R., Neutron Radiography: Equipment and Methods, Revista de Energía Atómica, Vol 15, Número 2, pp. 169, 1977.
- [11] Kobayashi, H., Response Functions of Screen-Film Systems, Proceeding Neutron Radiography (3), 893-902. 1990.
- [12] Lamarsh, John R., Introduction to Nuclear Engineering, 2nd edition.. Ed. Addison-Wesley Publishing Company, 1983.
- [13] Lozano, C., Informe Técnico, Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN), 1999.

-
- [14] Neutron Fluence Measurements, IAEA. 1970.
- [15] MCNP v.4B2, 1998.
- [16] Munive, M., Caracterización de un Haz de Neutrones por Difracción, Tesis de Licenciatura, Facultad de Ciencias, Universidad Nacional de Ingeniería. 2000.
- [17] Shirokov, Yu. M. and Yudin, N.P., Nuclear Physics, Vol. I. Ed. Mir Publishers, 1982.
- [18] Shirokov, Yu. M. and Yudin, N.P., Nuclear Physics, Vol. II. Ed. Mir Publishers, 1982.
- [19] Squires, G.L., Introduction to the Theory of Thermal Neutron Scattering. Ed. Dover Publications, Inc. 1978.
- [20] Von der Hardt, P. And Röttger, H. (Edited by), Neutron Radiography Handbook. Ed. D. Reidel Publishing Company, 1981.
- [21] Westcott, C.H., Effective Cross Section Values for Well-Moderated Thermal Reactor Spectra, CRRP-960, 1960.

7.2 Normas

- [22] ASTM E 545, Method for Determining Image Quality in Direct Thermal Neutron Radiographic Examinations.
- [23] ASTM E 748-95, Standard Practices for Thermal Neutron Radiography of Materials.
- [24] ASTM E 803, Method for Determining the L/D Ratio of neutron Radiography Beams.
- [25] ASTM E 1316-97a, Standard Terminology for Nondestructive Examinations.
- [26] ASTM E 1496-97, Standard Test method for Neutron Radiographic Dimensional Measurements.
- [27] ISO 11537, Nondestructive Testing – Thermal Neutron Radiographic Testing – General Principles and Basic Rules.
- [28] ISO 12721, Nondestructive Testing – Thermal Neutron Radiographic Testing – Determination of Beam L/D Ratio.

Apéndice A

Criterios de Protección Radiológica

En el presente anexo presentamos los límites de dosis establecido por el Reglamento de Seguridad Radiológica, emitida por la Oficina Técnica de la Autoridad Nacional del Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN) mediante Decreto Supremo No. 009-97-EM el 20 de mayo de 1997, y algunos criterios de protección radiológica empleado en el quehacer de la neutrografía.

A.1 Límites de Dosis

Antes de presentar los límites de dosis establecido en el Reglamento de Seguridad Radiológica, daremos una breve introducción a la definición de dosis y sus unidades.

Se define la dosis absorbida como la energía depositada ΔE_D por una radiación de fotones, partículas cargadas o neutrones por unidad de masa Δm :

$$D = \frac{\Delta E_D}{\Delta m}, \quad (\text{A.1})$$

La unidad de dosis absorbida es el gray abreviado Gy, sin embargo se continúa empleando la antigua unidad que es el rad acrónimo de *radiation absorbed dose*, cuya equivalencia con la unidad actual es,

$$1 \text{ Gy} = 100 \text{ rads} \quad (\text{A.2})$$

Dado que el efecto biológico de la radiación depende del tipo: fotones, partículas cargadas o neutrones, se emplea otro parámetro para calificar el daño producido por la radiación: la dosis equivalente, la cual viene definida por la siguiente expresión

$$H = D \cdot Q, \quad (\text{A.3})$$

donde Q es el factor de calidad de la radiación, la cual depende del tipo de radiación y de la energía, ver Tabla A.1.

La unidad de la dosis equivalente es el siverit abreviado Sv, e igual que para la dosis absorbida, se continúa empleando la unidad rem acrónimo de *roentgen equivalent man*, cuya equivalencia con la actual es,

$$1 \text{ Sv} = 100 \text{ rem.} \quad (\text{A.4})$$

Tabla A.1.- Factor de calidad para varios tipos de radiación[9].

