

UNIVERSIDAD NACIONAL AUTONOMA DE MEXICO

FACULTAD DE QUIMICA

DISEÑO DE BLINDAJE CONTRA RADIACION

PARA USO INDUSTRIAL

T E S I S

QUE PARA OBTENER EL TITULO DE

INGENIERO QUIMICO

P R E S E N T A

GERARDO ERICH GONZALEZ BALDERAS

1 9 8 5

40
2ej



Universidad Nacional
Autónoma de México



UNAM – Dirección General de Bibliotecas Tesis Digitales Restricciones de uso

DERECHOS RESERVADOS © PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL

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

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

EXCMO. PROF. HONORABLE
FAC. DE QUIMICA

JURADO ASIGNADO SEGUN EL TEMA:

Presidente	Profr.	JUAN LARTIGUE GORDILLO
Vocal	"	LUIS CABRERA MOSQUEDA
Secretario	"	HUMBERTO ARRIOLA SANTA MARIA
1er. Suplente	"	RUBEN ORTEGA CARMONA
2o. Suplente	"	CARLOS VILLANUEVA MORENO

SITIO DONDE SE DESARROLLO EL TEMA:

DEPARTAMENTO DE CIENCIAS NUCLEARES
FACULTAD DE QUIMICA, EDIFICIO D



ASESOR: M. C. HUMBERTO ARRIOLA SANTA MARIA

SUSTENTANTE: GERARDO ERICH GONZALEZ BALDERAS



I N D I C E

	Página
Introducción	1
Capítulo I FUENTES DE RADIACION	
1.1 Radionúclidos	3
1.2 Máquinas de rayos X y aceleradores	9
1.3 Reactores nucleares	14
Capítulo II GENERALIDADES	
2.1 Radiactividad	15
2.2 Interacción de la radiación con la materia	21
2.3 Radiación gamma	24
2.4 Dispersión de radiación electromag- nética	25
2.5 Absorción de radiación electromag- nética	26
2.6 Ley de atenuación	28
Capítulo III UNIDADES DE RADIACION Y CONCEPTOS ASOCIADOS	
3.1 Unidades de radiación	32
3.2 Seguridad radiológica	36
3.3 Reglas y efectos	38
Capítulo IV BLINDAJE	
4.1 Concepto	43
4.2 Blindaje contra neutrones	45
4.3 Blindaje contra rayos X y gamma	47
4.4 Condiciones de haces delgados	48
4.5 Condiciones de haces anchos	55
4.6 Calentamiento	66

	Página
4.7 Cálculo de requerimientos de blindaje para rayos X y gamma	68
4.8 Protección contra el uso de haces de radiación	74
4.9 Protección contra fuga de radiación	75
4.10 Protección contra radiación dispersa	76
Capítulo V LOS TABIQUES DE PLOMO COMO MEDIO DE BLINDAJE	
5.1 Bases de diseño	78
5.2 Selección del material adecuado	80
5.3 Hipótesis	83
5.4 Manufactura de los tabiques	103
5.5 Deterioro	106
Capítulo VI APORTACIONES	
6.1 Resultados	109
6.2 Breve análisis económico	116
6.3 Recomendaciones y proposiciones	117
6.4 Conclusiones	122
Apéndice I GRAFICAS	124
Apéndice II TABLAS	126
Bibliografía	130

Agradezco profundamente a mis padres,
hermanos, maestros y amigos, la ayuda
que me prestaron para la elaboración
de esta tesis.

Sinceramente.

" Lo que está arriba, es como lo que está abajo, y lo que está abajo es como lo que está arriba, para hacer la maravilla de la cosa única. "

La Tabla Esmeraldina.

INTRODUCCION

Desde los primeros descubrimientos relacionados con la radiactividad, el hombre ha querido conocer los efectos que este fenómeno tiene sobre la materia. Grandes investigadores de finales del siglo XIX y principios del XX, como fueron Becquerel y Marie Curie, etc., comenzaron a sufrir los trastornos biológicos causados por las radiaciones. Observando esto, algunos otros científicos iniciaron ensayos que los llevaron a deducir leyes de atenuación de la radiación y los medios de protección contra la misma. Es por esta razón que en la actualidad existe una gran cantidad de trabajos, investigaciones y normas de protección para los diferentes tipos de radiaciones.

En algunos países como Francia y Japón, se han desarrollado medios de blindaje contra radiación, principalmente para rayos X y rayos gamma, debido a que son radiaciones electromagnéticas (carecen de carga y masa) y son altamente penetrantes, además de que son usadas en la industria, hospitales, clínicas, etc.

Uno de los métodos más eficientes de blindaje contra la radiación es el de utilizar paredes de plomo, dado que este material presenta un gran poder de atenuación. Para ello es necesario que estas paredes tengan un espesor definido, y que sean de fácil construcción, requiriendo para esto de tabiques de plomo.

El presente trabajo, tiene como objetivo el diseño y elaboración de tabiques de plomo, tomando en consideración las normas internacionales de protección radiológica.

El valor de este trabajo radica en el hecho de que con un número mínimo de geometrías de tabiques, puedan construirse cualquier tipo de muros o barreras para blindaje de radiación, teniendo estos tabiques un costo que permita su fabricación a gran escala. En la actualidad existe mercado nacional e internacional para estos ladrillos, pues debido a sus tamaños, pesos, geometrías y costos, son de gran utilidad en el blindaje de todo tipo de instalaciones nucleares, industrias, hospitales, clínicas, etc.

Anteriormente ya se habían hecho algunos intentos de carácter informal para la construcción de este tipo de ladrillos en México, pero no tuvieron éxito debido a que no cumplían con las normas y especificaciones que permitieran su utilización.

CAPITULO I

FUENTES DE RADIACION

1.1. Radionúclidos

El decaimiento de núcleos radioactivos puede ser acompañado por emisión de partículas alfa, electrones positivos o negativos, rayos X, gamma o fragmentos de fisión y neutrones.

1.1.1. Leyes de decaimiento radioactivo

La probabilidad de decaimiento, que es la probabilidad de transformación espontánea de un núclido en otro, es independiente de la edad y del medio ambiente. La actividad o rapidez de decaimiento es

$$A = \lambda N \text{ transformaciones-seg}^{-1} \quad (1.1)$$

donde N es el número de núcleos a un tiempo dado y la constante de decaimiento λ (seg^{-1}) es la probabilidad de que un núcleo decaiga en una unidad de tiempo. En el Sistema Internacional de Unidades, la actividad es simplemente transformaciones por segundo (seg^{-1}). Otras unidades son el Becquerel (Bq) y el Curie (Ci).

$$1 \text{ Bq} = 1.0 \text{ transformaciones-seg}^{-1}$$

$$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ transformaciones-seg}^{-1}$$

El número de partículas emitidas por segundo en una fuente estrecha, es igual a los decaimientos por segundo, n veces, el número de partículas de ese tipo emitidas por decaimiento, en promedio

$$S_i = n_i A \quad (1.2)$$

donde el subíndice i se refiere a las partículas de un tipo dado, como pueden ser electrones o rayos gamma.

La actividad es igual a la velocidad de agotamiento del número original de núcleos radioactivos; entonces

$$-\frac{dN}{dt} = \lambda N \quad (1.3)$$

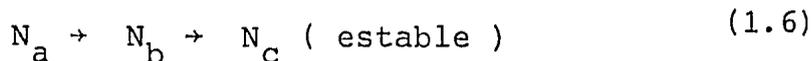
integrando con un número inicial de núcleos N_0 .

$$A(t) = \lambda N(t) = \lambda N_0 e^{-\lambda t} = A_0 e^{-\lambda t} \quad (1.4)$$

El recíproco de la constante de decaimiento es la vida promedio, el tiempo para que la actividad disminuya $1/e = 0.368$ del valor inicial. Una medición más común es la vida media, el tiempo para que la actividad disminuya a la mitad de su valor inicial

$$T_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} = \frac{0.693}{\lambda} \quad (1.5)$$

Los núcleos producto pueden ser también radioactivos. Si el decaimiento es en serie, entonces



y la ecuación diferencial para el núcleo hijo o núcleo b es

$$\frac{dN_b}{dt} = \lambda_a N_a - \lambda_b N_b \quad (1.7)$$

donde el primer término del lado derecho es la rapidéz de producción de la transformación del núcleo padre y el segundo término es la rapidéz de agotamiento por decaimiento radiactivo del núcleo hijo.

1.1.2. Modos de decaimiento y espectro

Los modos importantes de decaimiento radioactivo para blindaje de radiación y dosimetría son resumidos en la tabla 1.1.1.

TABLA 1.1.1. MODOS DE DECAIMIENTO RADIOACTIVO

Nombre (símbolo)	Núcleo Producto	Radiación principal	Otra Radiación
Alfa (α)	Z - 2 A - 4	línea α	línea γ (a menudo)
Beta negatrón (β^-)	Z + 1 A	β continuo	línea γ (a menudo)
Beta positrón (β^+)	Z - 1 A	β continuo	línea γ (a menudo)
Captura Electrónica (EC)	Z - 1 A	neutrino	línea X o e^- Auger (hijo)
Conversión Interna (IC)	Z A	línea e^-	línea X o e^- Auger (padre)
Transición Isomérica (IT)	Z A	línea γ	
Fisión Espontánea (SF)	$\sim 1/2$ Z $\sim 1/2$ A	2 fragmentos de fisión	n continuo γ continuo

El decaimiento α es caracterizado por la emisión de una o mas partículas alfa (iones de He_4^{2+}). Si el núcleo hijo está en un estado excitado, sufre desexcitación y regresa al estado base (o estado excitado mas bajo) y es acompañado por la emisión de rayos gamma. La emisión de partículas alfa es isotrópica, todas las partículas.

En el decaimiento beta, un neutrón en el núcleo se transforma en protón, electrón negativo y un neutrino (actualmente se sabe que es un antineutrino). El protón está en el núcleo, en consecuencia el número atómico del núcleo hijo es mayor en una unidad que el número atómico del padre. El neutrino y el electrón se escapan. El neutrino interactúa rápidamente con la materia y no es significativo el cambio que pudiera producir. De cualquier forma, su influencia es pequeña, debido a que la energía de transición disponible es repartida entre el electrón y el neutrino (la energía cedida al núcleo es despreciable pues las otras partículas son mucho mas ligeras). La forma del espectro del electrón (partícula beta) depende de la energía de transición, E_{max} (cuando el neutrino no se lleva una parte), el número atómico Z , y el cambio en el espín nuclear y la paridad. Algunos ejemplos de emisores beta son H^3 , C^{14} y P^{32} . En la figura 1.1. se muestra un esquema general de un espectro beta de emisión.

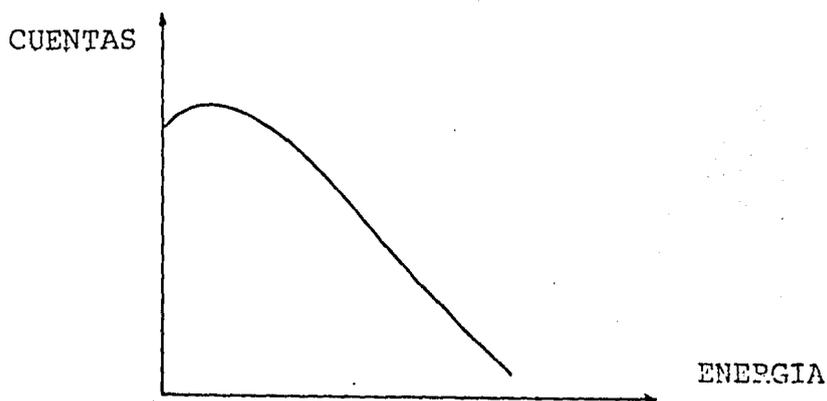


Fig. 1.1. Espectro de emisión beta típico.

En el blindaje de radiación es generalmente necesario conocer la forma del espectro, ya que muchos problemas pueden ser resueltos conociendo solo la energía máxima y la energía promedio de las partículas beta, pues la máxima pe-

netración o rango es una función de esa E_{\max} . Puesto que el rango de partículas beta es pequeño en sólidos y líquidos, es generalmente una buena aproximación suponer la energía como si estuviera depositada en un punto de emisión. Entonces la energía promedio absorbida es igual a la energía promedio del espectro de partículas beta, \bar{E} .

Muchos decaimientos beta son seguidos de una desexcitación y un estado excitado con emisión de rayos gamma. Excepto para núcleos alineados en un campo magnético, la emisión de partículas alfa y beta es isotrópica.

1.1.3. Fuentes de neutrones

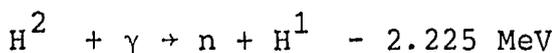
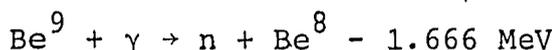
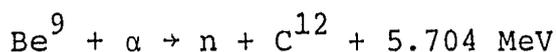
El Californio-252 es un núclido que se fisiona espontáneamente y que es usado en el laboratorio como fuente de neutrones, en fuentes encapsuladas de algunos miligramos. Las propiedades del Californio se resumen en la tabla 1.1.2.

TABLA 1.1.2. PROPIEDADES DEL CALIFORNIO-252

Razón de emisión de neutrones	2.34×10^{12} n/s-g
	4.4×10^9 n/s-Ci
Neutrones por fisión	3.76
Energía promedio n	2.35 MeV
Vida media efectiva	2.65 a
Vida media α	2.73 a
Vida media de fis. espontánea	85.5 a
Energía promedio α	6.12 MeV
Calor total	38.5 W/g
Razón de dosis n a 1 m	2.2×10^3 rem/h-g
Razón de dosis γ a 1 m	1.6×10^2 rad/h-g

Además de lo que se presenta en la tabla 1.1.2., hay 2.78×10^9 fotones/segundo por gramo de Cf-252 de 0.043 MeV de energía y 2×10^9 fotones/segundo por gramo de 0.1 MeV de energía emitidos en decaimiento alfa, pero la mayoría de esos rayos gamma de baja energía son absorbidos en la cápsula de la fuente.

Los neutrones también pueden ser producidos por bombardeo de berilio con partículas alfa de radionúclidos, o por bombardeo de berilio o agua pesada con rayos gamma. Estas reacciones son



La variedad de fuentes (α, n) difieren de acuerdo al emisor de partículas alfa escogido. Los mas comunes son Am - 241, Pu-239 y Po-210. Las características de esas fuentes son resumidas en la tabla 1.1.3.

1.1.4. Encapsulación

Los emisores de partículas alfa y otros emisores con actividades altas (mayores a algunos microcuries) son normalmente encapsulados para prevenir contaminación radioactiva. Las fuentes como el Cf-252, las fuentes (α, n) y otras fuentes peligrosas son doblemente encapsuladas en metales refractarios para protegerlos de la corrosión, fuego o fuga. A pesar de que la emisión radioactiva es isotrópica, la cápsula y la autoabsorción pueden producir anisotropía.

TABLA 1.1.3. PROPIEDADES DE LAS FUENTES ALFA/NEUTRON

	²⁴¹ Am-Be	²³⁹ Pu-Be	²¹⁰ Po-Be
Producción (n/s-Ci)	2.2 x 10 ⁶	1.7 x 10 ⁶	2.5 x 10 ⁶
Gramos de emisor/Ci	0.3	16	2.2 x 10 ⁻⁴
Vida media	458 a	24360 a	138 d
ml aproximados/Ci	3	12	0.1
Energía n promedio (MeV)	4.5	3.2	4.2
Dosis n (mrem/h-Ci a 1 m)	1.7	1.3	1.9
Energías γ (MeV)	0.06, 4.43	4.43	0.8, 4.43
Dosis γ (mR/h-Ci a 1 m)	10, 1 ^a	0.08	0.006, 0.11
Calentamiento (W/Ci) (sin fisión)	0.033	0.031	0.032

^aAproximadamente 0.03 con la atenuación de la cápsula.

1.2 Máquinas de rayos X y aceleradores.

En las máquinas de rayos X y aceleradores, las partículas cargadas son aceleradas a altas energías por campos electromagnéticos. La partícula cargada (electrón o ión) puede ser extraída o puede chocar contra un blanco, generando radiaciones secundarias. Las interacciones de partículas cargadas con la materia serán discutidas en los capítulos siguientes.

1.2.1. Máquinas de rayos X

Los rayos X son generados por aceleración de electrones que son lanzados sobre un blanco de metal pesado, usualmente tungsteno, en un tubo al vacío. Los electrones son producidos por emisión termoiónica desde un filamento caliente y son entonces enfocados y acelerados por un potencial aplicado entre un cátodo y un ánodo. Los rayos X son emitidos

dos en todas direcciones, pero solamente aquellos que siguen una cierta dirección son utilizados, saliendo a través de una ventana. El área proyectada del haz de rayos X al ánodo es pequeña, del orden de mm^2 , pero el haz entonces se diverge con un cono de medio ángulo de aproximadamente 10 grados. El tubo es insertado en un recipiente lleno de aceite para aislarlo eléctrica y térmicamente. El recipiente reduce la radiación que sale del haz hasta un nivel bajo, pero no despreciable de dosis.

El espectro de rayos X y la intensidad son funciones del voltaje aplicado. Los rayos X son generados por dos procesos, bremsstrahlung o desaceleración de los electrones y " fluorescencia " o llenado de vacancias en capas atómicas producidas por impactos electrónicos.

1.2.2. Acelerador Cockcroft-Walton

El acelerador Cockcroft-Walton consiste en una fuente de iones o electrones, acelerando y enfocando electrodos en un sistema de vacío, una fuente de alto voltaje (DC) y un blanco. La fuente de alto voltaje es básicamente un circuito transformador rectificador con n rectificadores y n capacitores que son cargados hasta un potencial pico V y entonces descargados en serie para proporcionar un pico de potencial nV a la terminal cuando se descarga. Un valor típico para nV es 200 a 300 kV. El circuito de alto voltaje y la terminal aceleradora, así como la columna pueden ser aislados con aire o con aceite para transformador. La fuente de electrones es básicamente un filamento caliente como en los tubos de rayos X. Las fuentes de iones usan campos de radiofrecuencia o cá-

todos frios de descarga para generar una baja densidad y baja energía del plasma de hidrógeno, deuterio o helio. Los correspondientes protones, deuterones, o iones helio son extraídos por un campo eléctrico a través de un pequeño orificio o canal. El haz extraído es acelerado a través de un potencial nV y enfocado sobre el blanco. El acelerador tipo Crockcoft-Walton es a menudo usado para generar neutrones por medio de la reacción $d(T, \alpha) n$. Además de los neutrones, puede haber rayos X (bremsstrahlung) generados por electrones secundarios que salen del blanco. Los electrones acelerados, desde luego, producen bremsstrahlung y rayos X característicos en el blanco mismo. La energía del haz es normalmente controlada hasta el 1 %.

1.2.3. Acelerador Van de Graaff

El acelerador Van de Graaff puede producir iones de alta energía; los iones negativos son acelerados hacia una terminal positivamente cargada. Una fracción de esos iones son entonces convertidos a iones positivos y pasan a través de una placa delgada de metal. Los iones positivos son entonces acelerados desde la terminal hasta tierra, doblando su energía.

Este acelerador es usado con frecuencia para generar neutrones casi monoenergéticos. Algunas reacciones útiles se listan en la tabla 1.2.1.

Las reacciones de deuterio son exotérmicas y ocurren aún a muy bajas energías. Las reacciones con protones son endotérmicas, y las secciones eficaces exhiben un umbral. Los blancos para la producción de neutrones monoenergéticos tienen que ser delgados, mientras que los blancos mas gruesos son usados para una máxima producción de neutrones.

Los blancos de tritio o deuterio para un acelerador Van de Graaff pueden ser gaseosos, contenidos en un tubo de 5 mm de diámetro y 5 cm de largo con una ventana delgada que permite el paso del haz.

TABLA 1.2.1. REACCIONES PRODUCTORAS DE NEUTRONES PARA ACELERADORES DE IONES

Reacción	$T(p,n)He^3$	${}^7Li(p,n)Be^7$	$D(d,n)He^3$	$T(d,n)He^4$
Valor Q (MeV)	-0.764	-1.646	3.266	17.586
Umbral (MeV)	1.019	1.882		
E_n mínima (MeV, 0°)	0.0639	0.0294	2.448	14.05

1.2.4. Ciclotrón

Los iones son generados en una fuente situada en el centro de una cámara de vacío instalada entre los polos de un imán y son acelerados a través de la separación entre los electrodos en forma de D. El campo magnético obliga a los iones a moverse en una órbita circular acelerándolos y enfocándolos. La reacción mas productora de neutrones es la de ${}^9Be(d,n)B^{10}$.

1.2.5. Acelerador lineal de electrones

Se genera una gran corriente pulsada de electrones en un cátodo caliente, y es acelerada a aproximadamente 200 keV en un acelerador Cockcroft-Walton. Puede usarse radiofrecuencia para incrementar la corriente y homogeneizar la energía. Los electrones entran al acelerador lineal a una velocidad cercana a la de la luz. La sección de aceleración consiste en una guía de ondas con diafragmas y alimentada por un Klystron operando a 1300 MHz o 2856 MHz. Se genera una onda electromagnética para propagar la guía de onda con un campo magnético a lo largo del eje y una velocidad de fase igualando la velocidad de los electrones. Cuando los electrones son puestos en fase se aceleran, generalmente entre 4 MeV y 10 MeV en una máquina de una sola etapa. Para lograr altas energías (por ejemplo de 30 a 100 MeV), la guía de ondas y los Klystron son puestos en serie, con electrones eventualmente emergiendo en un haz bien colimado. El acelerador, incluyendo los Klystrons, es pulsado repetidamente desde pocos pulsos por segundo hasta 360 pulsos/seg.

Se genera bremsstrahlung cuando los electrones chocan con un blanco de un metal pesado como tungsteno o uranio empobrecido. Se pueden generar fotoneutrones y neutrones de fotofisión. La eficiencia es dada en términos de neutrones/segundo por megawatt de potencia del haz, esto es, la energía del haz (MeV) por la corriente (amperes).

1.2.6. Generador de neutrones de tubo sellado.

El acelerador de tubo sellado, produce neutrones de 14 MeV por medio de la reacción deuterio-tritio; no hay bomba de vacío, la presión es controlada por el llenado con deuterio

o la mezcla deuterio-tritio. El blanco contiene tritio o mezcla de deuterio-tritio. Aplicando un voltaje pulsado de 120 kV, se obtiene una corriente de varios cientos de miliamperes, resultando en la generación de neutrones con una razón de 10^{13} n/seg durante el pulso. El pulso dura aproximadamente 2.5 microsegundos y la producción promedio es solo de 10^8 n/seg.