Tipo de radiación	Q
Rayos X y Rayos γ	1
Rayos β , $E_{\text{máx}} > 0,03 \text{ MeV}$	1
Rayos β , $E_{\text{máx}} < 0,03 \text{ MeV}$	1,7
Partículas α producidas naturalmente	10
Núcleos pesados de retroceso	20
Neutrones	
Térmicos a 1 keV	2
10 keV	2,5
100 keV	7,5
500 keV	11
1 MeV	11
2,5 MeV	9
5 MeV	8
7 MeV	7
10 MeV	6,5
14 MeV	7,5
20 MeV	8
Energía no especificada	10

El Reglamento de Seguridad Radiológica define los límites de dosis al personal ocupacionalmente expuesto de la siguiente manera:

- La dosis efectiva en un año deberá limitarse a 20 mSv (2 rem) en promedio tomado durante cinco años consecutivos.
- La dosis efectiva en un año deberá limitarse a 50 mSv (5 rem) en promedio, siempre que no sobrepase los 100 mSv (10 rem) en cinco años consecutivos.
- La dosis efectiva en un año deberá limitarse a 150 mSv (15 rem) en el cristalino.
- La dosis efectiva en un año deberá limitarse a 500 mSv (50 rem) de dosis equivalente en un año, para la piel y extremidades.

La tasa de dosis por hora se determina dividiendo el valor límite dado por el Reglamento entre 2000 horas, valor estimado para un trabajador que labora 40 h por semana,

$$\dot{H} = \frac{20 \text{ mSv}}{2000 \text{ h}} = 10 \mu\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1} = 1 \text{ mrem} \cdot \text{h}^{-1}. \quad (\text{A.5})$$

En toda aplicación que requiera el empleo de radiaciones debe tomarse en cuenta los siguientes criterios:

- a) La exposición a la radiación debe tener un beneficio que la justifique.
- b) La exposición debe ser la mínima posible (ALARA as low as reasonably achievable), teniendo en cuenta factores tecnológicos y económicos.
- c) La dosis no debe exceder lo establecido en el Reglamento de Seguridad Radiológica.

A.2 Criterios de protección radiológica en neutrografía

Como la formación de imagen en neutrografía se realiza empleando diferentes métodos, así, se aplican diferentes criterios de protección radiológica para cada método, a continuación expondremos para los métodos directo e indirecto.

- a) Para el método directo: el mayor problema radiológico es la activación del chasis de aluminio y de la muestra, especialmente si este último está hecho en su mayor parte de aluminio. Así, después de la irradiación debe realizarse un monitoreo de la actividad gamma y beta de la muestra. En lo posible emplear guantes de plomados. Como la actividad del aluminio decae rápidamente (vida media de 2,5 min), basta esperar unos cinco minutos para manipular el chasis y la muestra, y trasladar luego el chasis al cuarto oscuro para proceder al revelado de la película.
- b) Para el método indirecto: el mayor problema está en la actividad beta del convertidor, el cual es difícil de ser medido con un monitor gamma, dando un falso valor que puede derivar en una sobre exposición innecesaria. Para manipular el convertidor debe emplearse una lámina de acrílico de 1 cm de espesor, el cual es suficiente para atenuar sobremanera la radiación beta. Debe emplearse guantes plomados necesariamente para colocar el convertidor en el chasis y luego la película.

Apéndice B

Medición del Flujo de Neutrones Térmicos según Westcott

En el presente apéndice expondremos brevemente el método de medición de flujo de neutrones térmicos por el método de activación neutrónica y empleando la convención de Westcott[1,14,21].