1.3 Reactores nucleares.

Los reactores nucleares de fisión son fuentes de neutrones de fisión, neutrones retardados, rayos gamma, fragmentos de fisión y partículas beta, así como rayos gamma del decaimiento de los productos de fisión radioactivos y productos de la activación con neutrones. En operación, las reacciones mas importantes del núcleo del reactor son las que producen neutrones de la fisión y rayos gamma. Los neutrones retardados no presentan problema de blindaje debido a su baja producción (menos de 1 % del total) y a su baja energía promedio (menor a 1 MeV). Los fragmentos de fisión son detenidos en el material combustible o en el encausado del mismo. La intensidad de los rayos gamma de la fisión es mucho mayor que la de los productos de fisión o rayos gamma producidos por activación durante la operación. No obstante, los productos radioactivos son significativos cuando no son contenidos dentro del blindaje del núcleo del reactor.

CAPITULO II

GENERALIDADES

2.1. Radiactividad

Cuando llevaba a cabo estudios sobre la fosforescencia de varios materiales, en 1896, Henri Becquerel descubrió la radioactividad. Notó que algunas sales de uranio emitían una radiación invisible, capaz de atravesar películas delgadas de materiales opacos y afectando una placa fotográfica.

En 1898, G.C. Schmidt y Mme. Curie, independientemente observaron que radiaciones similares eran emitidas por compuestos de torio, cerio, niobio y tantalio, así como el fósforo amarillo. Llevando sus estudios a fondo, comprobaron que la radioactividad de varios compuestos de uranio y torio tenían una actividad proporcional a las cantidades de uranio o torio presentes. Así fue como Mme. Curie decidió que la radioactividad debía ser un fenómeno atómico.

Hasta 1902, los estudios habían sido confinados a las propiedades de la radiación y al descubrimiento de nuevas fuentes. Fue notándose subsecuentemente que cualquier sustancia puesta en la proximidad de un cuerpo radioactivo durante algún tiempo, se vuelve activa. En 1903, Rutherford y Soddy demostraron que la radioactividad inducida se perdía totalmente en un gas que había sido puesto cerca de un cuerpo activado como una consecuencia de su difusión a través de los alrededores.

Poco después del descubrimiento de la radioactividad, se encontró que había tres tipos de radiaciones que eran emitidas por las sustancias radioactivas. Estas radiaciones pueden distinguirse una de la otra, de dos formas, primero, por la diferencia en la facilidad con que atraviesan la materia y segundo por la dirección que toman al ser sometidas a un campo magnético. A continuación se muestra una tabla con los tipos comunes de radiación:

TABLA 2.1.1.

TIPO DE RADIACION	SIMBOLO	CARGA	MASA
Partícula alfa	α	+ 2	4.002777
Partícula beta			
a) electrón	β^- , e^-	- 1	0.000549
b) positrón	β^+ , e^+	+ 1	0.000549
Protón	p	+ 1	1.007593
Neutrón	n	0	1.008982
Radiaciones Electromagnéticas			
a) Rayos X	X	0	
b) Rayos gamma	γ	0	

Un átomo neutro en forma general está compuesto de un núcleo positivamente cargado rodeado por capas de electrones. El núcleo consiste en protones y neutrones. Las masas del protón y del neutrón son aproximadamente iguales, teniendo el neutrón una masa ligeramente mayor a la del protón.

Dado que la carga del electrón es igual en magnitud pero con signo opuesto a la del protón, el número total de electrones en las capas de un átomo neutro es igual al número de protones en el núcleo. Este número es igual al número atómico (Z) del átomo. La masa de un electrón es del orden de dos mil veces menor que la del protón y consecuentemente la mayor parte de la masa de un átomo está concentrada en el núcleo. El átomo tiene un radio de alrededor de 10^{-8} cm y un radio nuclear de aproximadamente 10^{-12} cm.

Una gran cantidad de datos experimentales derivados principalmente de la espectroscopía, indican que en estado estacionario, un átomo aislado no puede tener una energía continuamente variable. Esta energía es cuantizada y el átomo puede tener solo ciertos niveles discretos de energía. Los niveles y los espacios entre ellos son diferentes para átomos de diferente elemento químico pero son idénticos para todos los átomos de un isótopo en particular. El mas bajo de estos niveles es el de menor energía y es llamado estado base. Si un átomo es sujeto a un estímulo considerable, el átomo pasa del estado base a un nivel de energía mayor por medio de un salto, siendo ésta una condición inestable. Cualquier sistema físico tiende a adoptar una configuración con la menor energía posible, siendo necesariamente la mas estable, resultando que el átomo regrese a su estado base emitiendo una radiación de energía igual a la diferencia entre el estado excitado y el base.

Este es el origen de las características del espectro electromagnético. La cantidad mínima de energía requerida para sacar a un electrón de un átomo es llamada energía de enlace. La ionización de un átomo ocurre fácilmente al quitar los electrones de valencia.

Para sacar a los electrones internos es necesaria una gran cantidad de energía. La energía de enlace de los electrones en una capa particular se incrementa con el número atómico, debido a la mayor atracción de la carga nuclear.

El término radiación nuclear comúnmente se refiere a la gran variedad de emanaciones asociadas con sistemas que llevan a cabo transformaciones nucleares. En este grupo se incluyen también partículas subatómicas y radiaciones electromagnéticas. A continuación se presentan las características de los principales tipos de radiación.

2.1.1. Partículas alfa.

Son núcleos de helio (${}_2\text{He}^4$) emitidos por radionúclidos, principalmente por núcleos pesados como son Polonio, Radio, Torio, Uranio, etc. En el decaimiento alfa la masa del núcleo padre es mayor que la suma de las masas de los productos, y esta diferencia de masa es transformada en energía cinética de las partículas alfa.

- * Producen centelleo sobre una placa de ZnS
- * Son poco penetrantes, su alcance es corto
- * Visibles en la cámara de Wilson (de burbuja)
- * Velocidad del orden de 20 000 Km/seg

2.1.2. Partículas beta.

Son electrones o positrones de alta energía, creados y emitidos por ciertos radionúclidos. Las partículas beta no son monoenergéticas, presentan un espectro de emisión continuo.

La emisión del electrón positivo es llamada decaimiento del positrón. (Un proceso equivalente en efecto al decaimiento del positrón es la captura electrónica, en la cual el núcleo captura un electrón interno del orbital).

- * Son mas penetrantes que las partículas alfa, pueden atravesar algunos milímetros de aluminio.
- * Velocidad aproximada de 290 000 Km/seg
- * Provocan fluorescencia sobre ZnS
- * Visibles en la cámara de Wilson

2.1.3. Protones.

Los protones son núcleos de hidrógeno y tienen carga positiva. El protón como proyectil es producido en aceleradores de diferentes tipos y pueden tener energías de varios cientos de MeV o más. Los protones también suelen ser emitidos en las interacciones de neutrones rápidos con átomos de hidrógeno.

2.1.4. Neutrones.

El neutrón es una partícula sin carga que tiene una masa ligeramente mayor a la del protón. No sufre interacción coulombiana con los electrones del orbital ni con el núcleo del átomo. Los neutrones se clasifican generalmente de acuerdo a su energía:

a) Neutrones térmicos.- Son aquellos en los cuales - hay un equilibrio térmico con la materia que los rodea, así que en promedio no hay intercambio de energía cinética entre los neutrones y los átomos térmicamente agitados del medio que los rodea.

Los neutrones térmicos tienen una distribución de velocidades de Maxwell con una velocidad probable de 2.2×10^5 cm/seg con una correspondiente energía cinética de 0.025 eV.

b) Neutrones intermedios.- Son aquellos que caen en un rango de energía de 0.5 eV a 10 KeV. Los neutrones que tienen energías menores que 100 eV son los llamados neutrones lentos.

c) Neutrones rápidos.- Tienen energías mayores a los 10 KeV, en este rango la energía cinética viene a ser una fracción significativa de la energía total de los neutrones así que las correcciones relativistas pueden ser aplicadas en el análisis de las interacciones de neutrones.

2.1.5. Radiación electromagnética.

La radiación electromagnética incluye dos tipos, los rayos X y los rayos gamma. No hay diferencia entre los rayos X y los rayos gamma excepto en su origen. Mientras que los rayos gamma son emitidos con energías discretas características del núclido formado, la emisión de rayos X es de dos tipos, radiación característica (energías discretas) y Bremsstrahlung (radiación de frenamiento). Los rayos X característicos son producidos por transiciones entre niveles de energía de electrones internos del átomo, y los rayos gamma son emitidos por transiciones de los núcleos de altos a bajos niveles de energía. La emisión gamma pura es desconocida en radioactividad natural, dado que frecuentemente sufre decaimiento alfa o beta.

2.2 Interacción de la radiación con la materia.

Las radiaciones en su efecto sobre la materia pueden dividirse en dos grandes grupos, radiaciones directamente ionizantes y radiaciones indirectamente ionizantes.

2.2.1. Radiaciones directamente ionizantes.

Las radiaciones directamente ionizantes incluyen todo tipo de partículas cargadas como son las alfa, beta y iones. Todas las radiaciones de partículas cargadas pierden energía por interacción con el orbital electrónico o núcleo del átomo en los materiales que atraviesan. Hay dos tipos principales de procesos que involucran electrones orbitales:

- a) Excitación atómica o molecular, con la emisión de luz resultante de desexcitaciones subsecuentes.
- b) Ionización, la cual involucra la expulsión de un electrón del orbital, resultando en la creación de un par iónico.

En promedio, alrededor de 34 eV son necesarios para la creación de cada par iónico en el aire. La ionización de un átomo el cual forma parte de una molécula puede resultar en la disociación de la molécula.

2.2.2. Radiaciones indirectamente ionizantes.

Las radiaciones indirectamente ionizantes incluyen algunos tipos de radiaciones electromagnéticas y neutrones. Estas, interactúan con la materia produciendo radiación secundaria, la cual es ionizante.

Las radiaciones indirectamente ionizantes pierden energía por colisiones con electrones o núcleos atómicos,

En general, las partículas alfa emitidas por radionúclidos tienen energías características bien definidas. Como están doblemente cargadas, son densamente ionizantes y así su poder de penetración es extremadamente limitado. Las partículas alfa de energías superiores a 7.5 MeV son incapaces de penetrar la capa protectora de la piel en la mayor parte del cuerpo humano (por ejemplo las manos). Su rango en el aire es de solo unos centímetros y de esta forma el blindaje contra este tipo de radiación no presenta ningún problema.

Las partículas beta de energías superiores a 1 MeV pierden energía a través de la ionización. En el caso de partículas beta de alta energía, se involucra un mecanismo adicional de pérdida de energía (Bremsstrahlung). Dado que las partículas beta son mucho mas ligeras que otras partículas cargadas, su velocidad para una energía dada es mucho mas alta y su ionización específica es muy pequeña (entendiendo por ionización específica la cantidad de pares iónicos producidos en una trayectoria de 1 milímetro). Las partículas beta de radionúclidos son emitidas con un espectro continuo de energía y son atenuadas exponencialmente para la mayor parte de su rango máximo. Las tablas de energía muestran siempre la energía máxima de emisión, pero para muchos propósitos se toma una energía promedio de un tercio de el valor máximo. Se ha podido observar que para elementos ligeros, el espesor para la absorción de partículas beta (medido en mg/cm^2) es casi independiente de la naturaleza del absorbedor.

Las partículas beta de energías mayores a 1 MeV pierden energía también por la emisión de radiación electromagnética llamada Bremsstrahlung; la intensidad del Bremsstrahlung depende sobre todo del número atómico del absorbedor. Este proceso es similar al proceso involucrado en la producción de radiación X por bombardeo de un metal pesado con electrones de alta energía. Considerando lo anterior, en el diseño de blindaje contra emisiones beta puras, se deberá poner particular atención en el Bremsstrahlung.

La radiación electromagnética como ya se dijo, se clasifica de acuerdo a su origen independientemente de su energía, pues los rayos gamma y los rayos X en un caso dado pueden tener la misma energía. Los rayos gamma son radiaciones electromagnéticas o fotones emitidos por un núcleo en un estado excitado.

Posteriormente a la emisión de la radiación gamma el núcleo regresa al nivel mas bajo de energía llamado estado base. Los rayos X característicos son emitidos en transiciones atómicas de electrones de enlace entre las diferentes capas electrónicas del átomo.

Los mecanismos de interacción de radiaciones electromagnéticas dependen solamente de su energía y no de su origen, este es un factor importante a considerar en la planeación de un blindaje contra radiaciones. A continuación se presenta una tabla que muestra las interacciones y sus resultados.

TABLA 2.2.1. INTERACCION RADIACION-MATERIA

Tipos de Interacción	Resultado de la interacción
1. Interacción con electrones atómicos.	
2. Interacción con núcleos	a) Absorción completa
3. Interacción con electrones de campo alrededor del núcleo.	b) Dispersión elástica
4. Interacción con el campo nuclear.	c) Dispersión inelástica

2.3. Radiación Gamma

La radiación electromagnética interactúa con la materia a través de procesos que actúan de manera un poco diferente a los de partículas cargadas. En general las partículas cargadas pesadas pierden energía con electrones atómicos a través de una serie de interacciones electromagnéticas, cada una de las cuales resulta en solo una relativamente pequeña transferencia de energía. Así la pérdida de energía ocurre en un gran número de pequeñas etapas resultando que la partícula cargada es gradualmente frenada. Por otra parte, los fotones interactúan individualmente con la materia por procesos en los cuales se puede quitar la energía del fotón entrante en un solo evento.

Este evento puede ser la absorción, en la cual el fotón desaparece completamente, o dispersión, en la cual la dirección del fotón y tal vez la energía son alteradas. El frenado continuo de una partícula cargada pasando a través de un

material particular es un rango específico solo para ese material. En contraste con esto, la absorción en una sola etapa y la dispersión de un haz de radiación electromagnética lleva a un decrecimiento exponencial de la intensidad con la distancia. De esta forma, no hay un valor específico para el rango de radiación electromagnética.

Hay cuatro tipos distintos de interacciones posibles (Fano, 1953), las cuales son: (1) electrones del átomo, (2) nucleones, (3) los electrones del campo que rodea a partículas cargadas y, (4) el campo de los mesones rodeando a los nucleones. Ocurren dos tipos de dispersión, la dispersión elástica o coherente, en la cual la energía interna del sistema permanece constante, y la dispersión inelástica o incoherente en la cual hay cambio de energía interna. Las probabilidades de varios eventos depende solo de la energía del fotón proveniente de la fuente. Físicamente los fotones gamma y los rayos X son idénticos, el término rayo gamma se refiere al fotón del núcleo original.

2.4. Dispersión de radiación electromagnética.

Donde no hay procesos de dispersión, los cálculos de la penetración de radiación electromagnética en la materia pueden ser simples. La dispersión produce fotones secundarios teniendo una distribución continua de energía y dirección. Una descripción completa de los procesos de penetración debe tener en cuenta esta fuente secundaria de fotones distribuidos a lo largo de la trayectoria de los fotones primarios.

2.5 Absorción de radiación electromagnética.

Como en la dispersión, en la que predomina un solo proceso, existen tres procesos que contribuyen significativamente a la absorción de energía. Estos son el efecto fotoeléctrico, el efecto Compton y la producción de pares.

2.5.1. Efecto Fotoeléctrico

El mecanismo mas importante de pérdida de energía para fotones de baja energía en el rango de 10 KeV a 500 KeV es el efecto fotoeléctrico. En este proceso, un fotón de baja energía choca con un electrón en una de las varias capas del átomo y le transfiere enteramente su energía, entonces el electrón es expulsado del átomo como un fotoelectrón. La energía cinética T del electrón está dada por

$$T = h\nu - \phi \quad (2.1)$$

donde $h\nu$ es la energía del fotón y ϕ es la energía de amarre del electrón. Así, para que ocurra el efecto fotoeléctrico, la energía del fotón debe ser mayor que la energía de amarre del electrón. Las características importantes del efecto fotoeléctrico son las siguientes:

a) La sección transversal (eficaz) para este proceso decrece con el incremento de la energía del fotón y a altas energías este proceso juega un papel insignificante y otro proceso como el efecto Compton es el que se lleva a cabo. La sección eficaz para este proceso se incrementa con el número atómico del absorbedor. Para el plomo, el efecto fotoeléctrico es significativo a energías mayores a 1 MeV.

b) El proceso es mas probable que ocurra cuando la energía del fotón es ligeramente mayor que la energía de amarre del electrón.

2.5.2. Efecto Compton.

El efecto Compton puede ocurrir con un electrón libre o de enlace, en este proceso el fotón incidente sufre una colisión elástica con un electrón y pierde una parte de su energía. La dispersión Compton no puede ser caracterizada exclusivamente como un proceso de absorción dado que los fotones dispersados pueden no ser deflectados apreciablemente o degradados en energía, en esta forma, el fotón dispersado puede tener varias colisiones más, antes de ser absorbido por efecto fotoeléctrico.

El efecto Compton depende solo del número de electrones presentes en el material que atraviesan los fotones y es el proceso de absorción dominante para rayos gamma de energías intermedias. En el caso del plomo este proceso predomina en el rango de energía de 1 a 5 MeV.

2.5.3. Producción de Pares.

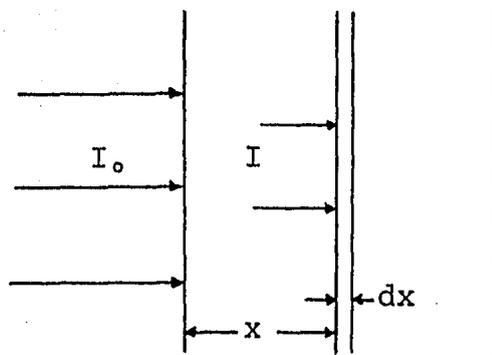
Cuando la energía del fotón excede de 1.02 MeV el fotón interacciona con el campo eléctrico del núcleo o menos frecuentemente, con un electrón para producir un par positrón-electrón. Este proceso puede ser observado como el inverso del proceso de aniquilación.

Cualquier energía del fotón que exceda de 1.02 MeV aparecerá como energía cinética de dos partículas creadas, de las cuales el electrón produce ionización y el positrón desaparece al interactuar con un electrón produciendo dos rayos gamma de 0.51 MeV cada uno. Para propósitos de blindaje la producción de pares es considerada como un verdadero proceso de absorción, dado que la radiación resultante de la aniquilación del positrón es de baja energía y es emitida isotrópicamente.

En el caso de partículas alfa y beta, espesores definidos de blindaje son suficientes para detener estas partículas completamente. Sin embargo para los rayos gamma, la radiación es absorbida exponencialmente de acuerdo a la Ley de Atenuación.

2.6. Ley de Atenuación.

Cuando la radiación pasa a través de la materia sufre una reducción en la intensidad como resultado de complejas interacciones entre la radiación y el material, esta reducción en intensidad es llamada atenuación. La intensidad de radiación (o densidad de flujo de energía radiante) en un punto dado es definida como la energía por unidad de tiempo que entra a una pequeña esfera de unidad de área de sección transversal centrada en ese punto. Es medida en términos de ergs por centímetro cuadrado por segundo o watts por centímetro cuadrado. El grado de atenuación depende sobre todo del tipo de radiación y del material utilizado. Considerando un haz de fotones de intensidad I_0 incidente sobre un plano de material absorbente, como se muestra en la siguiente figura.



A una profundidad x en el material este número ha sido reducido a I debido a las interacciones con el absorbedor. Con un incremento en distancia dx a x hay una reducción en I por una cantidad dI . La probabilidad de interacción con dx es dI/I ; que para interacción por unidad de distancia es $(dI/I)(1/dx)$. Esta última probabilidad ha recibido el nombre de " Coeficiente de atenuación lineal " y es generalmente designado por la letra griega μ con dimensiones de cm^{-1} . En términos de μ , podemos escribir para la disminución en intensidad con dx

$$- dI = \mu I dx \quad (2.2)$$

Esta simple ecuación diferencial, puede resolverse usando la condición límite $I = I_0$ cuando $x = 0$; $I = I$ cuando $x = x$ dando así la Ley de Lambert de atenuación exponencial

$$I = I_0 e^{-\mu x} \quad (2.3)$$

El coeficiente de atenuación μ está relacionado a la sección eficaz σ por $\mu = N \sigma$, donde N es el número de átomos por unidad de volumen (la sec. eficaz se expresa en barns; un barn = 10^{-24} cm^2).

Otra cantidad comúnmente usada es el coeficiente de atenuación másico, el cual tiene unidades de centímetros cuadrados por gramo (cm^2/g) y es obtenido al dividir el coeficiente de atenuación lineal entre la densidad ρ .

La absorción de energía, la cual es la cantidad física usada en dosis de radiación específica, es descrita en términos de un coeficiente de absorción. El coeficiente de absorción es obtenido del coeficiente de atenuación por sustracción de la porción asociada con la dispersión del fotón. Dada la importancia del proceso de dispersión (dispersión Compton), el coeficiente de absorción lineal es dado por $\mu - \sigma_s$ y el coeficiente de absorción másico por $(\mu - \sigma_s)/\rho$.

Si se utiliza $\mu - \sigma$ para describir la absorción de energía en un medio, se excluye la parte de la energía original del fotón que escapa del sitio de interacción. En el efecto fotoeléctrico, la energía del electrón de enlace está relacionada con la formación de un rayo X. Usualmente, el rayo X tiene baja energía y es absorbido rápidamente. En la producción de pares, sin embargo, los fotones de aniquilación tienen una energía de 510 KeV y generalmente viajan alguna distancia antes de ser absorbidos. Como regla, la energía de escape despreciada está incluida pues la contribución de la producción de pares en el coeficiente global de absorción es pequeña.

El coeficiente de absorción μ puede ser expresado como un recíproco del espesor que reducirá la intensidad de un haz incidente a $1/e$ o $1/2.73$ del valor original.

Para reducir la intensidad de un haz incidente a la mitad de su valor inicial

$$\ln \frac{I_0}{I} = \ln 2 = 0.693 = \mu x_{1/2} \quad (2.4)$$

$$x_{1/2} = 0.693/\mu \quad (2.5)$$

Conociendo el coeficiente de absorción másico del material absorbente se puede determinar el espesor necesario para el blindaje. La tabla siguiente muestra los coeficientes de absorción para varios materiales:

TABLA 2.6.1. COEFICIENTES DE ABSORCION LINEAL (cm^{-1})

Energía MeV	Agua μ	Hormigón μ	Aluminio μ	Hierro μ	Plomo μ	Aire μ $\times 10^{-5}$
0.5	0.0966	0.240	0.227	0.651	1.640	3.82
1.0	0.0706	0.149	0.166	0.468	0.776	3.60
1.5	0.0575	0.121	0.135	0.381	0.581	3.30
2.0	0.0493	0.105	0.117	0.333	0.518	3.05
3.0	0.0396	0.0853	0.0953	0.284	0.477	2.70
4.0	0.0339	0.0745	0.0837	0.259	0.476	2.40
5.0	0.0301	0.0674	0.0761	0.246	0.483	2.25
8.0	0.0240	0.0571	0.0651	0.232	0.520	1.95
10.0	0.0219	0.0538	0.0618	0.231	0.554	1.80

CAPITULO III

UNIDADES DE RADIACION Y CONCEPTOS ASOCIADOS

3.1 Unidades de radiación

Cuando la radiación ionizante pasa a través de la materia, interacciona con los átomos y moléculas en el medio que atraviesa, produciendo ionizaciones y excitaciones. Dependiendo del medio, la energía absorbida puede resultar en efectos observables, por ejemplo ionización, efectos fotográficos, efectos biológicos y calentamiento. La energía absorbida puede ser expresada en ergios por gramo, lo cual lleva al concepto de dosis de radiación.

3.1.1. Dosis de exposición

El Roentgen (R), como fue definido inicialmente en 1928, solo se aplicaba a rayos X. En 1937, fue redefinido como sigue y, se incluían también los rayos gamma:

" El Roentgen es la cantidad de radiación X ó gamma asociada a la emisión corpuscular de 0.001293 g de aire (1 cm^3) en condiciones estándar y produce iones que transportan una unidad electrostática de carga (1 esu) de cualquier signo. "

El roentgen, el cual es una unidad de exposición, no es una unidad de radiación en el sentido estricto del término. Describe el número de fotones en el haz, pero no su energía, únicamente da el efecto de la radiación en 1 cm^3 de aire a condiciones estándar.

3.1.2. Dosis Absorbida (rad, r) y el Gy

El término " roentgen " es aplicable solo a mediciones en aire de rayos X o gamma de energía superiores a 3 MeV, así mismo la ionización puede ser producida por fotones, partículas alfa, beta, neutrónes o protones. Como la radiación tiene que ser medida en términos de energía absorbida en el medio, se hizo necesario introducir una unidad que dependiera solamente de la cantidad de energía absorbida por unidad de masa de material irradiado y no de la energía o tipo de radiación, ni tampoco de la naturaleza del absorbedor. Fue de esta forma que se introdujo el concepto de " dosis absorbida " (ahora llamada simplemente " dosis ") en 1953 y es definida como la cantidad de energía impartida a la materia por partículas ionizantes por unidad de masa de material irradiado. El rad es la unidad de dosis y es igual a 100 erg/g. Cabe hacer notar que un rad es aproximadamente igual a la dosis absorbida deliberadamente cuando el material es expuesto a un roentgen de rayos X de energía media. Actualmente se utiliza el Gray (Gy) que equivale a 100 rad.

3.1.3. El rem (dosis equivalente-hombre)

El Sievert.

Desde el punto de vista biológico, se sabe que los efectos de los varios tipos de radiaciones ionizantes no son los mismos. Se puede suponer que la radiación puede traer un cambio en un sistema en virtud de la energía absorbida. Así mismo, un efecto biológico puede también depender sobre todo de la distribución espacial de la energía a lo largo de la trayectoria de la partícula ionizante, dependerá entonces del tipo y calidad de la radiación e iguales absorciones de energía de diferentes tipos de radiación pueden no producir el mismo efecto biológico. Actualmente se utiliza el Sievert que es equivalente a 100 rem.

El término RBE (Efectividad biológica relativa) es usado para especificar la variación en el grado de efectividad de diferentes tipos de radiación y es definido como:

$$\text{RBE} = \frac{\text{Dosis de 250 KV de rayos X para producir cierto efecto}}{\text{Dosis de una radiación para producir el mismo efecto}}$$

El efecto biológico de un tipo particular de radiación depende entonces no solo de una dosis absorbida sino también de la RBE de la radiación.

Para tener en cuenta estos factores el " rem " (que significa roentgen equivalent man) fue definido como la dosis de cualquier radiación ionizante la cual es biológicamente equivalente a la dosis de un rad de radiación X ó gamma en un hombre, el rem es tomado aquí como la unidad de dosis RBE. Resumiendo tenemos:

Para cualquier radiación dosis en rems = dosis rads (RBE)

Para radiaciones gamma
unicamente

$$1 \text{ rem} = 1 \text{ rad} = 1 \text{ R}$$

3.1.4. El Curie (Unidad de actividad), el Becquerel.

Simultáneamente con el roentgen (R), el concepto de Curie (Ci) se ha desarrollado paulatinamente. El Curie fue definido originalmente como la razón de desintegración de un gramo de radio. Posteriormente fue definido como la can-

tividad de radón en equilibrio con un gramo de radio. Después de algún tiempo, en 1930, se definió como la cantidad de cualquier producto de decaimiento de radio que está en equilibrio con un gramo de radio. El término curie es ahora usado para todos los radionúclidos y es definido como la actividad de la cantidad de sustancia, la cual emite 3.7×10^{10} dps. El Bq equivale a 2.7×10^{-11} Ci, que es la unidad usada actualmente.

3.1.5. Actividad específica

La actividad específica de un material radioactivo es la concentración de actividad medida en Ci/g en dicho material. Es definida como la velocidad de desintegración por unidad de masa de la fuente. Actualmente se mide en Bq/g.

La relación de actividad y exposición está dada por el índice de exposición

$$I = 0.156 \times 10^5 C n E \mu$$

donde

I = índice de exposición a un metro de distancia.

μ = coeficiente de absorción en mR/hr

n = número de fotones

E = energía del fotón en MeV

C = actividad de la fuente, mCi

La unidad internacional de energía es el Joule (J), pero una unidad mas conveniente es el electrón volt (eV), la cual es usada en física nuclear. El electrón volt es la cantidad de energía que una partícula con la carga de un electrón, 1.6×10^{-19} coulombs, gana al pasar a través de una diferencia de potencial de 1 volt (V). Si se dice que un electrón ha sido acelerado entre electrodos con una diferen-

cia de potencial de 300 V, la energía ganada por el electrón será 300 eV. Esta unidad tiene un número de múltiplos, de los cuales, los más importantes son: Kiloelectrón volt (KeV) y millones de electrones volt (MeV), así $1 \text{ KeV} = 10^3 \text{ eV}$ y $1 \text{ MeV} = 10^6 \text{ eV}$.

3.2. Seguridad Radiológica

Poco después del descubrimiento de los rayos X y de la radioactividad, se reconoció que la exposición ante haces de radiación puede producir una variedad de daños en el cuerpo humano.

Un hombre puede estar expuesto continuamente a las fuentes naturales de radiación, llámense rayos cósmicos naturales o radiaciones naturales. El promedio de dosis debida a este umbral de radiación es estimada en 100 mrem/año, aunque hay lugares donde esta dosis puede ser de 10 a 30 veces mayor que el valor promedio. Algunos cálculos indican que aproximadamente 2-10 % de las mutaciones naturales en el hombre son causadas por este tipo de umbral de radiación.

Cualquier incremento en estos niveles de radiación pueden aumentar el riesgo de efectos dañinos en el hombre. Sin embargo, en vista del progreso actual, se ha incrementado el uso de radiaciones ionizantes, debido a lo cual no se puede pasar por alto la seguridad radiológica. La solución para este problema es entonces el limitar las dosis de radiación y de esta forma se deben involucrar los riesgos, los cuales no son enteramente despreciables para el individuo que trabaja con radiaciones y para el público en general. Con esta consideración se reunió la Comisión Internacional sobre Protección Radiológica (ICRP) y definió las dosis máximas permisibles

para un individuo, así como las dosis acumuladas a lo largo de un período de tiempo, o como resultado de una sola exposición en la cual el conocimiento de esto nos lleva a la innegable probabilidad de que ocurra algún efecto somático o genético.

Existen tres conceptos básicos para la seguridad radiológica, los cuales son: a) Distancia, b) Tiempo y c) Blindaje.

3.2.1. Distancia

Una vez que la intensidad de una fuente radioactiva ha sido determinada a una cierta distancia, la exposición a otra distancia cualquiera en vacío o en aire, varía inversamente con el cuadrado de la distancia de acuerdo a la fórmula

$$D_2 = D_1 \frac{d_1^2}{d_2^2}$$

donde

D_1 es la exposición a una distancia d_1 de la fuente

D_2 es la exposición a una distancia d_2 de la fuente

3.2.2. Tiempo

Otro concepto importante en la protección radiológica es el tiempo, pues el daño que puede ocasionar la exposición ante radiación es proporcional al tiempo. Para determinar la dosis que puede recibir una persona en un tiempo determinado se utiliza la ecuación

$$D = 5 (N - 18)$$

donde

D es la dosis absorbida por el cuerpo humano en rem

N es la edad en años

3.2.3. Blindaje

Es el tema central de este trabajo, por lo que será tratado con detalle en los capítulos IV y V siguientes, dada la importancia que posee.

3.3. Reglas y efectos

La ICRP en 1965 dió a conocer algunas recomendaciones sobre las dosis límites de radiación para las dos siguientes categorías de individuos

- (1) Adultos expuestos en el curso de su trabajo
- (2) Miembros del público

Las dosis límites para las dos categorías de individuos están dadas en la tabla siguiente

TABLA 3.3.1. DOSIS LIMITES

Organo o Tejido	Dosis máxima permisible para adultos expuestos ocupacionalmente	Dosis límite para miembros del público
Gónadas	5 rem en un año	0.5 rem en un año
Piel, hueso, tiroides	30 rem en un año	3.0 rem en un año
Manos, antebrazos, pies	75 rem en un año	7.5 rem en un año
Otros órganos	15 rem en un año	1.5 rem en un año

En las recomendaciones, la Comisión ha sugerido que un período de un año es el tiempo mas razonable en el cual se recibe exposición acumulada pero también es necesario limitar la magnitud de una sola dosis. La Comisión recomienda así mismo, que la dosis máxima anual permisible es 5 rem y en un período de 3 meses la mitad de la dosis anual permitida.

La cantidad de radiación que un individuo puede recibir sin que afecte su organismo es 100 mrem por semana.

3.3.1. Casos especiales

1) En caso especial, el individuo podrá recibir 3 rem en un período de 13 semanas, con excepción de mujeres en edad fértil o embarazadas, en cuyo caso no deberá ser mayor a 1.3 rem.

2) En el caso de que se trate de extremidades (brazos, piernas, etc.) se podrán recibir 20 rem en un trimestre.

3) El nivel de emergencia es 25 rem una sola vez en la vida.

3.3.2. Vida media biológica

Es el tiempo necesario para que el organismo elimine la mitad de la dosis absorbida por medio de una eliminación natural (metabolismo).

3.3.3. Vida media efectiva:

Ese el tiempo necesario para que un elemento radioactivo fijado en el tejido biológico disminuya a la mitad de su

actividad como resultado de la acción combinada del decaimiento radioactivo y la eliminación biológica.

$$T_{\text{efec.}} = \frac{(T_{\text{rad}}) (T_{\text{biol}})}{(T_{\text{rad}}) + (T_{\text{biol}})}$$

donde

T_{efec} = tiempo de vida media efectiva

T_{rad} = tiempo de vida media radioactiva

T_{biol} = tiempo de vida media biológica

3.3.4. Efectos

Los efectos de la radiación en el organismo humano se pueden clasificar en: a) Somáticos, b) Genéticos y c) Latentes.

a) Somáticos

Los efectos somáticos se relacionan con los daños causados al organismo concernientes al mantenimiento de las funciones del cuerpo, como son las células sanguíneas y la médula ósea. Algunos efectos causados por la exposición a radiación se listan a continuación

a.1) Efectos locales agudos

- * Daños en la piel, eritemas, necrosis de la piel y tejidos internos.
- * Esterilidad temporal o permanente causada por irradiación de las gónadas.

- * Reducción o reproducción anormal de tejidos proliferativos, como son el epitelio del conducto gastrointestinal y los tejidos sanguíneos en formación.
- * Función anormal del sistema nervioso y otros sistemas diferenciados.

a.2) Efectos agudos generalizados

0 - 25 rad	Sin daño aparente.
25 - 50 rad	Posibles cambios en la sangre sin daños serios.
50 - 100 rad	Cambios en las células sanguíneas, algunos daños, sin incapacidad.
100 - 200 rad	Daños, posible incapacidad.
200 - 400 rad	Daños y cierta incapacidad, posible muerte
400 - 500 rad	50 % de probabilidad de muerte.
600 - mas	Probabilidad fatal

a.3) Efectos retardados después de una sola exposición alta o exposición crónica.

- * Daños crónicos en la piel, lo cual puede causar úlcera o cáncer
- * Daños atrópicos locales o procesos disotrópicos en órganos y tejidos irradiados fuertemente.
- * Cataratas
- * Sarcoma ósea debido a la irradiación del tejido óseo
- * Cáncer en los pulmones causado por inhalación o depositación de materiales radioactivos en el pulmón.

- * Anemias aplásticas causadas por radiación en la médula ósea
- * Leucemia

b) Efectos genéticos

Los efectos genéticos se relacionan con daños a las células en las gónadas, lo que es responsable de la propagación de características genéticas hereditarias.

Los tejidos de las gónadas son mas radiosensitivos. La irradiación de células germinales puede causar mutaciones, las cuales se manifiestan en las generaciones posteriores. Las mutaciones una vez que ocurren son permanentes.

c) Efectos latentes

Los efectos latentes no se manifiestan de inmediato, pero permanecen en el individuo y aparecen posteriormente como efectos somáticos o genéticos.

CAPITULO IV

BLINDAJE

4.1. Concepto

En esta sección se tratará sobre el diseño de ingeniería y la efectividad del blindaje. La tabla siguiente, resume los datos usualmente necesarios para el diseño de un blindaje, las cantidades que deben ser calculadas o medidas y las especificaciones que utilizará el diseñador.

TABLA 4.1.1. INGENIERIA DE DISEÑO DE BLINDAJES

DATOS

Tipo de fuente, espectro, distribución angular, distribución espacial, tiempo de dependencia en cada tipo de radiación.

Dosis máximas alcanzables, calentamiento, activación o daños a lugares específicos.

Requerimientos para penetraciones, incluyendo tubos de enfriamiento, cables eléctricos, accesorios y demás.

Requerimientos estructurales.

Masa máxima permitida, espesores, costo y contracciones espaciales de los materiales.

Tiempo de vida de servicio.

CALCULAR O MEDIR

Atenuación en materiales.

Intensidad de flujo de radiación.

Calentamiento, activación y daños por radiación en el blindaje.

TABLA 4.1.1. (CONTINUACION)

SEGURIDAD

Materiales, espesores y geometría.

Localizaciones y diseño de penetración de la radiación.

Enfriamiento del blindaje y aislamiento térmico.

Estructuras y reforzamiento.

Construcción del blindaje, inspección y pruebas.

El blindaje debe funcionar como un miembro estructural y tener resistencia mecánica sobre su propio peso. Además de esto, la generación de calor por absorción de radiación o transmisión de la fuente o tubos de enfriamiento, pueden originar esfuerzos térmicos. El calentamiento puede estar limitado por deshidratación (como en el caso del concreto) o en materiales que pueden dañarse por este medio. Un blindaje " térmico " (diseñado para absorber el calentamiento nuclear se puede diseñar fácilmente), y aislamiento, pueden requerirse para protección como blindaje biológico. Los materiales de blindaje pueden ser protegidos también contra la corrosión así como de reacciones químicas y daños por radiación, para prolongar la vida de servicio del blindaje.

El blindaje normalmente es optimizado en cuanto a costo pero sujeto a contracciones en masa o espesor. El blindaje para transporte de materiales radioactivos o para máquinas móviles de producción de radiaciones puede no ser muy pesado, debido a que se ocupa poco espacio. Puede usarse un blindaje delgado para reducir la longitud de las penetraciones, el tamaño y el costo del equipo, o para maximizar la densidad de flujo de un haz que salga del blindaje.

Es fácil diseñar el blindaje para iones y fuentes de electrones, casi cualquier material de espesor adecuado, puede detener todos los iones. Los electrones son detenidos fácilmente por unos milímetros de cualquier sólido o líquido con un número atómico (Z) bajo, pues de lo contrario se produce la radiación Bremsstrahlung. Cualquier Bremsstrahlung puede ser atenuado utilizando plomo o hierro, u otro blindaje para radiación gamma.

Para fuentes de rayos X o gamma es relativamente fácil construir un blindaje. Los materiales comunes son el plomo y el fierro, pero pueden usarse también tungsteno o uranio a gotado, utilizando un mínimo de espesor, pero con un muy alto costo.

4.2. Blindaje contra neutrones

Hay dos clases de radiaciones altamente penetrantes, que son, los neutrones y los fotones. Existen diferencias significativas entre la sección eficaz para fotones y para neutrones. Mientras que las secciones eficaces para fotones son usualmente muy poco variables en función del número atómico y la energía, las secciones eficaces en los neutrones pueden tener grandes variaciones de un elemento a otro y esto es debido a que presentan estructura resonante a energías particulares. Las secciones eficaces para fotones son muy bien conocidas; sin embargo, para los neutrones no, particularmente en regiones de energía donde las penetraciones de neutrones son altas. Por otro lado, también existen diferencias en la naturaleza de la fuente; para las fuentes de fotones, la energía es discreta, mientras que para las fuentes de neutrones hay excepciones.

El concepto de incremento es raramente utilizado en cálculos de penetración de neutrones. La razón es que los cálculos del haz de penetración primaria, sobre los cuales depende el incremento, son difíciles en sí, es por esto que es muy común calcular directamente usando datos experimentales promedio.

El proceso físico involucrado en la atenuación de neutrones son dispersión elástica e inelástica, y captura. El último proceso es responsable de la desaparición final de los neutrones detenidos por un blindaje. En consecuencia un blindaje para neutrones efectivo, debe contener cantidades apreciables de material con una sección de captura alta.

Los neutrones térmicos son fácilmente absorbidos en unos cuantos milímetros de material de alta sección eficaz como el boró. El boro puede estar en forma de carburo de boro o como compuesto soluble de boro. El carburo de boro se dispersa en aluminio, y se encamisa en aluminio; es comercialmente conocido como Boral. Uno o dos milímetros de Cadmio pueden absorber casi todos los neutrones térmicos, pero el cadmio tiene la desventaja de poseer un bajo punto de fusión y emitir rayos gamma por captura neutrónica.

El blindaje para neutrones rápidos es mas difícil. Los neutrones rápidos son casi siempre acompañados por rayos gamma, propios de la fuente o generados por captura neutrónica y dispersión inelástica en el propio blindaje. Así el blindaje debe incluir elementos capaces de atenuar rayos gamma al mismo tiempo que neutrones. La dispersión inelástica ayuda a moderar los neutrones, pero el mejor elemento para atenuación de neutrones es el hidrógeno. Comúnmente los materiales para atenuación de neutrones son el agua, polietileno, parafina o concreto que contenga una alta concentración

de hidrógeno. El hidruro de litio, resulta muy caro, pero ha sido usado en donde una masa pequeña es determinante. Es útil tener los resultados previos de las mediciones y cálculos de atenuación en blindajes homogéneos o combinados. La selección del material conveniente resultará del análisis de esos datos.

4.3. Blindaje contra rayos X y gamma

Los materiales comunes en blindajes de fotones son el plomo y el fierro, pero pueden usarse, como ya se dijo, el uranio y el tungsteno, pero son demasiado caros.

El material absorbente usado y el espesor requerido para atenuar las radiaciones a niveles aceptables depende del tipo de radiación, su energía, el flujo y las dimensiones de la fuente. La cantidad de material de blindaje requerido puede ser calculado con una precisión razonable en la mayoría de los casos, y es esencial que los métodos experimentales puedan ser usados siempre y cuando sea posible evaluar la precisión de los cálculos teóricos. Los términos " espesor de reducción " $X_{1/10}$ y " espesor medio " $X_{1/2}$, son frecuentemente usados en la absorción de radiación y son tratados en una sección posterior.

La distancia juega un papel importante en el control de la exposición de radiación que no debe pasarse por alto. Cada caso involucra la exposición de personal que debe ser examinado con vista a incrementar la distancia entre la fuente y el personal, lo mas posible y de acuerdo a la eficiencia operacional.

4.3.1. Principios generales para blindajes de rayos X y rayos gamma.

La atenuación de rayos X y gamma en un material absorbente es el resultado de una combinación del efecto fotoeléctrico, el efecto Compton y la producción de pares (principalmente), y es un proceso complejo. El efecto fotoeléctrico es el tipo predominante de interacción a bajas energías, el efecto Compton a energías medias y la producción de pares a energías altas. Esto es debido al incremento de la sección eficaz para interacción en materiales de alto número atómico. En el rango de energía media (0.5 - 0.75 MeV), la densidad del material es mas importante que el número atómico, pero en los rangos de energía alto y bajo, los materiales de alto número atómico son mas eficaces.

El paso de rayos X y gamma a través del material absorbente involucra dos condiciones, las cuales deben ser consideradas en el cálculo del blindaje: los haces delgados y los haces anchos.

4.4 Condiciones de haces delgados (≤ 7.5 cm de diámetro)

Aquí debe considerarse un haz delgado colimado de radiación gamma que se obtiene de una pequeña fuente como la que se usa en radiografía gamma, pero es usualmente utilizada para propósitos experimentales. Los fotones dispersados en el material de blindaje puestos en el haz colimado son sacados del haz emergente. La atenuación total es entonces un proceso exponencial expresado por la ecuación siguiente

$$I = I_0 e^{-\mu x}$$

donde

I = intensidad (flujo) de la radiación, emergiendo del material de blindaje, en fotones/cm²seg

I_0 = intensidad (flujo) del haz incidente sobre el material de blindaje, en fotones/cm²seg

μ = coeficiente de absorción lineal para el blindaje referido a un espesor de 1 cm

x = espesor del material de blindaje, cm

Se puede mostrar que el espesor medio de un material está relacionado con el coeficiente de absorción lineal por la relación

$$HVT = \frac{0.693}{\mu}$$

y similarmente, la capa decirreductora

$$TVT = \frac{2.303}{\mu}$$

El producto del coeficiente de absorción lineal por el espesor, es conocido como la trayectoria libre media (mfp). Un espesor de 1 mfp producirá una atenuación de $1/e$, 2mfp una atenuación de $1/e^2$ y así sucesivamente.

El coeficiente de absorción lineal varía con a) la energía del fotón, b) el número atómico del material en cuestión y c) la densidad del material. El término coeficiente de absorción másico, el cual es igual al coeficiente de absorción lineal dividido entre la densidad, también es muy usado. Los valores del coeficiente de absorción másico reflejan las eficiencias relativas de diferentes materiales

de blindaje para el mismo peso.

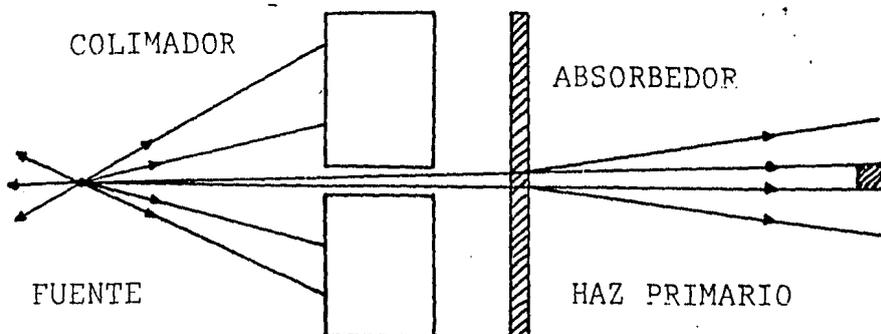


Fig. 4.4.1. Condiciones de haz delgado.