La tasa de fluencia o flujo de neutrones en un campo de neutrones con una distribución de velocidades $n(v)$ por unidad de volumen, es

$$\varphi = \int_0^{\infty} n(v)v dv. \quad (B.1)$$

Para el caso de neutrones térmicos, la distribución $n(v)$ es aproximadamente una distribución de Maxwell, ver capítulo I, sección 1.3. Aquí aproximadamente significa que no todos los neutrones térmicos alcanzan el equilibrio térmico con el moderador, esto debido principalmente a dos factores: absorción del moderador o escape del núcleo del reactor. Esto último es aplicable a una haz de neutrones: extracción de neutrones que escapan del núcleo del reactor hacia el exterior (sala experimental del reactor). En [16] se muestra el espectro en energía del haz de neutrografía del RP-10, y de acuerdo a ello, la temperatura neutrónica está muy por encima de la temperatura del moderador del núcleo del reactor y del aire del conducto.

La tasa de reacción por neutrones térmicos en detectores cuya sección eficaz de captura de neutrones tiene un comportamiento del tipo $1/v$ es

$$R_S = K \int_0^{\infty} n(v)\sigma(v)v dv = K \int_0^{\infty} n(v) \frac{K'}{v} v dv = KK' \int_0^{\infty} n(v) dv = K'' n_{th}, \quad (B.2)$$

donde $n(v)$ es la distribución de velocidades por unidad de volumen, $\sigma(v)$ es la sección eficaz de captura neutrónica del material de la hojuela, n_{th} es la densidad total de neutrones térmicos y las K son constantes arbitrarias.

La ecuación (B.2) muestra la independencia entre la tasa de reacción y el espectro de neutrones que la produce. Por lo tanto, no es posible a partir de R_S obtener el flujo de

neutrones. Para salvar esta dificultad, se han convenido varias definiciones alternativas del flujo de neutrones, entre ellas, la de Westcott[21],

$$\varphi_0 = n \cdot v_0, \quad (\text{B.3})$$

donde φ_0 es el flujo efectivo de Westcott, n es la densidad total de neutrones: térmico e intermedio, y v_0 es la velocidad más probable de la distribución de Maxwell,

$$v_0 = \sqrt{\frac{2kT}{m}} = 2200 \text{ m} \cdot \text{s}^{-1}, \quad (\text{B.4})$$

donde m es la masa del neutrón, k la constante Boltzmann y T la temperatura del campo neutrónico. El valor de la velocidad de $2200 \text{ m} \cdot \text{s}^{-1}$ corresponde a la temperatura del medio ambiente $20,44 \text{ }^\circ\text{C}$.

Como R_s depende de la densidad total, se emplea un filtro de neutrones térmicos para discriminar la presencia de los tipos de neutrones: térmico e intermedio. El filtro más empleado es el de cadmio, en la figura 4 del capítulo I se puede apreciar la sección eficaz de captura en función de la energía del neutrón.

Se define la razón de cadmio como,

$$R_{Cd} \equiv \frac{A_{Total}}{A_{Interm.}}, \quad (\text{B.5})$$

donde A_{Total} es la actividad de saturación de la hojuela debido a la contribución de los dos tipos neutrones y $A_{Interm.}$ es la actividad de saturación de la hojuela debida a los neutrones intermedios.

La actividad debido a neutrones térmicos es entonces,

$$A_{th} = A_{Total} - A_{Interm.} = \left(\frac{R_{Cd} - 1}{R_{Cd}} \right) \cdot A_{Total} = F_{Cd} \cdot A_{Total}, \quad (\text{B.6})$$

donde,

$$F_{Cd} = \frac{R_{Cd} - 1}{R_{Cd}}. \quad (\text{B.7})$$

La tasa de reacción en función del flujo efectivo es

$$R_s = \sigma \cdot \varphi_0, \quad (\text{B.8})$$

donde σ es la sección eficaz efectiva que tiene en cuenta los dos tipos de neutrones, y se define como

$$\sigma = \sigma_0 (g + r \cdot s), \quad (\text{B.9})$$

donde g es un factor de corrección de la ley $1/v$ (si la obedece $g = 1$) en el rango térmico, r es el índice espectral y tiene en cuenta la intensidad de los neutrones intermedios en la activación de la hojuela y s es un factor de corrección de la ley $1/v$ en el rango intermedio. Los factores de corrección g y s se encuentran tabulados para diferentes tipos de materiales, en la Tabla B.1 se muestran estos valores para el oro.