Considerando un haz monodireccional de rayos gamma de intensidad (o flujo) ϕ_0 y energía E_0 , que incide sobre un blindaje de espesor x , como se muestra en la siguiente figura

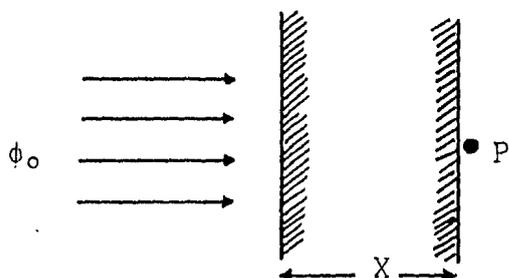


Fig. 4.4.2. Haz monodireccional de rayos incidiendo sobre un blindaje.

se puede escribir nuevamente la ecuación de atenuación como

$$\phi_u = \phi_0 e^{-\mu x} \tag{4.3}$$

- donde ϕ_u = flujo no colimado resultante
- ϕ_0 = flujo incidente
- μ = coeficiente de atenuación total
- x = espesor del blindaje

En el proceso de atenuación, los rayos gamma no desaparecen en cada interacción; en el efecto Compton, por ejemplo, son dispersados con una pérdida de energía, y aún en el efecto fotoeléctrico y la producción de pares, a pesar de que el fotón incidente es absorbido, generalmente se producen rayos x debido al efecto fotoeléctrico y la radiación de aniquilación es inevitable después de la producción de pares. Como resultado, un haz monoenergético incidente sobre un blindaje muestra la forma

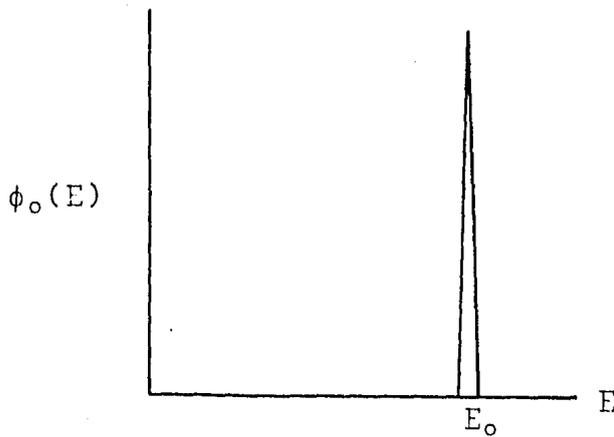


Fig. 4.4.3. Espectro de energía de un haz incidente de rayos gamma.

y emerge del blindaje con un espectro continuo como se aprecia en la siguiente figura

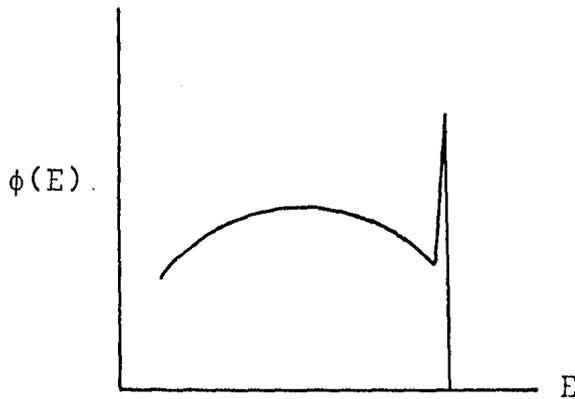


Fig. 4.4.4. Espectro de energía de rayos gamma emergiendo del blindaje.

En esta última figura, la forma del pico E_0 corresponde a los fotones no dispersados y su tamaño es menor que el del pico del haz incidente, debido al factor exponencial de la ecuación, $e^{-\mu x}$. La parte continua del espectro es debida a que la mayoría de los fotones sufren dispersión Compton, con alguna contribución del efecto fotoeléctrico y la radiación de aniquilación.

Con los valores de $\phi(E)$ se puede calcular la razón de exposición (mR/hr)

$$\dot{X} = 0.0659 \int_0^{E_0} \phi(E) E (\mu_a/\rho)_{\text{aire}} dE \quad (4.4)$$

y el resultado de esto se escribe como

$$\dot{X} = \dot{X}_0 B_m e^{-\mu x} \quad (4.5)$$

donde \dot{X}_0 = razón de exposición en ausencia de blindaje

B_m = factor de incremento para un haz monodireccional

μ = coeficiente de atenuación total a la energía E_0 .

x = espesor del blindaje

\dot{X} = razón de exposición, mR/hr

y \dot{X}_0 está dado por la ecuación

$$\dot{X}_0 = 0.0659 \phi_0 E_0 (\mu_a/\rho)_{\text{aire}} \quad (4.6)$$

donde ϕ_0 = flujo incidente, rayos gamma/cm²seg

E_0 = energía del haz incidente, MeV

(μ_a/ρ) = coeficiente de absorción másico del aire, evaluado a E_0 , tiene unidades de cm²/g

también se puede escribir la ecuación anterior como

$$\dot{X}_0 = C \phi_0 \quad (4.7)$$

donde $C = 0.0659 E_0 (\mu_a / \rho)^{\text{aire}}$ (4.8)

Los valores de B_m están dados en tablas como la siguiente

TABLA 4.4.1. FACTOR DE INCREMENTO PARA FUENTES PLANAS MONODIRECCIONALES.

MATERIAL	E_0 MeV	μx					
		1	2	4	7	10	15
Agua	0.5	2.63	4.29	9.05	20.0	35.9	74.9
	1.0	2.26	3.39	6.27	11.5	18.0	30.8
	2.0	1.84	2.63	4.28	6.96	9.87	14.4
	3.0	1.69	2.31	3.57	5.51	7.48	10.8
	4.0	1.58	2.10	3.12	4.63	6.19	8.54
	6.0	1.45	1.86	2.63	3.76	4.86	6.78
	8.0	1.36	1.69	2.30	3.16	4.00	5.47
Fierro	0.5	2.07	2.94	4.87	8.31	12.4	20.6
	1.0	1.92	2.74	4.57	7.81	11.6	18.9
	2.0	1.69	2.35	3.76	6.11	8.78	13.7
	3.0	1.58	2.13	3.32	5.26	7.41	11.4
	4.0	1.48	1.90	2.95	4.61	6.46	9.92
	6.0	1.35	1.71	2.48	3.81	5.35	8.39
	8.0	1.27	1.55	2.17	3.27	4.58	7.33
	10.0	1.22	1.44	1.95	2.89	4.07	6.70

(Continúa tabla 4.4.1.)

MATERIAL	E _o MeV	μx					
		1	2	4	7	10	15
Plomo	0.5	1.24	1.39	1.63	1.87	2.08	
	1.0	1.38	1.68	2.18	2.80	3.40	4.20
	2.0	1.40	1.76	2.41	3.36	4.35	5.94
	3.0	1.36	1.71	2.42	3.55	4.82	7.18
	4.0	1.28	1.56	2.18	3.29	4.69	7.70
	6.0	1.19	1.40	1.87	2.97	4.69	9.53
	8.0	1.14	1.30	1.69	2.61	4.18	9.08
	10.0	1.11	1.24	1.54	2.27	3.54	7.70

Se observará que los valores numéricos de B_m pueden ser muy grandes, lo cual muestra la importancia del incremento de la radiación dispersa en los cálculos del blindaje.

Puesto que B_m es una función continua del número atómico, los valores de B_m no dados en las tablas pueden obtenerse graficando B_m contra Z para la energía en cuestión.

De acuerdo con la ecuación 4.7, \dot{X}_o es proporcional a ϕ_o , y es razonable por analogía, escribir \dot{X} de la forma

$$\dot{X} = C \phi_b \quad (4.9)$$

donde C es la misma ecuación 4.8. La cantidad ϕ_b se llama incremento de flujo y es claramente igual al flujo de rayos gamma monoenergéticos de energía E_o , el cual da la misma razón de exposición en P que el flujo de rayos gamma en ese punto, teniendo entonces

$$\phi_b = \phi_o B_m e^{-\mu x} \quad (4.10)$$

o equivalentemente

$$\phi_b = \phi_u B_m e^{-\mu x} \quad (4.11)$$

donde ϕ_u es el flujo no colimado de la ecuación 4.3.

Las anteriores discusiones son aplicables exclusivamente para haces monodireccionales incidiendo normalmente sobre un blindaje, y el factor de incremento B_m puede ser usado solamente en circunstancias de este tipo.

4.5 Condiciones de haces anchos

Esta es la condición mas frecuentemente encontrada en problemas de blindaje para radiación. Cuando haces anchos paralelos o haces divergentes de radiación pasan a través del material atenuante, algunas radiaciones desviadas regresan al haz emergente. Así la atenuación en material delgado sigue un proceso exponencial, reducida por una cantidad llamada factor de incremento para un arreglo particular de fuente-blindaje.

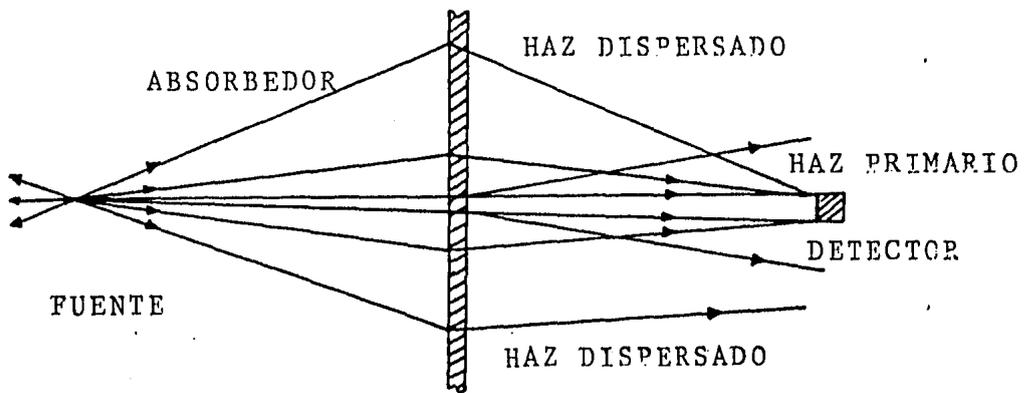


Fig. 4.5. Condiciones de haces anchos.

Considerando ahora una fuente puntual isotrópica S, emitiendo rayos gamma/seg rodeada por un blindaje esférico de radio R. En este caso, la razón de exposición en un punto de la superficie del blindaje es

$$\dot{X} = \dot{X}_0 B_p e^{-\mu R} \quad (4.12)$$

aquí B_p es el factor de incremento para una fuente puntual isotrópica y \dot{X}_0 es la razón de exposición en ausencia de blindaje:

$$\dot{X}_0 = C \phi_0$$

ϕ_0 es entonces

$$\phi_0 = \frac{S}{4\pi R^2} \quad (4.13)$$

y representa el flujo en un punto de la superficie.

El flujo no colimado es:

$$\phi_u = \frac{S e^{-\mu R}}{4\pi R^2} \quad (4.14)$$

y el incremento de flujo es

$$\phi_b = \frac{S B_p e^{-\mu R}}{4\pi R^2} \quad (4.15)$$

Los valores calculados de B_p se muestran en la tabla 4.5.1.

Se puede notar que B_p y B_m son funciones enteramente diferentes, las cuales deben usarse en el caso apropiado.

TABLA 4.5.1. FACTOR DE INCREMENTO PARA UNA FUENTE PUNTUAL ISOTROPICA.

MATERIAL	E ₀ MeV	μR						
		1	2	4	7	10	15	20
Aluminio	0.5	2.37	4.24	9.47	21.5	38.9	80.0	141
	1.0	2.02	3.31	6.57	13.1	21.2	37.9	58.5
	2.0	1.75	2.61	4.62	8.05	11.9	18.7	26.3
	3.0	1.64	2.32	3.78	6.14	8.65	13.0	17.7
	4.0	1.53	2.08	3.22	5.01	6.88	10.1	13.4
	6.0	1.42	1.85	2.70	4.06	5.49	7.97	10.4
	8.0	1.34	1.68	2.37	3.45	4.58	6.56	8.52
	10.0	1.28	1.55	2.12	3.01	3.96	5.63	7.32
Fierro	0.5	1.98	3.09	5.98	11.7	19.2	35.4	55.6
	1.0	1.87	2.89	5.39	10.2	16.2	28.3	42.7
	2.0	1.76	2.43	4.13	7.25	10.9	17.6	25.1
	3.0	1.55	2.15	3.51	5.85	8.51	13.5	19.1
	4.0	1.45	1.94	3.03	4.01	7.11	11.2	16.0
	6.0	1.34	1.72	2.58	4.14	6.02	9.89	14.7
	8.0	1.27	1.56	2.23	3.49	5.07	8.50	13.0
	10.0	1.20	1.42	1.95	2.99	4.35	7.54	12.4
Plomo	0.5	1.24	1.42	1.69	2.00	2.27	2.65	2.73
	1.0	1.37	1.69	2.26	3.02	3.74	4.81	5.86
	2.0	1.39	1.76	2.51	3.66	4.84	6.87	9.00
	3.0	1.34	1.68	2.43	3.75	5.30	8.44	12.3
	4.0	1.27	1.56	2.25	3.61	5.44	9.80	16.3
	6.0	1.18	1.40	1.97	3.34	5.69	13.8	32.7
	8.0	1.14	1.30	1.74	2.89	5.07	14.1	44.6
	10.0	1.11	1.23	1.58	2.52	4.34	12.5	39.2

Para propósitos de cálculo es conveniente expresar el factor de incremento como una función matemática, por ejemplo la suma de exponenciales

$$B_p = A_1 e^{-\alpha_1 \mu r} + A_2 e^{-\alpha_2 \mu r} = \sum A_n e^{-\alpha_n \mu r} \quad (4.16)$$

donde A_1 , A_2 , α_1 y α_2 son funciones de energía, esta ecuación es conocida como la ecuación de Taylor del factor de incremento, y es suficientemente precisa para ser usada con fines prácticos. Si r tiende a cero, B_p , debe acercarse a la unidad, puesto que no hay contribución de la radiación dispersa en un blindaje de espesor cero, y entonces

$$A_1 + A_2 = 1 \quad (4.17)$$

de esta manera es suficiente especificar A_1 , que de aquí en adelante se denotará como A , y entonces A_2 es igual a $1 - A$. Los valores de A , α_1 y α_2 están dados en la tabla 4.5.2.

4.5.1. Fuentes planas infinitas y en forma de disco

Consideremos una fuente plana infinita emitiendo S rayos $\text{g/cm}^2 \text{seg}$ isotrópicamente, la cual está localizada detrás de un blindaje de espesor x , como se muestra en la figura 4.5.1.

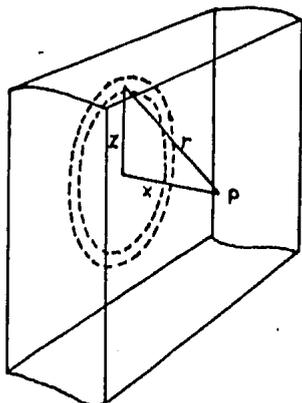


Fig. 4.5.1. Fuente plana isotrópica detrás del blindaje.

TABLA 4.5.2. PARAMETROS DE LA FORMULA DE TAYLOR

Substancia	Energía MeV	A	$-\alpha_1$	α_2
Aluminio	0.5	38.911	0.10015	-0.06312
	1.0	28.782	0.06820	-0.02973
	2.0	16.981	0.04588	0.00271
	3.0	10.583	0.04066	0.02514
	4.0	7.526	0.03973	0.03860
	6.0	5.713	0.03934	0.04347
	8.0	4.716	0.03837	0.04431
	10.0	3.999	0.03900	0.04130
Fierro	0.5	31.379	0.06842	-0.03742
	1.0	24.957	0.06086	-0.02463
	2.0	17.622	0.04627	-0.00526
	3.0	13.218	0.04431	-0.00087
	4.0	9.624	0.04698	0.00175
	6.0	5.867	0.06150	-0.00186
	8.0	3.243	0.07500	0.02123
	10.0	1.747	0.09900	0.06627
Plomo	0.5	1.677	0.03084	0.30941
	1.0	2.984	0.03503	0.13486
	2.0	5.421	0.03482	0.04379
	3.0	5.580	0.05422	0.00611
	4.0	3.897	0.08468	-0.02383
	6.0	0.926	0.17860	-0.04635
	8.0	0.368	0.23691	-0.05864
	10.0	0.311	0.24024	-0.02783

Las fuentes localizadas en un anillo diferencial de anchura dz a z emiten $2\pi Szdz$ rayos gamma/seg y contribuyen al flujo no colimado en el punto P, el cual es igual a

$$d\phi_u = \frac{2\pi Szdz e^{-\mu r}}{4\pi r^2} \quad (4.18)$$

$$d\phi_u = \frac{Sze^{-\mu r} dz}{2r^2}$$

El flujo total no colimado en P es entonces

$$\phi_u = \frac{S}{2} \int_0^\infty \frac{ze^{-\mu r} dz}{r^2} \quad (4.19)$$

es conveniente en este punto cambiar la variable de integración de z a r . Entonces puesto que $r^2 = x^2 + z^2$ y como $rdr = zdz$, tenemos

$$\phi_u = \frac{S}{2} \int_x^\infty \frac{e^{-\mu r}}{r} dr \quad (4.20)$$

finalmente, si se dice que $\mu r = t$, la integral puede escribirse en la forma

$$\phi_u = \frac{S}{2} \int_{\mu x}^\infty \frac{e^{-t}}{t} dt \quad (4.21)$$

la integral de la ecuación 4.21 no puede ser evaluada analíticamente, pero puede ser expresada en términos de una de las E_n funciones, las cuales son definidas por la integral

$$E_n(a) = a^{n-1} \int_a^\infty \frac{e^{-t}}{t} dt \quad (4.22)$$

cuando n es un entero. Comparando las ecuaciones 4.21 y 4.22 se muestra que en el caso de $n = 1$

$$\phi_u = \frac{S}{2} E_1(\mu x) \quad (4.23)$$

La función $E_1(a)$ aparece en muchos problemas de blindaje. La figura 4.5.3. muestra esta función, junto con $E_2(a)$, para valores desde 1 hasta $a = 14$. Para valores mayores de a , $E_n(a)$ puede ser calculada con suficiente precisión utilizando la fórmula

$$E_n(a) = e^{-a} \left\{ \frac{1}{a+n} + \frac{n}{(a+n)^3} \right\} \quad (4.24)$$

Cuando $x = 10$, esta fórmula da un valor de $E_1(a)$ el cual es solamente 0.11 % mayor que el tabulado; cuando $x = 20$ el error es de 0.04 %.

Regresando al problema de la fuente blindada, la integral puede ser transformada como en el caso de un haz no colimado y escribirse en términos de la función E_1 , dando por resultado

$$\phi_b = \frac{S}{2} \sum A_n E_1 \{ (1 + \alpha_n) \mu x \} \quad (4.25)$$

Considerando ahora una fuente como un disco de radio R emitiendo S fotones/cm² seg, blindado por una placa de espesor x como se ve en la figura 4.5.4.

FIG. 4.5.3.

LAS FUNCIONES $E_1(x)$ y $E_2(x)$

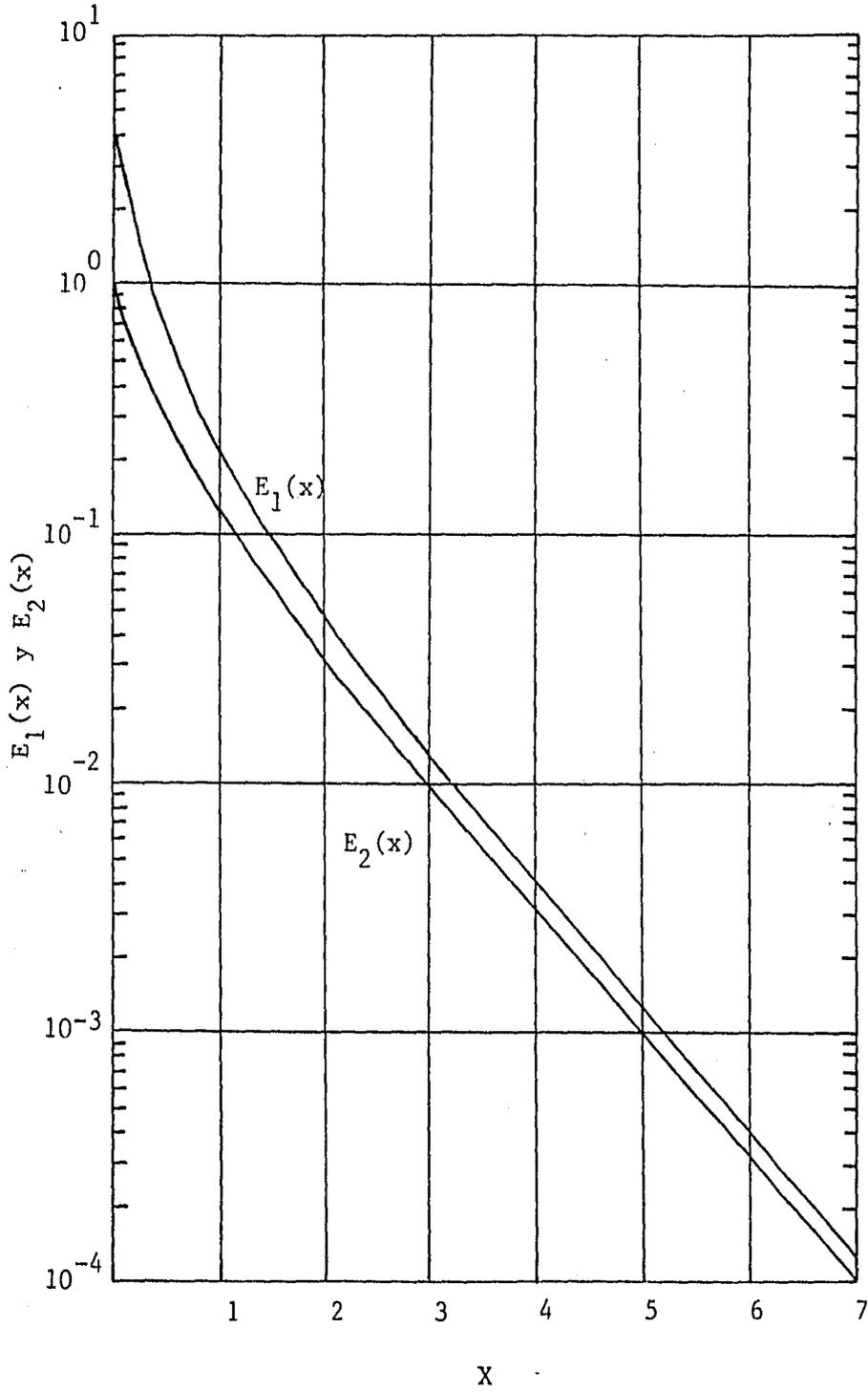
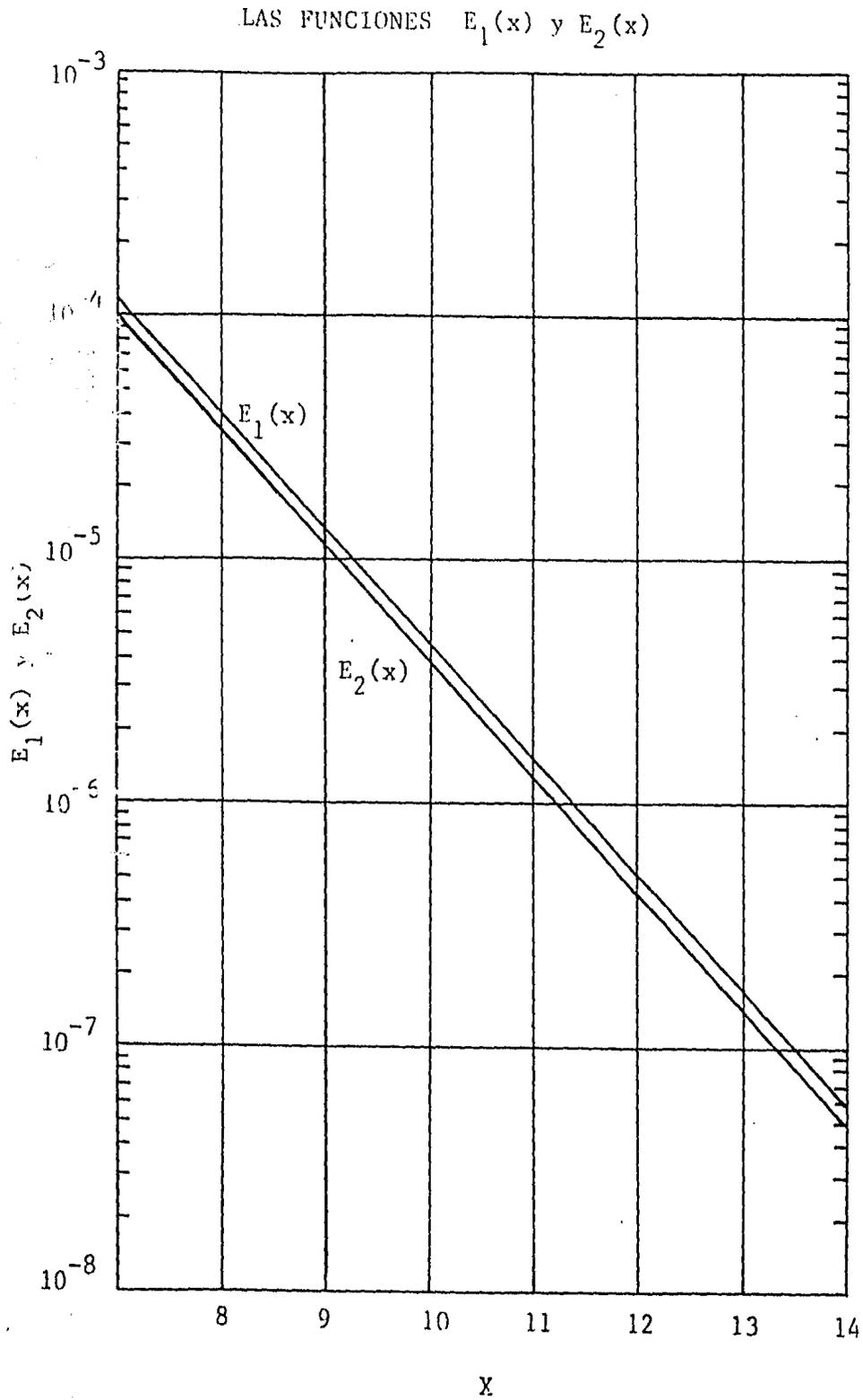


FIG. 4.5.3. (CONTINUACION)



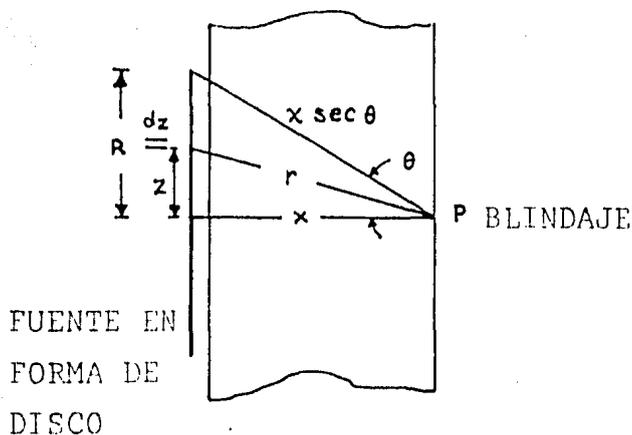


Fig. 4.5.4. Fuente isotrópica en forma de disco detrás de una placa de blindaje.

El flujo no colimado y el incremento de flujo en el punto P sobre el eje del disco puede calcularse como en el caso plano infinito por integración de las contribuciones de anillos diferenciales. De esta manera ϕ_u es dado por la ecuación 4.19 pero con el límite superior de integración de $z = R$ en lugar de infinito.

$$\phi_u = \frac{S}{2} \int_0^R \frac{ze^{-\mu r}}{r^2} dz \quad (4.26)$$

cambiando la variable de integración de z a r se obtiene

$$\phi_u = \frac{S}{2} \int_x^{x \sec \theta} \frac{e^{-\mu r}}{r} dr \quad (4.27)$$

donde $x \sec \theta$ es el valor mas grande de r , como es indicado en la figura. La integral puede ser de nuevo expresada en términos de la función E_1

$$\phi_u = \frac{S}{2} \{ E_1(\mu x) - E_1(\mu x \sec \theta) \} \quad (4.28)$$

de manera similar, el incremento de flujo puede encontrarse fácilmente

$$\begin{aligned} \phi_b = \frac{S}{2} \sum A_n \{ & E_1((1 + \alpha_n) \mu x) \\ & - E_1((1 + \alpha_n) \mu x \sec \theta) \} \end{aligned} \quad (4.29)$$

de nuevo, como en el caso de la fuente infinita, estas expresiones para ϕ_u y ϕ_b son también válidas cuando la fuente, el blindaje y el punto de observación están separados por regiones de aire.

4.5.2. Fuentes lineales

Para una fuente lineal de longitud " l " rodeada por un blindaje cilíndrico de radio R, como se muestra en la figura 4.5.5.

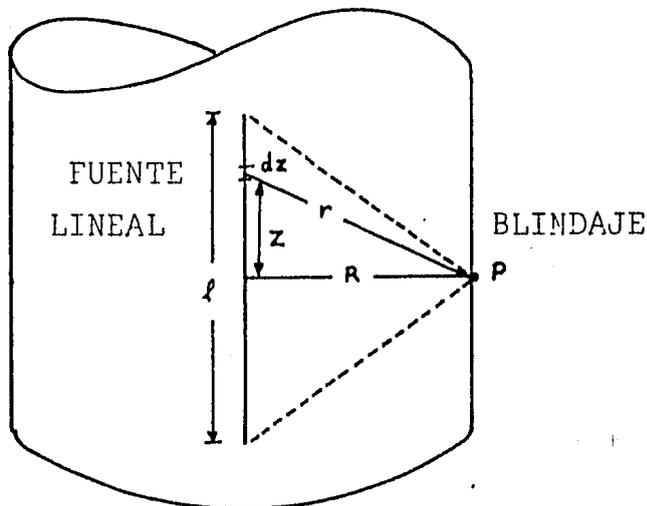


Fig. 4.5.5. Fuente lineal isotrópica dentro de un blindaje cilíndrico.

se tiene como resultado final

$$\phi_{u_{R \rightarrow 0}} = \frac{S_1 e^{-\mu x}}{4\pi x(1+x)} \quad (4.30)$$

y de manera similar

$$\phi_{b_{R \rightarrow 0}} = \frac{S_1 B_p e^{-\mu x}}{4\pi x(1+x)} \quad (4.31)$$

donde B_p es el factor de incremento en el punto P.

Estas fórmulas son usadas en el diseño de blindaje cilíndrico para combustibles nucleares. Son contenedores blindados muy pesados que se usan para transportar barras combustibles radioactivas. La ecuación 4.31 proporciona los valores mas grandes de ϕ_b en la tapa o en el fondo del contenedor y de esta manera se puede calcular el espesor de esa zona.

4.6 Calentamiento

La velocidad de generación volumétrica de calor, en P watts/cm³ es obtenida como una función de la posición y del blindaje.

$$P(r) = \int k(E) \phi(r,E) dE \quad (4.32)$$

donde $P(r)$ = velocidad de generación volumétrica de calor
 $\phi(r,E)$ = densidad de flujo escalar del espectro
 $k(E)$ = densidad de flujo para el factor Kerma*

* Kerma.- Es la energía cinética inicial de electrones y iones, generada por interacciones de fotones y neutrones por unidad de masa de material específico. Es calculada por la multiplicación de la fluencia por la energía dependiente del flujo; el factor Kerma $K(E)$ es integrado sobre la energía de la partícula incidente E en MeV. Es diferente para fotones y para neutrones.

Los factores de calentamiento (Kerma) para rayos gamma se grafican en la figura 4.6.1.; están basados en los coeficientes de transferencia de energía.

Dado $P(r)$, el problema es calcular la distribución de temperatura en el blindaje y el calor total que debe transferirse, esto puede hacerse por los métodos conocidos de transferencia de calor para calcular el blindaje térmico.

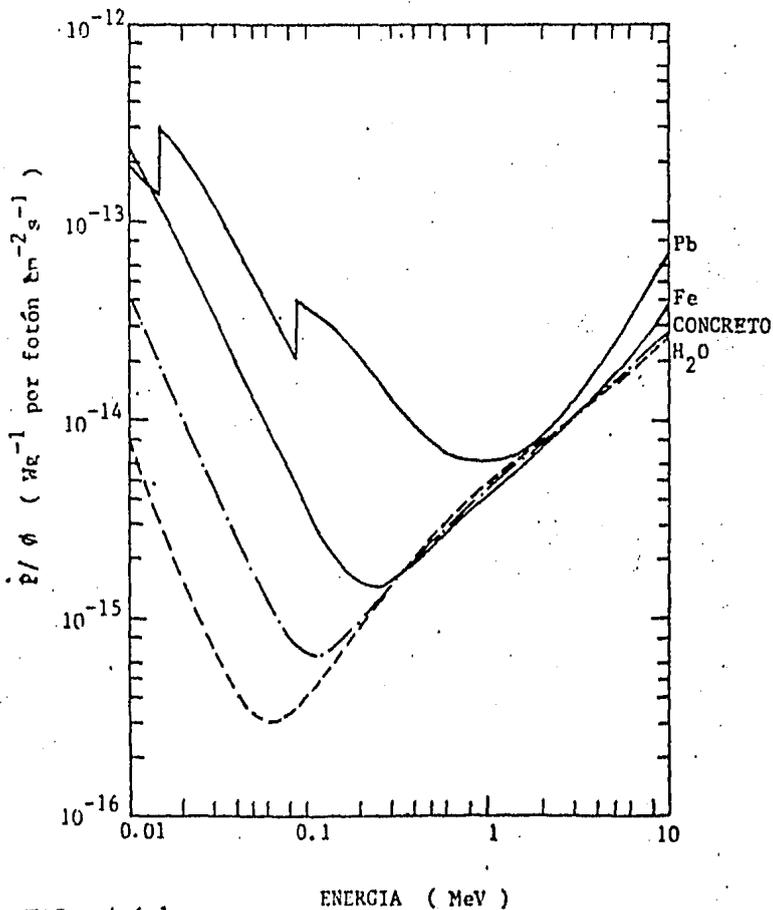


FIG. 4.6.1.
FACTOR DE CALENTAMIENTO (KERMA) PARA RAYOS X
Y RAYOS GAMMA

4.7 Cálculo de requerimientos de blindaje para rayos X y γ .

Los cálculos involucrados en la determinación del espesor del blindaje para las condiciones son complicados y se trata aquí brevemente.

Las barreras protectoras pueden ser de dos tipos, la barrera protectora primaria debe ser suficiente para atenuar la energía del haz hasta niveles permisibles, y la barrera secundaria, hasta niveles permisibles la radiación que se fuga.

Para los cálculos de un blindaje primario requerido para un haz proveniente de una fuente de radiación, debemos suponer para fines de seguridad, que no hay objetos irradiados en el haz. La radiación primaria en esas instalaciones es generalmente acompañada por radiación dispersa, no solo de las paredes, piso y techo, sino también del objeto que está siendo irradiado. De esta forma, los cálculos requeridos para el blindaje secundario deberán suponer una radiación dispersa, tanto del objeto que es irradiado como de todas las otras áreas circundantes.

Los requerimientos globales de blindaje pueden ser reducidos al mínimo si el haz es controlado y usado solo en ciertas direcciones específicas. Los aparatos eléctricos o mecánicos pueden dirigir el haz a direcciones escogidas, favoreciendo así la economía del blindaje requerido.

Donde un número de unidades de radiación está contiguo a la misma área general, es necesario suponer, en la determinación del blindaje apropiado, que todas las unidades estarán simultáneamente en uso.

Como se ha dicho antes, es esencial conocer la razón de exposición de la radiación la cual será recibida en el punto de interés sin ninguna protección, y también los valores de transmisión de la radiación en cuestión.

FIG. 4.7.1.

TRANSMISION DE RADIACION GAMMA A TRAVES
DE PLOMO

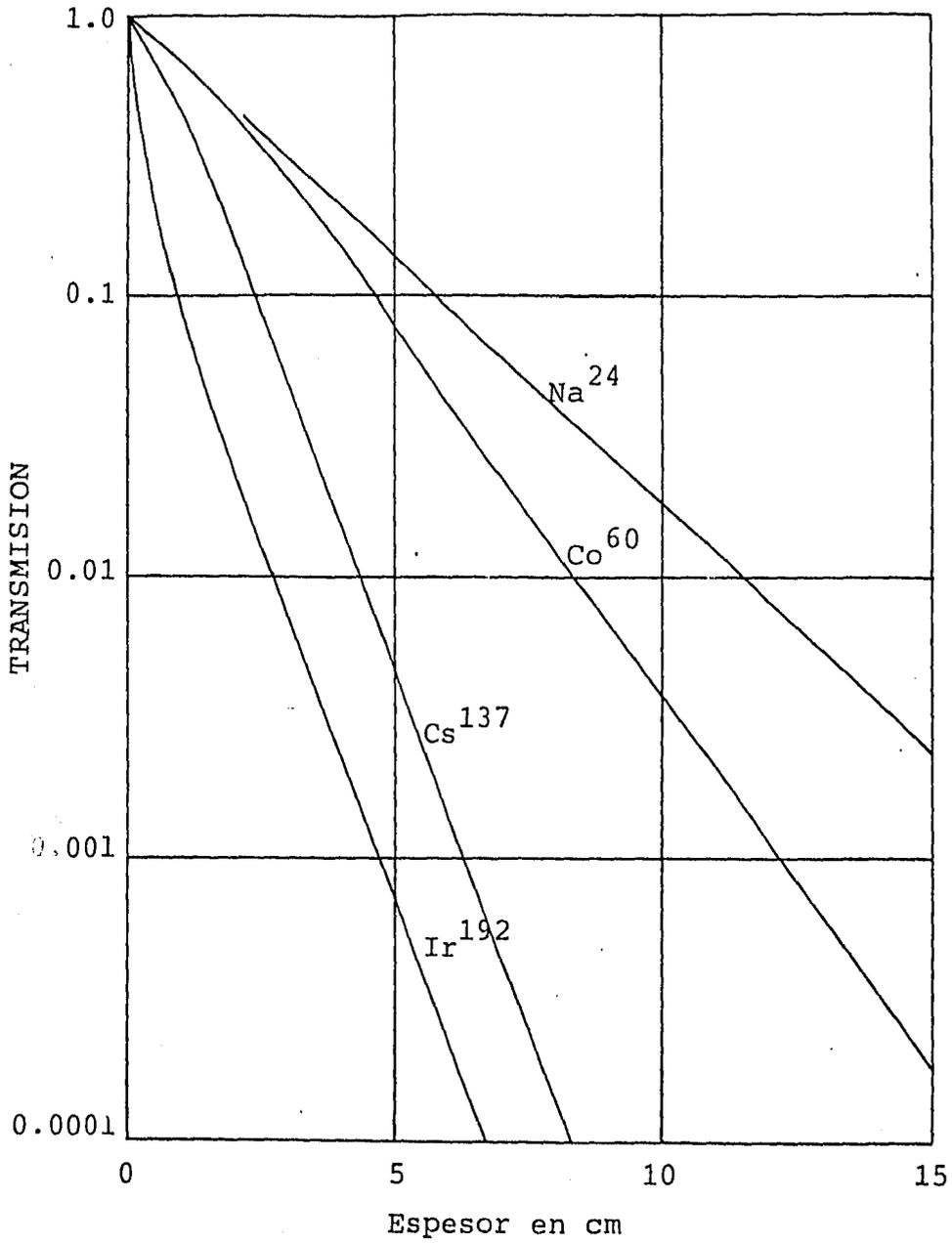


FIG. 4.7.2.

TRANSMISION DE RADIACION GAMMA
A TRAVES DE HORMIGON

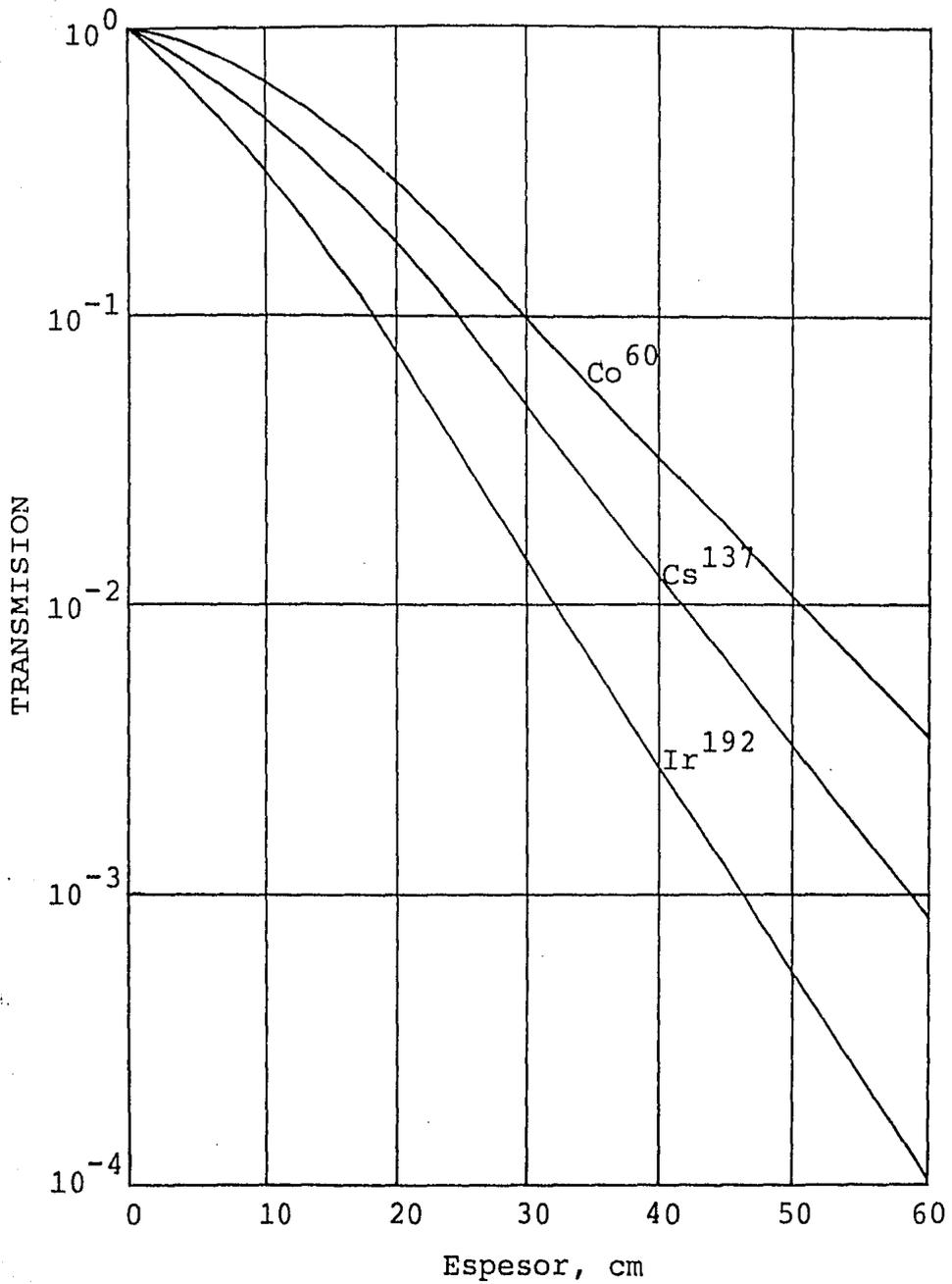


FIG. 4.7.3.

TRANSMISION DE RADIACION GAMMA A
TRAVES DE HIERRO.