Tabla B.1.- Datos nucleares para el oro[1,14].

HOJUELA	σ_0 (barn)	Abundancia (%)	g	s	G_{th}	G_{int}	G_{Cd}	H_{th}	H_{int}
Au-197 (52 mg/cm ²)	98,8	100	1,0064	17,88	0,95	0,43	0,38	2,52	1,14
Au-197 (51 mg/cm ²)	98,8	100	1,0064	17,88	0,95	0,43	0,38	2,52	1,14

El flujo de neutrones efectivo se determinará una vez se haya determinado la tasa de activación de la hojuela en un tiempo determinado empleando la siguiente expresión

$$A = \left(\frac{N_A \cdot m_h \cdot abund.}{M_{At}} \right) \varphi_0 \cdot \sigma \cdot (1 - e^{-\lambda \cdot t_{ir}}), \quad (\text{B.10})$$

donde N_A es el número de Avogadro, m_h la masa de la hojuela, *abun.* la abundancia del isótopo blanco, M_{At} la masa atómica del isótopo blanco, φ_0 el flujo de neutrones efectivo de Westcott, σ la sección eficaz efectiva, λ es la constante de decaimiento ($\lambda = \ln(2)/T_{1/2}$, donde $T_{1/2}$ es la vida media, que para el oro es 2,6943 días), y t_{ir} es el tiempo de irradiación de la hojuela.

La actividad de la hojuela se obtiene midiendo la intensidad de la radiación emitida en un tiempo determinado. Para el caso del oro, este decae emitiendo una partícula beta y una radiación gama de 411 keV con una probabilidad de 100% del total de desintegraciones. En el caso de emplear un detector gama, la activada viene dado por la siguiente expresión,

$$A = \frac{\lambda \cdot A_{Neta}}{(1 - \exp(-\lambda \cdot t_c))(\exp(-\lambda \cdot t_d))}, \quad (\text{B.11})$$

donde A_{Neta} es el área neta bajo el pico de 411 keV corregido por eficiencia del sistema de medición medido en un tiempo t_c y t_d es el tiempo de decaimiento (desde el final de la irradiación hasta el inicio de la medición).

Para obtener la razón de cadmio se irradian dos hojuelas al mismo tiempo: una desnuda y otra bajo cadmio. Midiendo las actividades de ambas hojuelas se obtiene la razón de cadmio aplicando la ecuación (B.5).

El índice espectral r depende de la razón de cadmio y teniendo en cuenta factores de corrección por autoapantallamiento para neutrones térmicos e intermedios, este se determina empleando la siguiente expresión [1]

$$r = \frac{g \cdot H_{th}}{\left(s + \frac{g}{K_i} \sqrt{\frac{T}{T_0}} \right) \cdot R_{Cd} - s \cdot H_{int} + \frac{4g}{\sqrt{\mu \cdot \pi}} (H_{th} - H_{int})}, \quad (B.12)$$

donde los factores de corrección H tienen en cuenta el apantallamiento para los neutrones térmicos e intermedios y son función del espesor de la hojuela:

$$H_i = \frac{G_i}{G_{Cd}}, \quad (B.13)$$

estos valores de H_i y G_i vienen tabulados para diferentes espesores, ver Tabla B.1, K_i es un factor de corrección para el cadmio y es función del espesor y del lugar de medición (flujo isotrópico o haz), T es la temperatura del campo de neutrones y μ es un factor introducido por Westcott, cuyo valor es 3,681 y tiene en cuenta el enlace entre las distribuciones $n(v)$ térmica e intermedia.