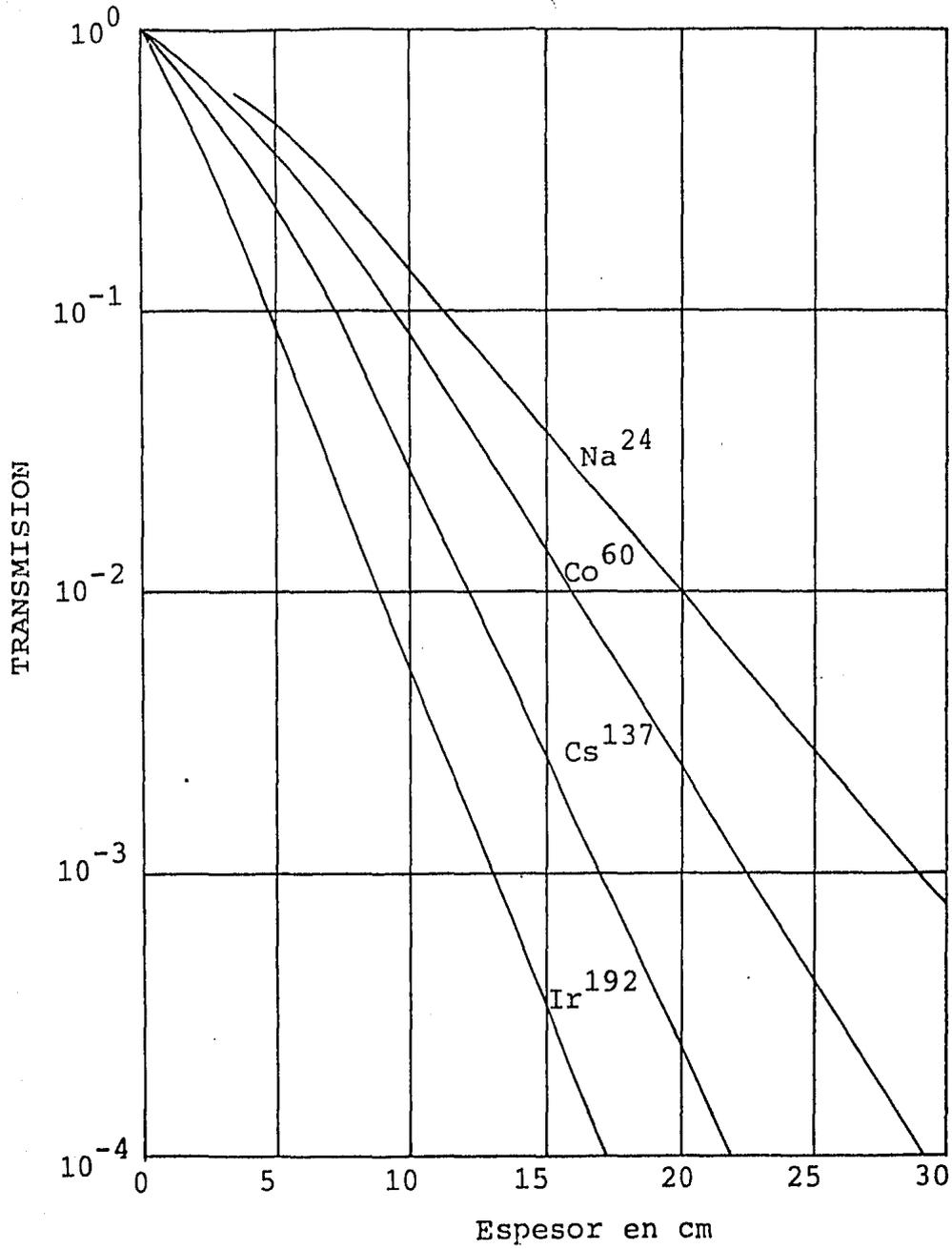
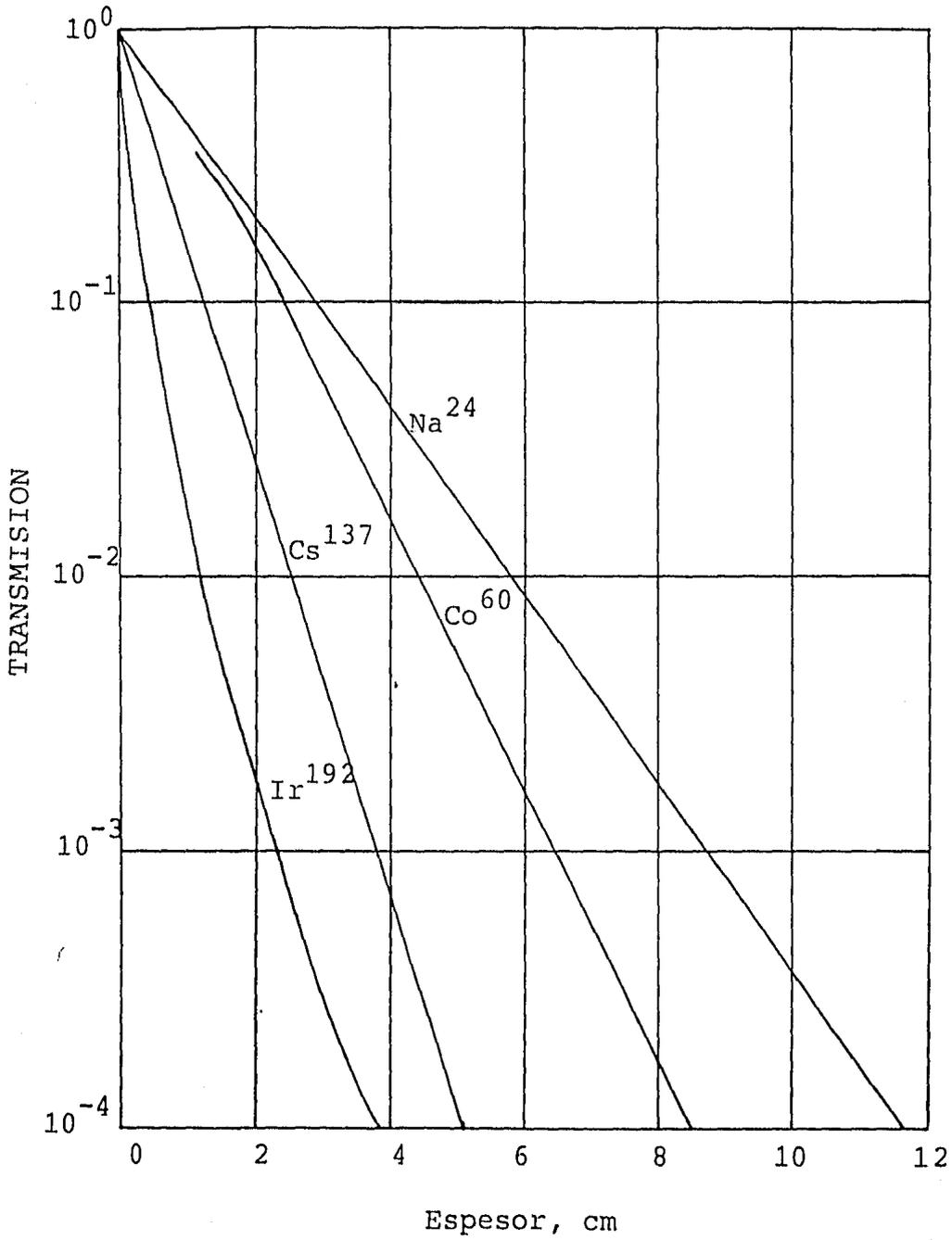


FIG. 4.7.4.

TRANSMISION DE RADIACION GAMMA
A TRAVES DE URANIO



En la figura 4.7.1. se grafica la transmisión a través de plomo de rayos gamma de diferentes radionúclidos. La figura 4.7.2., muestra la transmisión a través de concreto de rayos gamma de diferentes radioisótopos.

Para asegurar una protección adecuada, el espesor de blindaje para una máquina de rayos X puede ser calculada para el rango de voltaje y corriente máximos de la máquina. Similarmen- te, para instalaciones de rayos gamma, los cálculos de blindaje deben estar basados en la energía máxima de la fuente gamma propuesta para ser empleada. Para ambas instalaciones las distancias cortas entre la fuente y las áreas ocupadas deben ser previamente consideradas. Otros factores que deben tenerse en cuenta son:

- a) La carga de trabajo (W). Este factor está relacionado con el máximo valor esperado en el uso de cualquier fuente de rayos X o gamma en un período específico de tiempo. Para rayos X la operación del equipo abajo de 4 MV, la carga de trabajo es comúnmente expresada en miliamperes minuto por semana. Para rayos gamma de fuentes de terapia, y para equipo de rayos X operando a 4 MV o más, la carga de trabajo es usada en términos de la exposición se manal del haz utilizado a un metro de la superficie y es expresado en roentgen por semana a un metro.
- b) El factor de uso (U). Este factor indica la fracción de la carga de trabajo durante el cual el haz de radiación es dirigido a una barrera particular.
- c) El factor de ocupación (T). Este es el factor por el cual la carga de trabajo puede ser multiplicada para corregir el grado de ocupación de área en cuestión cuando la fuente está operando.

Las bases para todos los cálculos de blindaje son las siguientes: para cualquier área ocupada en la vecindad de una fuente de rayos X o gamma, el blindaje apropiado es aquel en que la dosis integral que se tiene en la cantidad de carga de trabajo, el factor de uso y el factor de ocupación: (1) no excederá 100 mR por semana para gente que trabaje con radiación, y (2) no excederá 10 mR por semana para la persona que no está ocupacionalmente expuesta a la radiación. La dosis máxima semanal deberá ser 100 mR y 10 mR para quien haya recibido una dosis anual máxima de 5 R y 0.5 R respectivamente para trabajadores normales.

4.8 Protección contra el uso de haces de radiación

Los espesores del absorbedor requeridos para reducir la razón de exposición de haces utilizados serán tales que permitan una exposición semanal, en un punto de interés, que puede ser calculado con las siguientes expresiones. La exposición por semana E_u en cualquier punto de interés está dado por

$$E_u = \frac{E t}{d^2} \quad (4.33)$$

donde E = exposición en R/min a 1 metro de la fuente en un haz normal.

t = duración máxima de operación de la unidad en minutos por semana.

d = distancia en metros entre la fuente y el punto de interés.

Si E_u es tan grande que la exposición permisible por semana, P, a una barrera primaria de espesor suficiente para dar un factor de transmisión de B_{ux} (para rayos X) debe ser

puesto dentro del haz entre la fuente y el punto de interés. Puede demostrarse que

$$B_{ux} = \frac{E}{I} = \frac{P d^2}{W} \quad (4.34)$$

Tomando en cuenta el factor de uso y el factor de ocupación, esta ecuación puede ser escrita como sigue

$$B_{ux} \frac{E}{I} = K_{ux} = \frac{P d^2}{WUT} \quad (4.35)$$

donde I es la corriente del tubo en miliamperes. K_{ux} es el número total de roentgens en una semana para el haz normalizado a un metro. P , la exposición semanal permisible, es tomada como 0.1 R para áreas controladas y 0.01 R para áreas no controladas abiertas al público. El valor de K_{ux} puede ser usado para obtener el espesor de la barrera para curvas apropiadas. Para equipos de rayos X y gamma de alta energía, la carga de trabajo es expresada como roentgens/semana a un metro

$$B_{ug} \text{ ó } B_{ux} = \frac{P d^2}{WUT} \quad (4.36)$$

donde B_{ug} es el factor de transmisión del haz de rayos gamma y B_{ux} es el factor de transmisión del haz de rayos X. Usando las curvas apropiadas de factor de transmisión contra espesores de barrera, se estima el espesor de barrera requerido.

4.9 Protección contra fuga de radiación

Todas las máquinas de rayos X o gamma tienen en su diseño característico un límite de la cantidad permitida de fuga

de radiación. Los requerimientos de blindaje respecto a la fuga de radiación pueden calcularse usando los niveles máximos de fuga de radiación para cada máquina. Aquí el factor de uso se considera como unitario.

4.10 Protección contra radiación dispersa

La cantidad de radiación dispersa depende del tamaño del campo, el número atómico efectivo del dispersor y el ángulo entre la dirección del dispersor y la dirección del haz inicial. Las evidencias experimentales sobre la dispersión de materiales compuestos de elementos de bajo número atómico (tejido humano, madera, concreto, etc.) indican que a un metro del objeto irradiado (o sea a un metro de distancia del objeto en una dirección en ángulos positivos del haz incidente) la razón de exposición es alrededor de 0.02 - 0.05 % de la superficie del cuerpo irradiado por cada 100 cm² de campo irradiado sobre el objeto.

Para calcular el blindaje requerido contra la dispersión de radiación, la razón de exposición de la radiación en el punto de interés debe estimarse primeramente, de lo cual el porcentaje de transmisión requerido para reducir esta razón de exposición para exposiciones semanales permisibles será evaluado. Para radiaciones de alta energía, la atenuación del haz perdida por el dispersor deberá tomarse en cuenta en el cálculo del espesor de la barrera.

El factor de transmisión B_{sg} , necesario para calcular el espesor de la barrera protectora secundaria para fuentes de haces gamma está dado por

$$B_{sg} = \frac{P d_1^2 d_2^2}{a W T} \quad (4.37)$$

donde a = relación de lo disperso a la exposición incidente. La radiación dispersa es medida a un metro del fantasma, lo cual es típico del objeto que es usualmente expuesto al haz, cuando el área del campo es 400 cm^2 a la superficie del fantasma. La exposición incidente es medida al centro del campo pero sin fantasma.

d_1 = distancia de la fuente de radiación a la persona que es protegida.

d_2 = distancia de la fuente al fantasma.

CAPITULO V

LOS TABIQUES DE PLOMO COMO MEDIO DE BLINDAJE

5.1. Bases de diseño.

La radiación en los sólidos, especialmente en los metales produce algunos cambios que son dignos de considerar al seleccionar un blindaje. Es necesario hacer notar que las radiaciones que mas afectan a los metales son los neutrones, ya que poseen masa, mientras que la radiación electromagnética produce efectos en mucho menor grado.

La irradiación con neutrones en metales y aleaciones puede producir cambios muy notables en muchas de sus propiedades. La magnitud del efecto es función de un número de variables de los materiales antes de la irradiación como son

- a) Punto de fusión
- b) Estructura cristalina
- c) Historia térmica
- d) Historia mecánica

sumando a lo anterior los siguientes factores que pueden influir en los efectos por irradiación

- a) Flujo
- b) Exposición total
- c) Temperatura de irradiación
- d) Medio químico, durante la irradiación
- e) Nivel o grado de tensión
- f) Contenido de impurezas y composición

Son necesarios muchos experimentos nuevos y estudios teóricos para comprender completamente los efectos de la radiación, pero a continuación se enumeran algunos efectos benéficos y dañinos debidos a la radiación:

TABLA 5.1.1. EFECTOS DE LA RADIACION EN METALES Y ALEACIONES.

PRO	CONTRA
Trabajo en frío	
a) Incrementa la dureza y la tensión.	a) No introduce orientación preferente.
b) Decrece la ductilidad.	b) No produce dislocaciones.
c) Decrece la densidad ligeramente.	c) No hay recristalización.
Aleaciones	
a) Incremento en el esfuerzo cortante crítico.	a) Efectos de la radiación temporales.
b) Afecta la forma de la curva de esfuerzo-deformación.	
c) Aparece un deslizamiento lineal.	
Tratamiento térmico	
a) Con trabajo en frío los efectos se aniquilan parcialmente.	a) No aparecen efectos en metales puros.
	b) La temperatura depende de los efectos en las aleaciones.

5.2 Selección del material adecuado

Para poder seleccionar el material mas adecuado en un blindaje de radiación electromagnética, es determinante el valor del coeficiente de absorción. La tabla 2.6.1., muestra los coeficientes de absorción lineal para radiación gamma en diferentes materiales; la tabla 5.2.1. presenta comparativamente la relación entre el espesor de concreto ordinario y el del plomo equivalente para atenuación de diferentes intensidades de radiación X.

Como puede observarse, el material que requiere de un menor espesor y tiene un coeficiente de absorción mayor es el plomo. Este metal es altamente recomendado en la literatura como medio de blindaje contra rayos X y gamma. No obstante, resulta ser un metal muy blando.

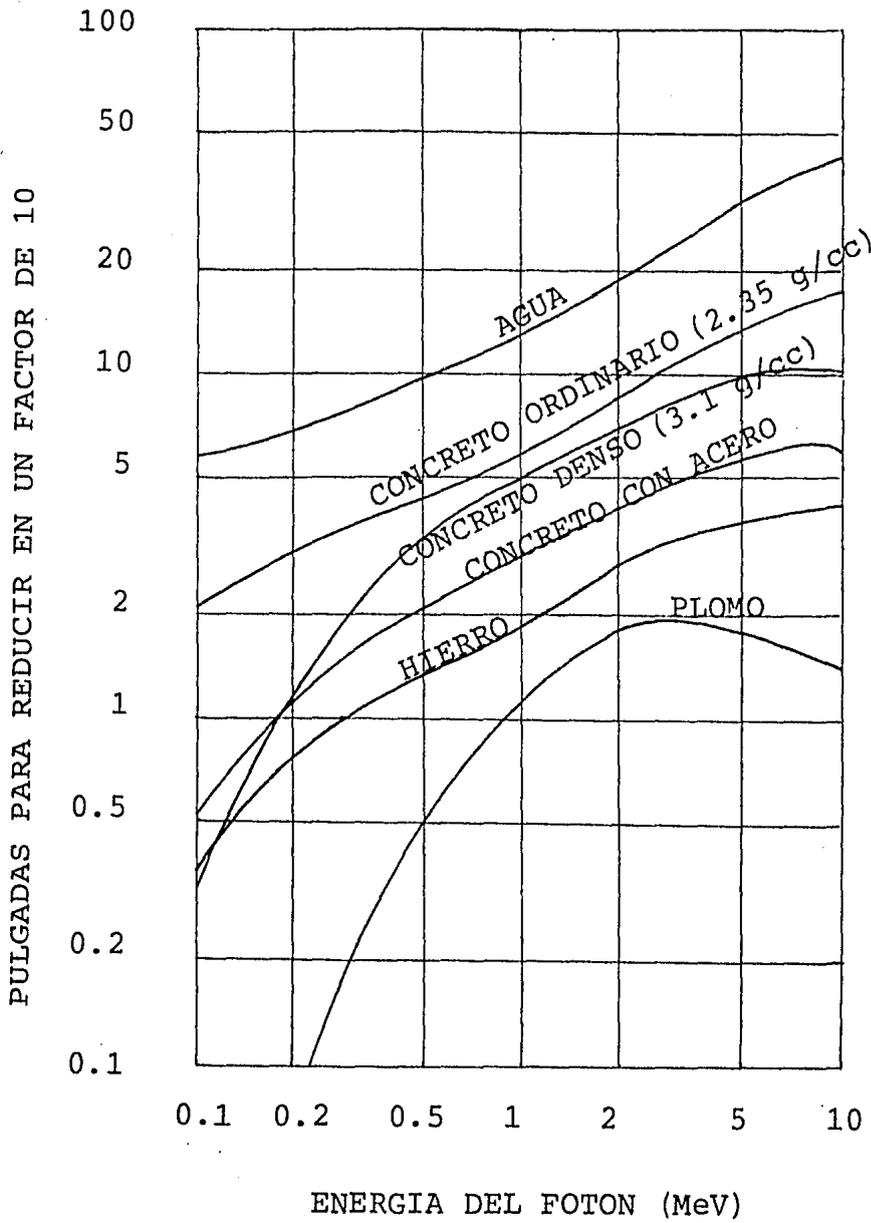
Las principales ventajas del plomo como material de blindaje para rayos gamma son su alta densidad, su número atómico y su costo relativamente menor que el acero o el hierro. Las desventajas son, su bajo punto de fusión, poca dureza, baja resistencia a la compresión y deformación y la tendencia a deslizarse, así que la construcción hecha de plomo tiene que reforzarse con soportes de acero. Los espesores de blindaje de plomo son menores que los de acero o concreto para una atenuación igual de radiación electromagnética y además mas económico. El plomo es usado para blindaje de fuentes radioactivas, máquinas y cuartos de rayos X, detectores y en colimadores de rayos gamma.

TABLA 5.2.1. RELACION ENTRE ESPESORES DE CONCRETO ORDINARIO (DENSIDAD 2.2 g/cm³ Y EL EQUIVALENTE DE PLOMO, PARA DIFERENTES ENERGIAS DE RAYOS X (EN CONDICIONES DE HAZ ANCHO)

Espesor de concreto (cm)	Plomo equivalente (en mm) para rayos X excitados a los siguientes voltajes (kV)									
	50	75	100	200	250	300	400	500	1000	2000
5	0.4	0.5	0.6	0.5	0.6	0.8	1.1	1.6	4.0	6
10	0.9	1.2	1.4	1.2	1.2	2.2	3.0	3.9	8.6	13
15	1.4	2.0	2.4	2.1	3.0	3.8	5.4	7.1	13	22
20	2.0	2.8	3.4	2.9	4.4	5.8	8.5	11	21	31
25	2.5	3.6	4.4	3.8	5.8	7.9	11	15	29	40
30	3.1	4.3	5.4	4.7	7.3	10	14	19	37	49
35	-	-	-	5.6	8.6	12	18	24	45	58
40	-	-	-	-	-	-	21	28	54	67
45	-	-	-	-	-	-	24	33	62	76
50	-	-	-	-	-	-	-	37	71	85
60	-	-	-	-	-	-	-	46	88	103
75	-	-	-	-	-	-	-	60	112	130
90	-	-	-	-	-	-	-	-	138	159

FIG. 5.2.1.

LONGITUDES DECIRREDUCTORAS DE
MATERIALES COMUNES PARA BLINDAJE



Es también usado en blindaje de barcos y submarinos nucleares, junto con agua o polietileno para atenuación de neutrones.

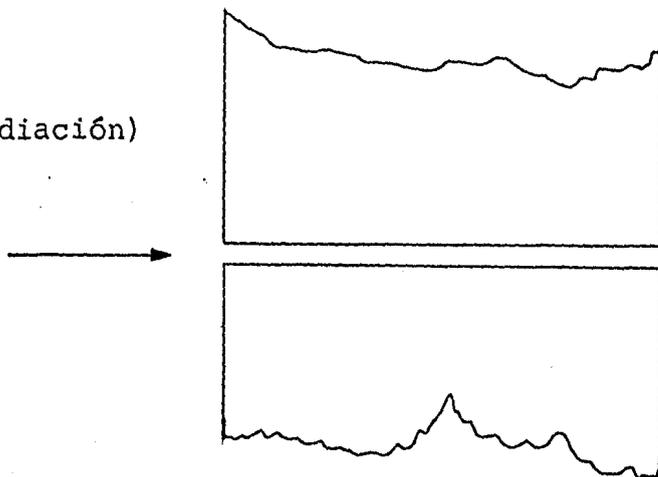
Puede necesitarse algún sistema de enfriamiento para evitar el calentamiento nuclear, debido al bajo punto de fusión. El plomo tiene buena resistencia al daño por radiación, corrosión y no se activa apreciablemente. Puede ser fundido, extruído, maquinado y soldado. Lo recomendable es utilizar ladrillos de plomo o en su caso láminas.

5.3 Hipótesis

Considerando lo anterior, se tratará de probar que los tabiques de plomo (seleccionando una aleación de 92 % de plomo y 8 % de antimonio) son adecuados para la construcción de blindajes contra radiación X y gamma, de acuerdo a los siguiente: es indispensable que el haz incidente encuentre siempre a su paso el mismo espesor de pared, para evitar la fuga de radiación, de esta manera se considera, que la mejor forma de tener un espesor constante a lo largo de la pared, es que los tabiques se ensamblen unos con otros en forma angular. A continuación se ilustra la forma de ensamble elegida comparada con otras:

ENSAMBLE NORMAL
(Permite la fuga de radiación)

FIG. 5.3.1.



Es también usado en blindaje de barcos y submarinos nucleares, junto con agua o polietileno para atenuación de neutrones.

Puede necesitarse algún sistema de enfriamiento para evitar el calentamiento nuclear, debido al bajo punto de fusión. El plomo tiene buena resistencia al daño por radiación, corrosión y no se activa apreciablemente. Puede ser fundido, extruído, maquinado y soldado. Lo recomendable es utilizar ladrillos de plomo o en su caso láminas.

5.3 Hipótesis

Considerando lo anterior, se tratará de probar que los tabiques de plomo (seleccionando una aleación de 92 % de plomo y 8 % de antimonio) son adecuados para la construcción de blindajes contra radiación X y gamma, de acuerdo a los siguiente: es indispensable que el haz incidente encuentre siempre a su paso el mismo espesor de pared, para evitar la fuga de radiación, de esta manera se considera, que la mejor forma de tener un espesor constante a lo largo de la pared, es que los tabiques se ensamblen unos con otros en forma angular. A continuación se ilustra la forma de ensamble elegida comparada con otras:

ENSAMBLE NORMAL
(Permite la fuga de radiación)

FIG. 5.3.1.

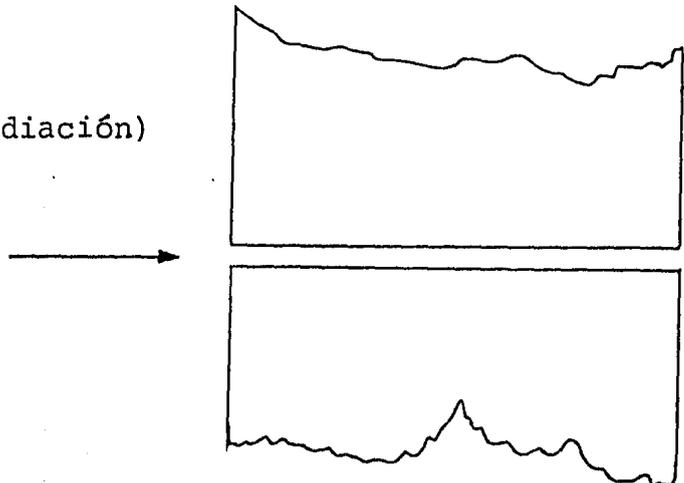


Fig. 5.3.2.

ENSAMBLE CUADRADO

(No se tiene una atenuación igual en todos los puntos)

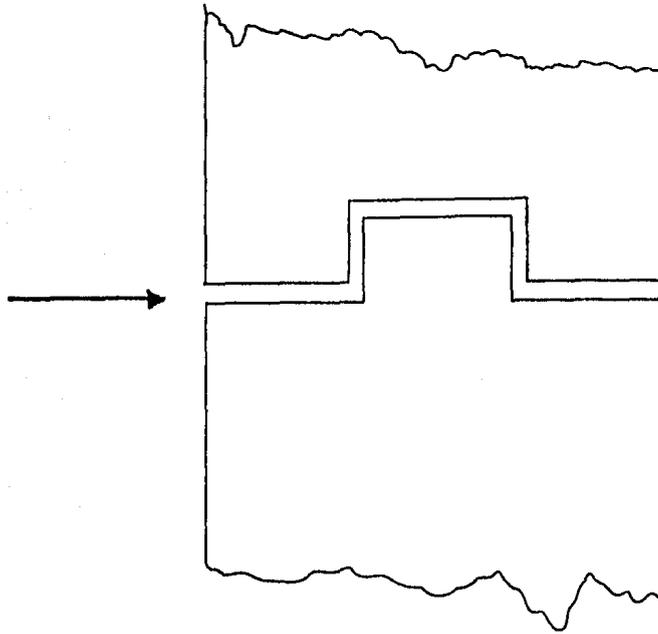


Fig. 5.3.3.

ENSAMBLE ANGULAR

(No permite la fuga de radiación)

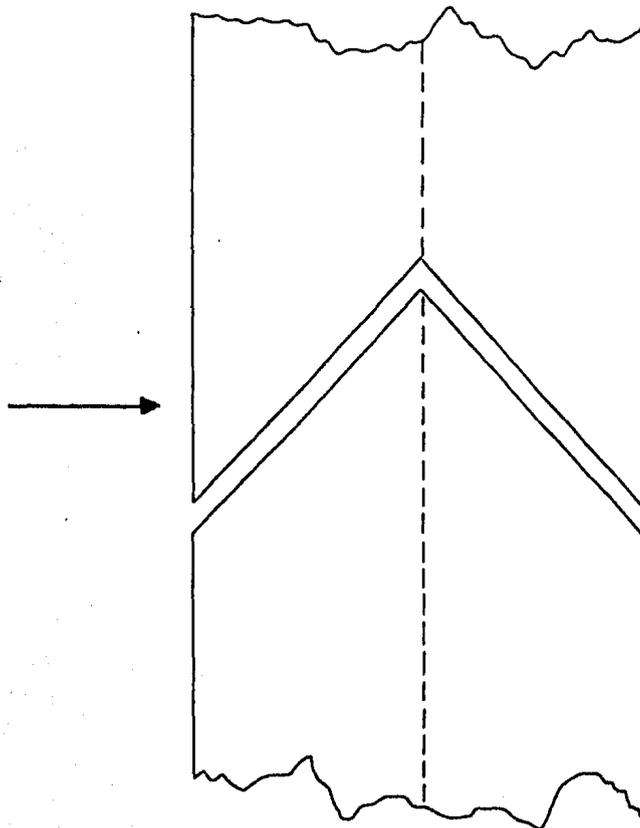
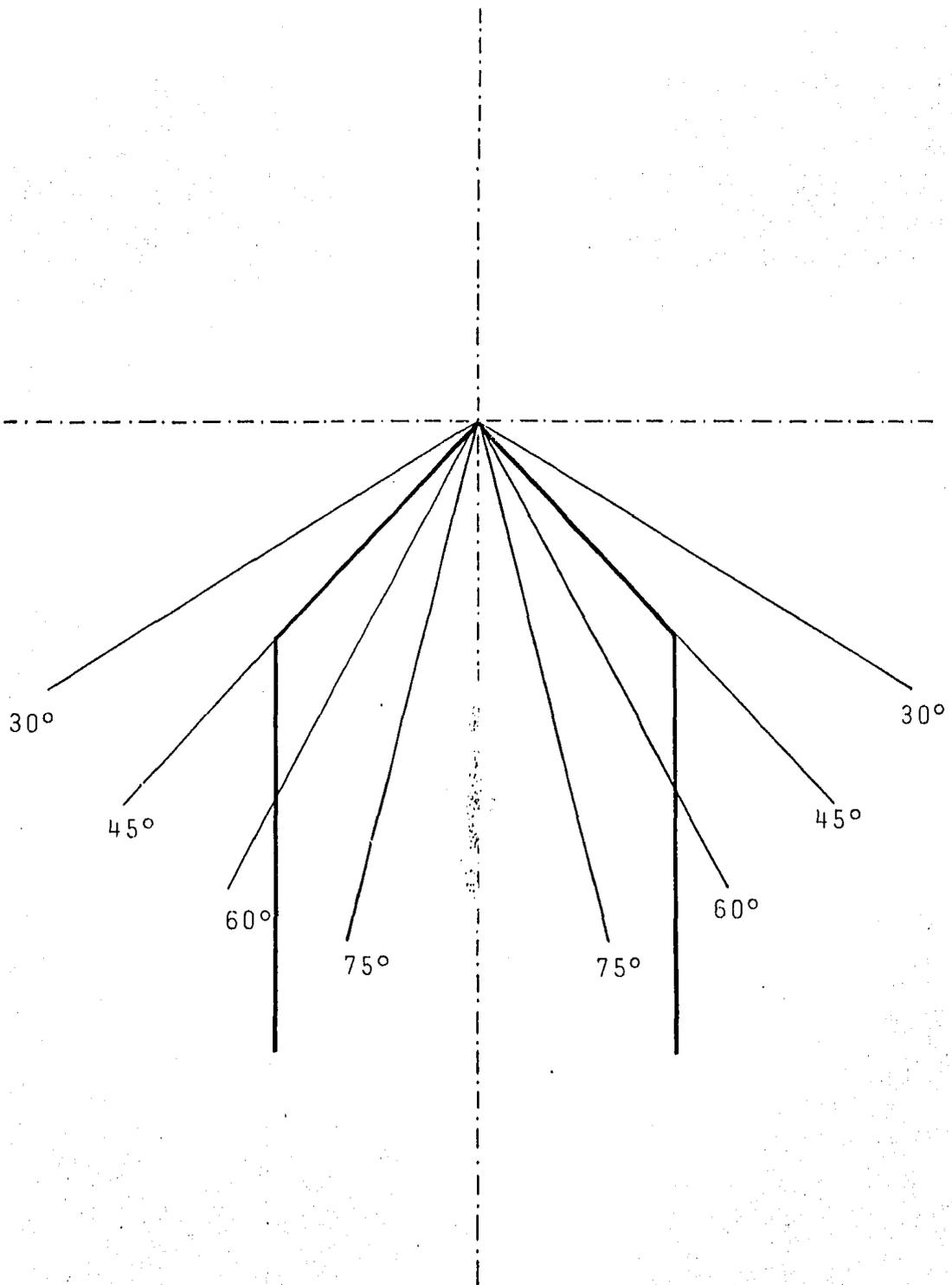


FIG. 5.3.4. SELECCION DEL ANGULO DE ENSAMBLE



Para este diseño se ha considerado un ángulo recto en los vértices de los tabiques, permitiendo su ensamble sin tener la necesidad de colocar entre ellos ninguna sustancia o material de unión, facilitando la construcción de muros de muy diversas formas y por supuesto, el desensamble para realizar alguna modificación en la longitud o forma de la pared ya edificada. Con el fin de aumentar estas ventajas se ha escogido una cantidad mínima de 15 diferentes geometrías de tabique, con las dimensiones siguientes

- a) Longitud de 10 cm
- b) Espesor de 5 cm
- c) Altura de 5 cm

En las páginas siguientes se muestran los 15 tabiques con sus respectivas dimensiones y especificaciones.

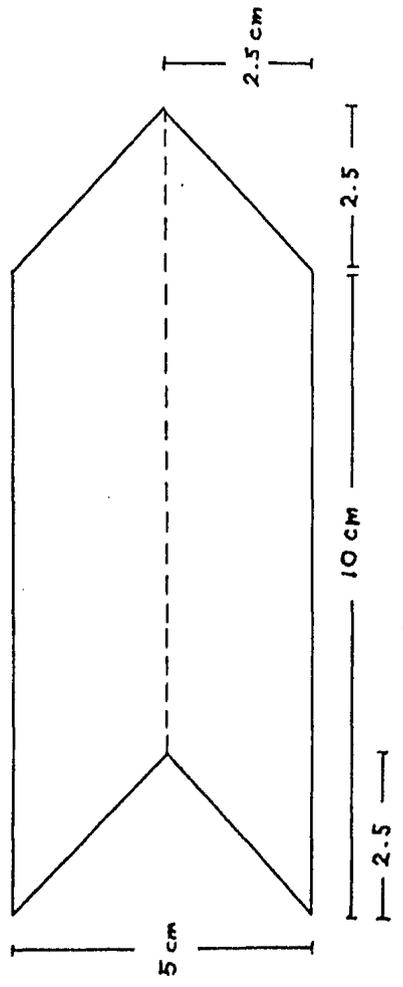
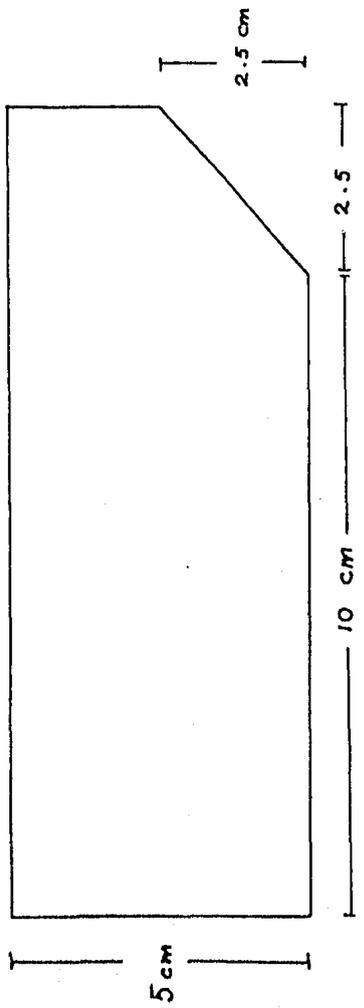
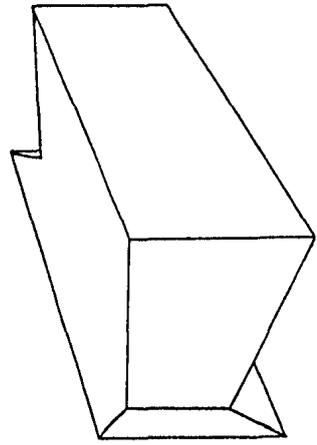
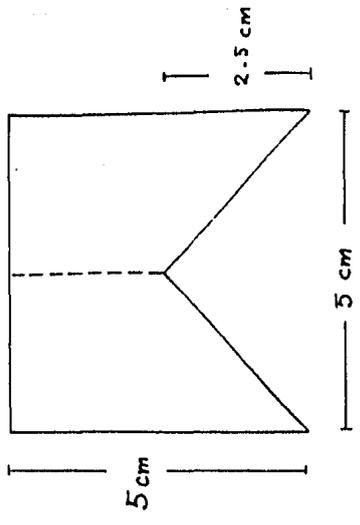
FORMATO GENERAL DE LOS DIBUJOS DE LOS TABIQUES

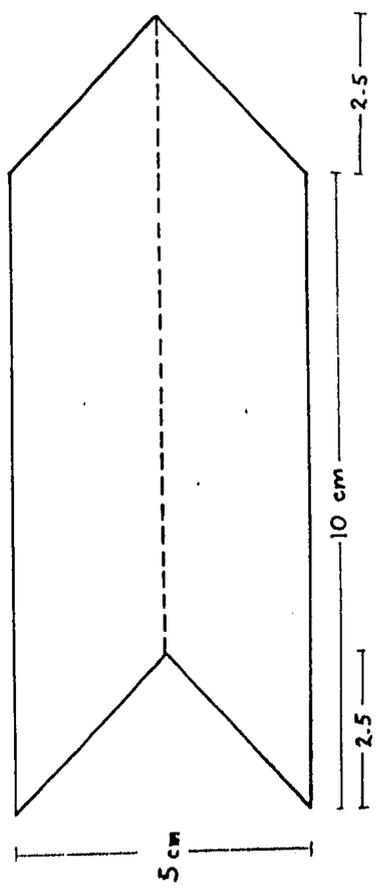
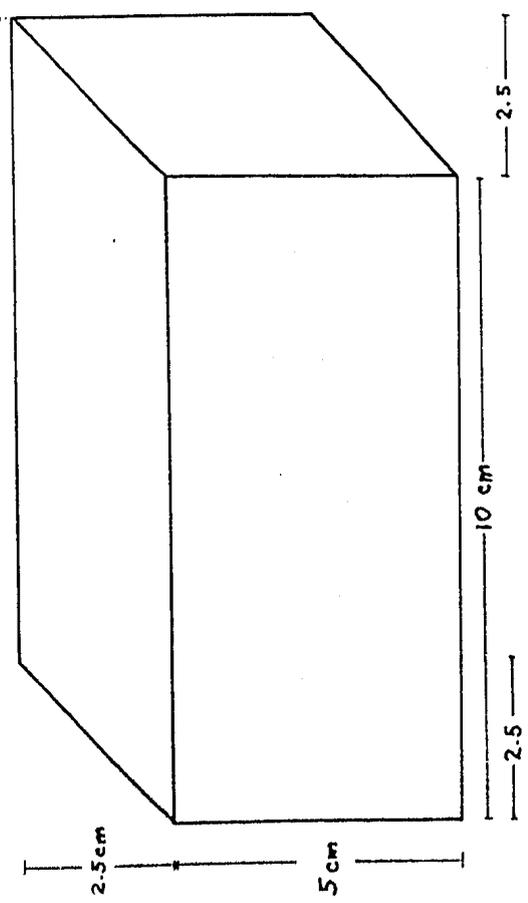
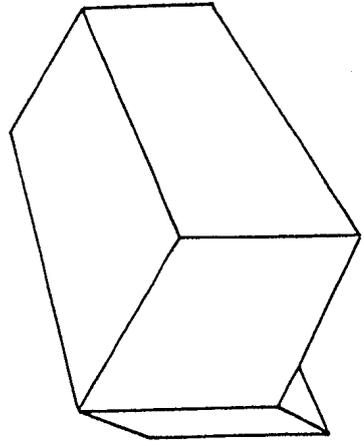
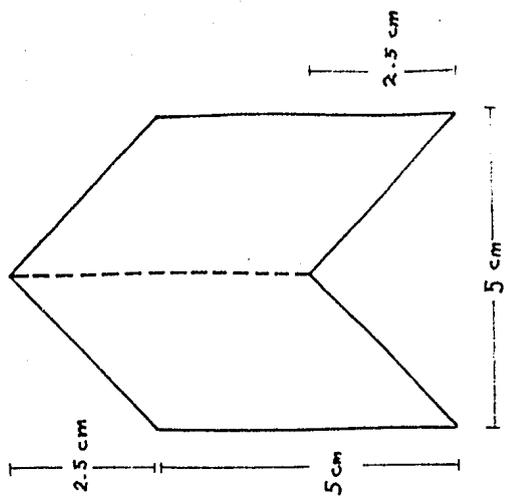
VISTA FRONTAL

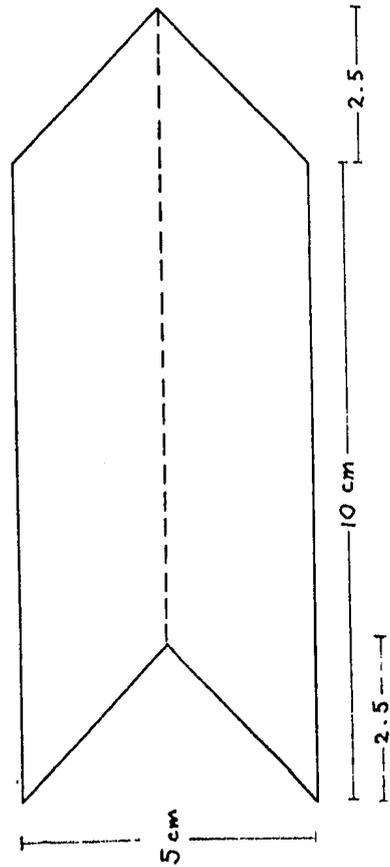
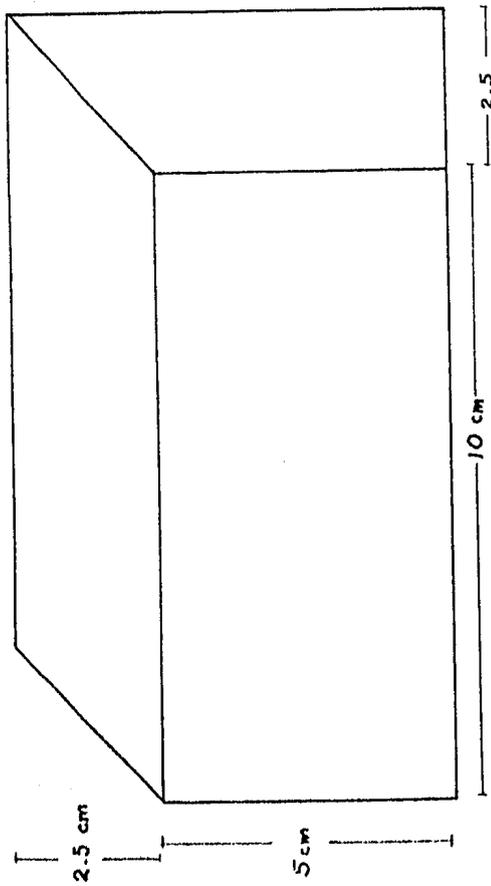
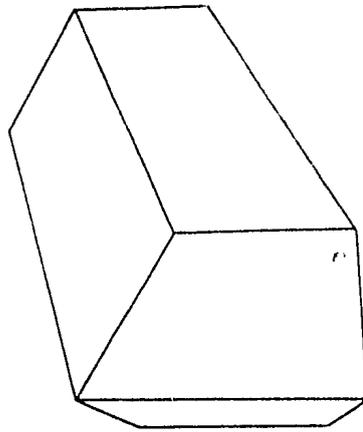
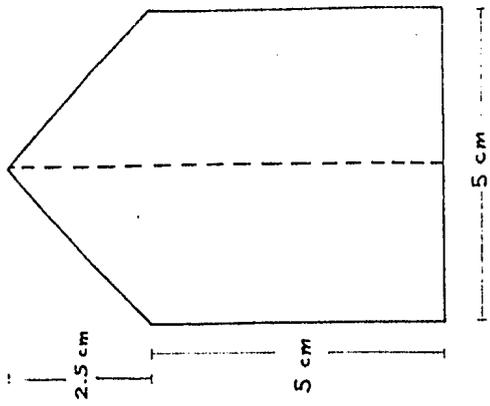
PROYECCION

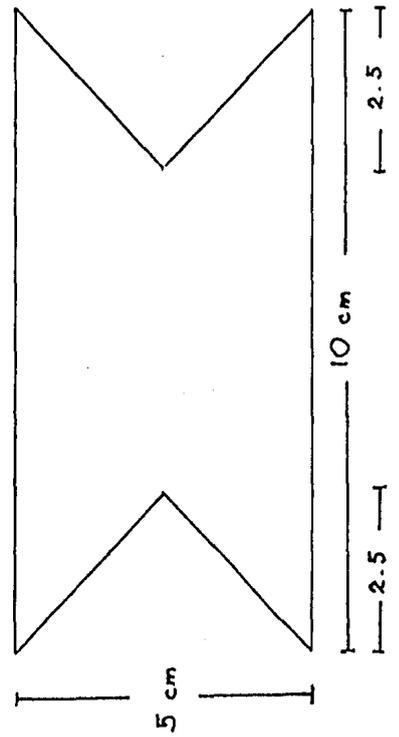
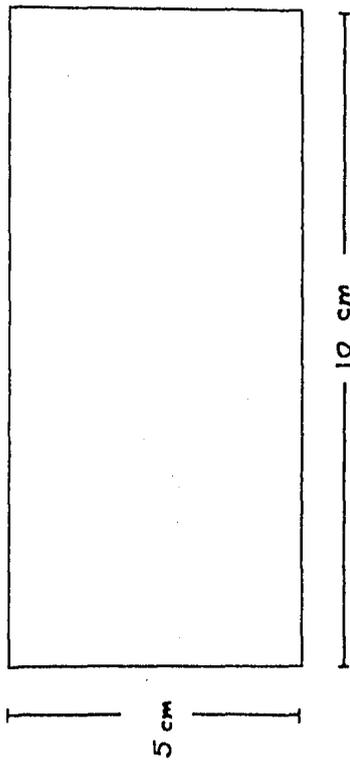
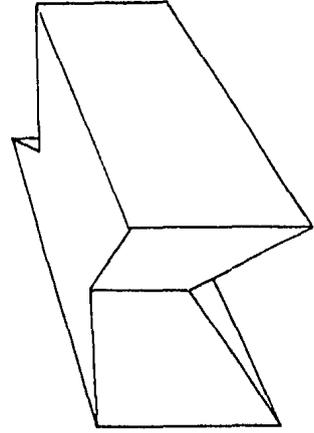
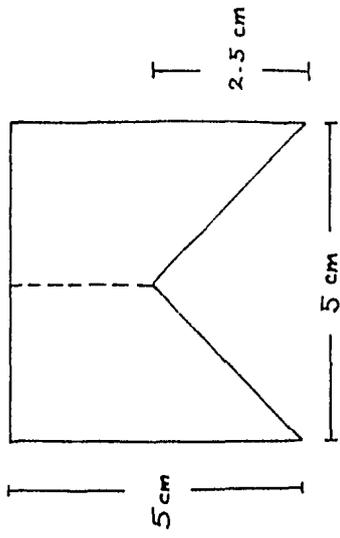
VISTA LATERAL