La sección eficaz efectiva corregida por apantallamiento es [1],

$$\sigma = \sigma_0 \left[g \cdot G_{th} + r \cdot s \cdot G_{int} - \frac{4r \cdot g}{\sqrt{\mu \pi}} (G_{th} - G_{int}) \right]. \quad (B.14)$$

Con estas expresiones se determina que el flujo térmico de Westcott es [1],

$$\varphi_{th} = \left(1 - \frac{4r}{\sqrt{\mu \cdot \pi}} \right) \varphi_0. \quad (B.15)$$

Apéndice C

Secciones Eficaces

C.1 Elementos de la Tabla Periódica[7]

Número Atómico	Elemento	Densidad $\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$	Sección Eficaz Macroscópica, cm^{-1}		
			Absorción	Dispersión	Total
1	H	$8,99 \times 10^{-5}$	$1,7 \times 10^{-5}$	2×10^{-3}	10×10^{-3}
2	He	$1,78 \times 10^{-4}$	2×10^{-7}	$2,1 \times 10^{-3}$	$2,1 \times 10^{-5}$
3	Li	0,534	3,27	0,065	3,33
4	Be	1,84	$1,24 \times 10^{-3}$	0,865	0,865
5	B	2,45	104,3	0,549	104,8
6	C	1,60	$2,6 \times 10^{-4}$	0,385	0,385
7	N	$1,25 \times 10^{-3}$	$9,9 \times 10^{-4}$	5×10^{-4}	6×10^{-4}
8	O	$1,43 \times 10^{-3}$	---	$2,1 \times 10^{-4}$	$2,1 \times 10^{-4}$
9	F	$1,7 \times 10^{-3}$	10^{-7}	2×10^{-4}	2×10^{-4}
10	Ne	$9,0 \times 10^{-4}$	$2,6 \times 10^{-5}$	$6,2 \times 10^{-5}$	$8,9 \times 10^{-5}$
11	Na	0,971	0,013	0,102	0,115
12	Mg	1,74	3×10^{-3}	0,155	0,158
13	Al	2,7	$1,4 \times 10^{-2}$	$8,4 \times 10^{-2}$	$9,8 \times 10^{-2}$
14	Si	2,35	7×10^{-3}	$8,9 \times 10^{-2}$	$9,6 \times 10^{-2}$
15	P	1,83	7×10^{-3}	0,177	0,184
16	S	2,1	$1,9 \times 10^{-2}$	$4,3 \times 10^{-2}$	$6,2 \times 10^{-2}$
17	Cl	$3,21 \times 10^{-3}$	2×10^{-3}	8×10^{-4}	$2,8 \times 10^{-3}$
18	Ar	$1,78 \times 10^{-3}$	$2,6 \times 10^{-5}$	$3,9 \times 10^{-5}$	$5,5 \times 10^{-5}$
19	K	0,87	$2,6 \times 10^{-3}$	2×10^{-3}	$4,7 \times 10^{-3}$
20	Ca	1,54	1×10^{-2}	7×10^{-2}	8×10^{-2}
21	Sc	3,0	1,089	0,941	1,59
22	Ti	4,5	0,328	0,226	0,555
23	V	5,96	0,359	0,352	0,711
24	Cr	6,92	0,238	0,247	0,485
25	Mn	7,42	1,04	0,181	1,22
26	Fe	7,86	0,215	0,933	1,15
27	Co	8,71	3,38	0,509	3,89
28	Ni	8,75	0,42	1,6	2,02
29	Cu	8,94	0,313	0,611	0,924
30	Zn	7,14	7×10^{-2}	0,237	0,307
31	Ga	5,90	0,142	0,204	0,346
32	Ge	5,46	0,105	0,134	0,239
33	As	3,70	0,189	0,277	0,466
34	Se	4,5	0,431	0,403	0,835
35	Br	3,12	0,155	0,41	0,296
36	Kr	$3,71 \times 10^{-3}$	$7,3 \times 10^{-4}$	7×10^{-4}	$1,4 \times 10^{-3}$
37	Rb	1,53	8×10^{-3}	0,13	0,138
38	Sr	2,54	2×10^{-2}	0,175	0,195
39	Y	5,51	$4,8 \times 10^{-2}$	0,112	0,160
40	Zr	6,44	8×10^{-3}	0,338	0,346
41	Nb	8,4	6×10^{-2}	9,272	0,333
42	Mo	10,2	0,16	0,448	0,608
43	Tc	---	---	0,13	---
44	Ru	12,1	0,179	0,436	0,615
45	Rh	12,4	11	0,36	11,4
46	Pd	12,2	0,551	0,248	0,799

Número Atómico	Elemento	Densidad g·cm ⁻³	Sección Eficaz Macroscópica, cm ⁻¹		
			Absorción	Dispersión	Total
47	Ag	10,5	3,63	0,325	3,98
48	Cd	8,65	116,7	0,264	117,0
49	In	7,28	7,42	0,10	7,52
50	Sn	7,29	2x10 ⁻²	0,132	0,152
51	Sb	6,22	0,182	0,142	0,324
52	Te	6,02	0,133	0,148	0,281
53	I	4,94	0,157	0,084	0,241
54	Xe	5,85x10 ⁻³	10 ⁻³	1,2x10 ⁻⁴	1,1x10 ⁻³
55	Cs	1,87	0,246	0,170	0,416
56	Ba	3,5	1,8x10 ⁻²	0,123	0,141
57	La	6,15	0,239	0,403	0,642
58	Ce	6,9	2,1x10 ⁻²	0,262	0,283
59	Pr	6,48	0,324	0,116	0,44
60	Nd	6,96	1,33	0,464	1,79
61	Pm	---	---	---	0,249
62	Sm	7,54	170,78	0,56	172,8
63	Eu	5,22	96,6	0,168	96,8
64	Gd	7,95	1479	3,86	1482,8
65	Tb	8,33	1,39	---	1,39
66	Dy	8,56	29,8	2,86	32,7
67	Ho	8,76	2,078	0,275	2,353
68	Er	4,77	5,44	0,495	5,98
69	Tm	9,35	3,49	0,22	3,71
70	Yb	7,01	0,878	0,293	1,17
71	Lu	9,74	3,62	---	3,62
72	Hf	13,3	4,71	0,359	5,07
73	Ta	16,6	1,18	0,277	1,46
74	W	18,9	2,21	0,316	1,53
75	Re	29,15	5,58	0,93	6,51
76	Os	22,5	1,05	0,783	1,83
77	Ir	22,4	30,2	---	30,2
78	Pt	21,4	0535	0,660	1,19
79	Au	19,3	5,9	0,46	6,36
80	Hg	13,6	14,7	0,814	15,5
81	Tl	11,9	0,115	0,489	0,604
82	Pb	11,1	6x10 ⁻³	0,363	0,369
83	Bi	9,7	10 ⁻³	0,264	0,265
84	Po	9,24	---	---	---
85	At	---	---	---	---
86	Rn	9,73x10 ⁻³	---	---	---
87	Fr	---	---	---	---
88	Ra	5	0,266	---	0,266
89	Ac	---	---	---	---
90	Th	11,5	0,205	0,366	0,571
91	Pa	15,4	10,4	---	10,4
92	U	18,7	0,364	0,397	0,761
93	Np	---	---	0,432	---
94	Pu	19,74	57	0,478	57,5

C.2 Algunos Materiales[7]

Material	Densidad $\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$	Sección Eficaz Macroscópica, cm^{-1}		
		Absorción	Dispersión	Total
BeO	2,96	$7,3 \times 10^{-4}$	0,501	0,501
CO ₂	$1,98 \times 10^{-3}$	---	$2,4 \times 10^{-4}$	$2,4 \times 10^{-4}$
D ₂ O	1,10	$3,3 \times 10^{-5}$	0,449	0,449
Dy ₂ O ₃	7,81	27,7	2,7	30,4
Eu ₂ O ₃	7,42	111	0,383	111,4
H ₂ O	0,997	0,022	3,45	3,47
LiF	2,29	3,75	0,282	4,032
UC	13,63	0,227	0,491	0,718
UC ₂	11,68	0,185	0,537	0,717
UO ₂	10,8	0,169	0,372	0,542
Aluminio	2,71	0,015	0,084	0,099
Jebe	0,92	0,01	1,45	1,46
Concreto	2,33	6×10^{-3}	0,14	0,15
Nylon	1,11	0,04	2,56	2,6
Petróleo	0,88	0,03	3,07	3,1
Parafina	0,9	0,05	3,1	3,15
Polietileno	0,94	---	---	4,0
Acero inoxidable	7,92	0,27	0,85	1,12
Teflón	2,17	10^{-3}	0,3	0,3