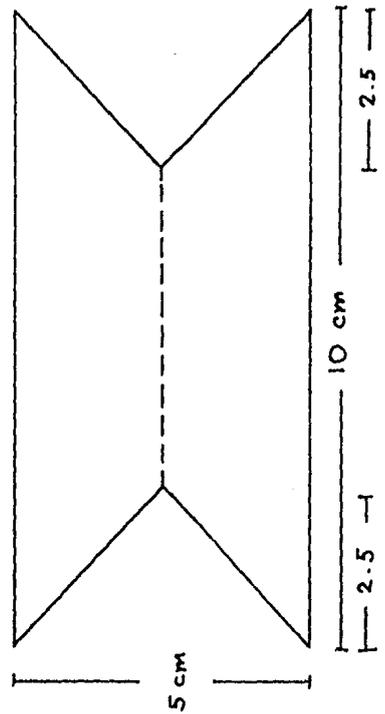
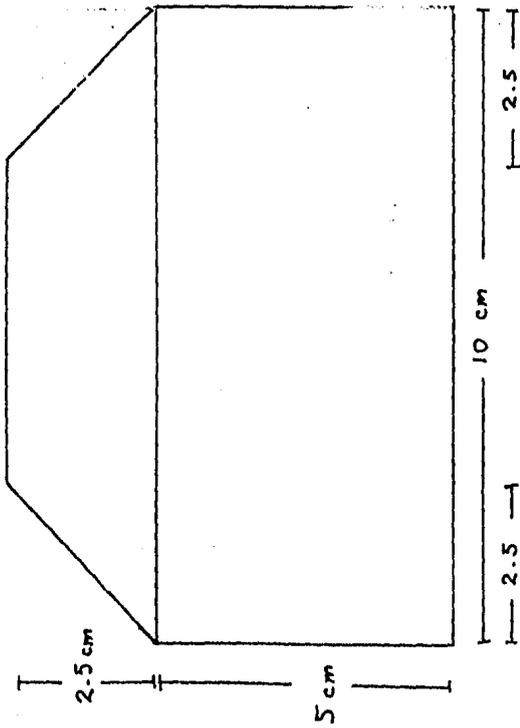
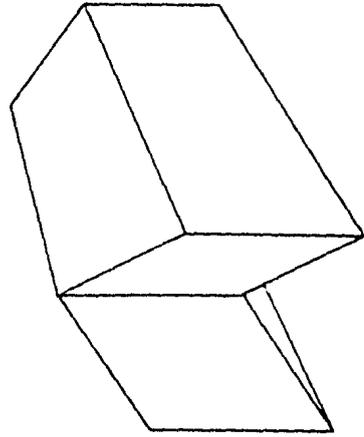
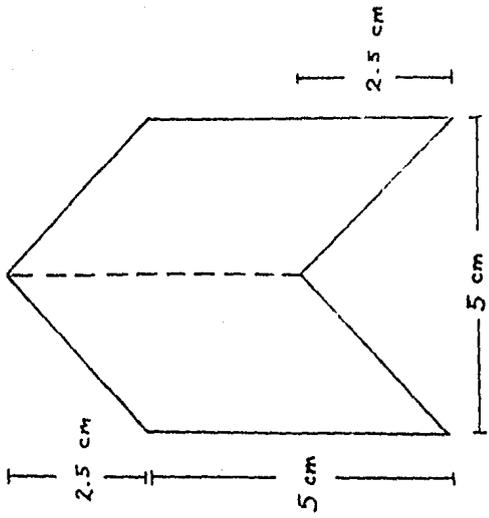
VISTA SUPERIOR

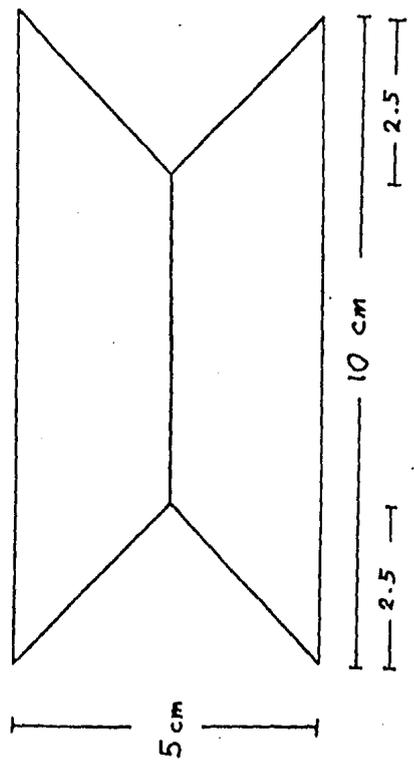
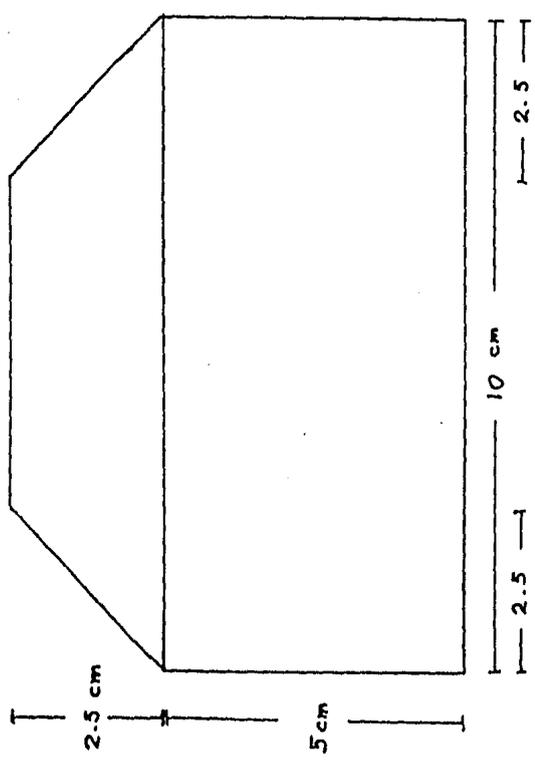
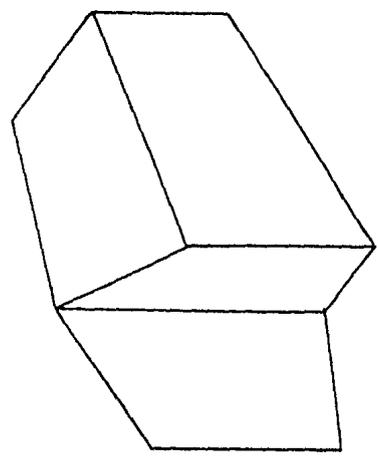
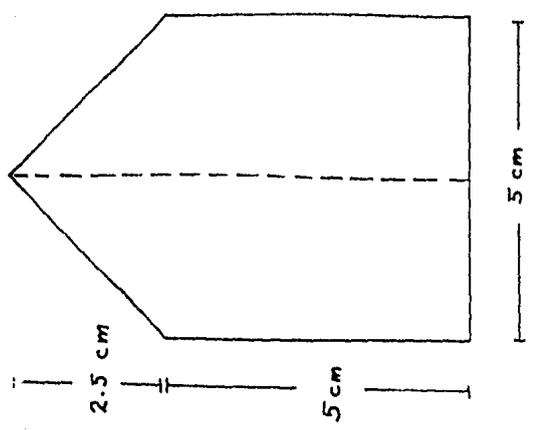


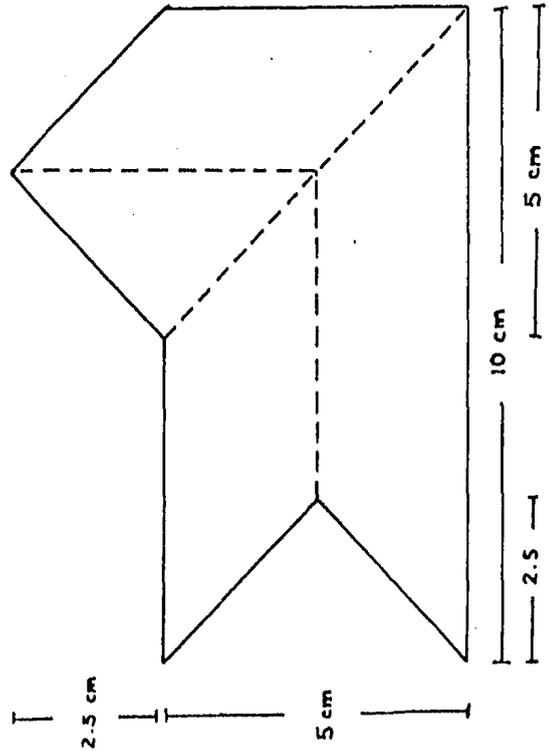
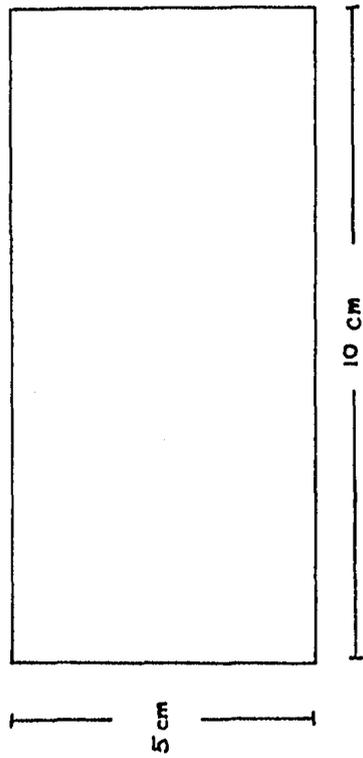
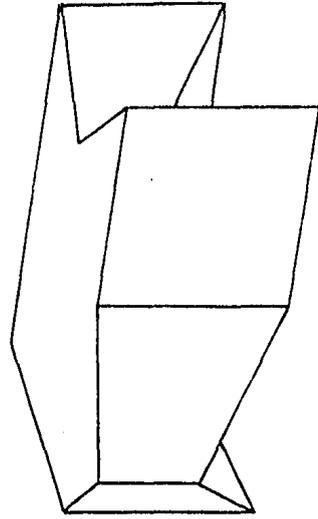
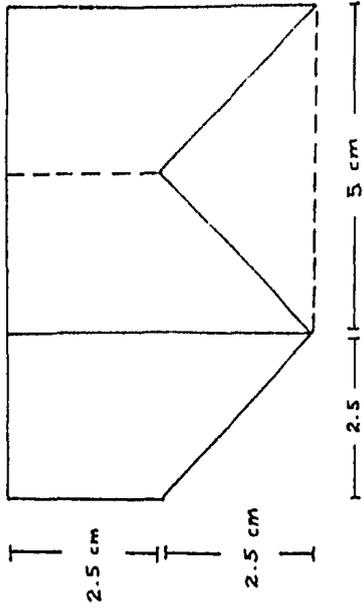


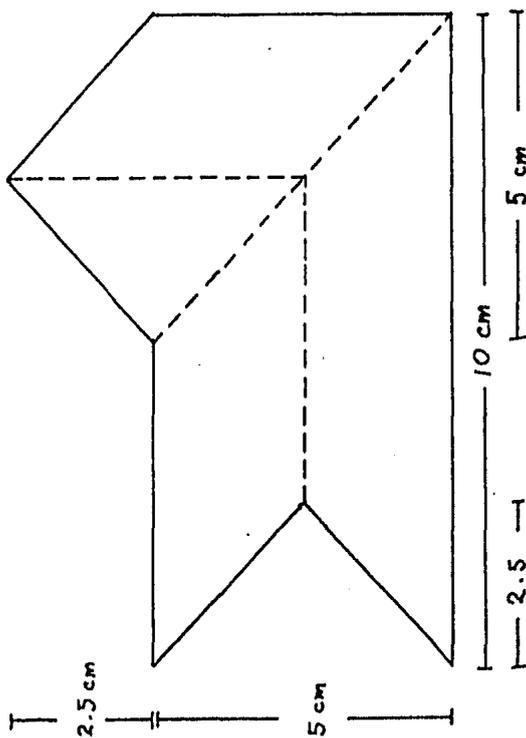
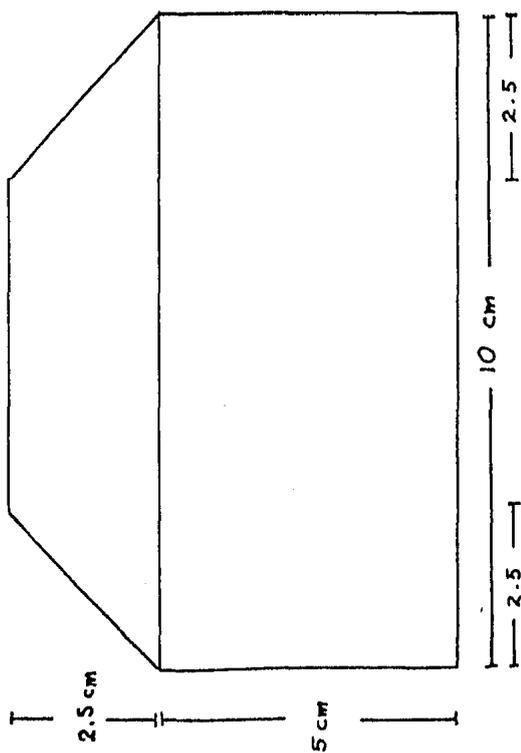
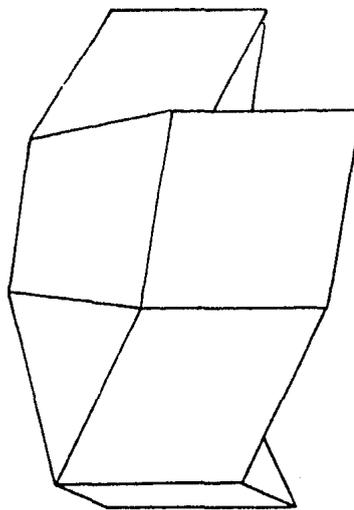
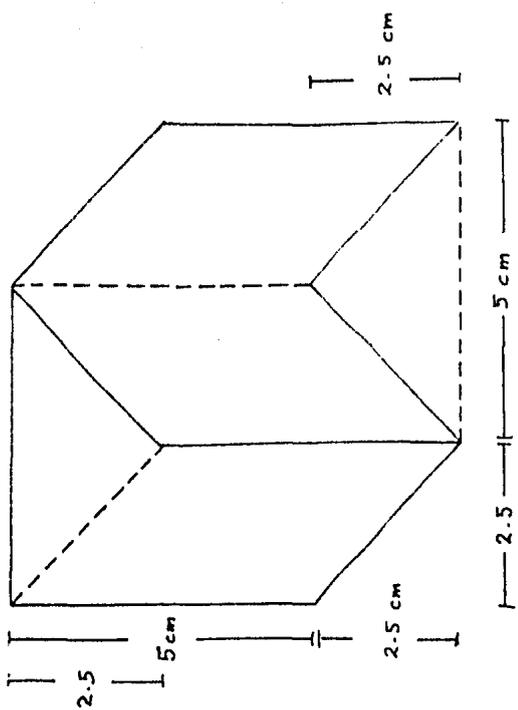


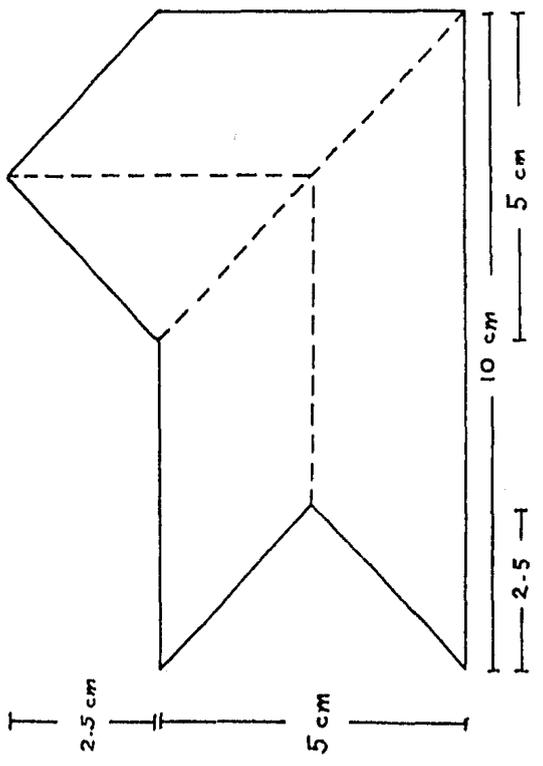
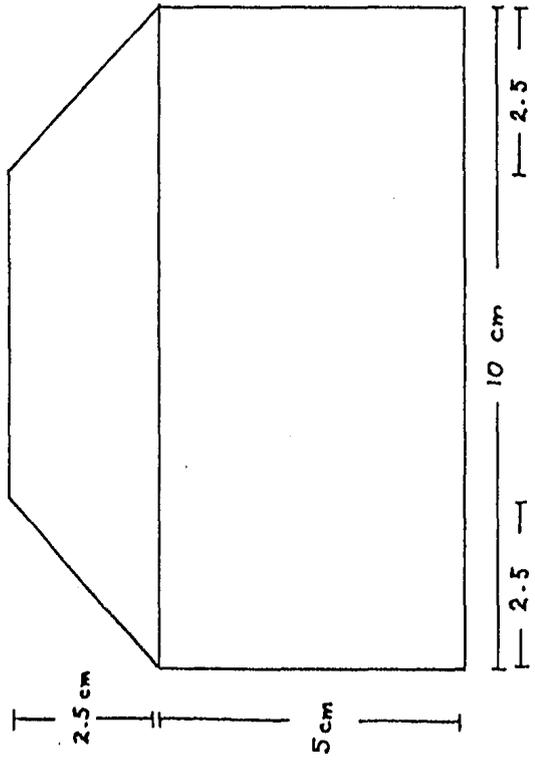
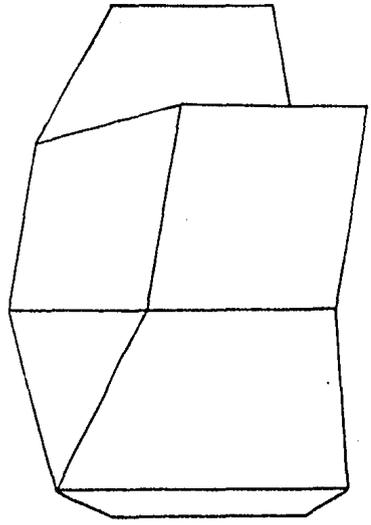
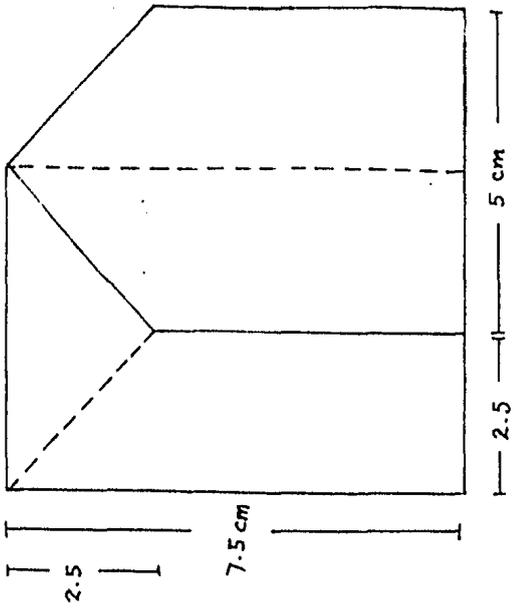


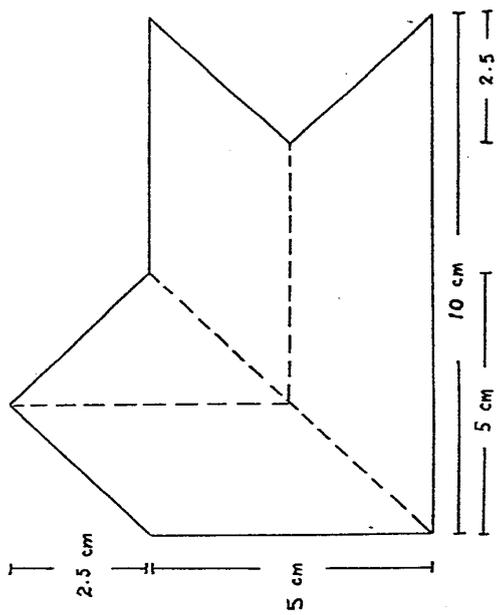
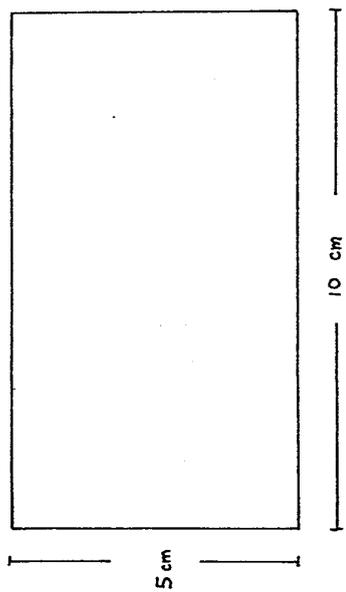
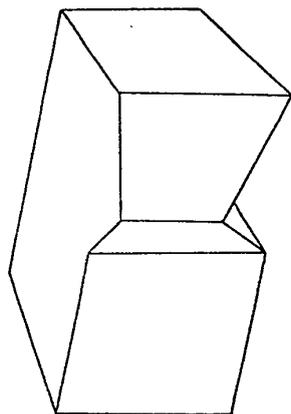
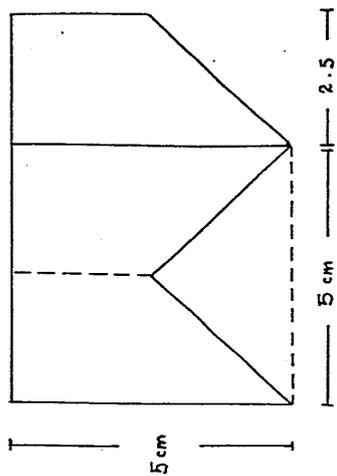


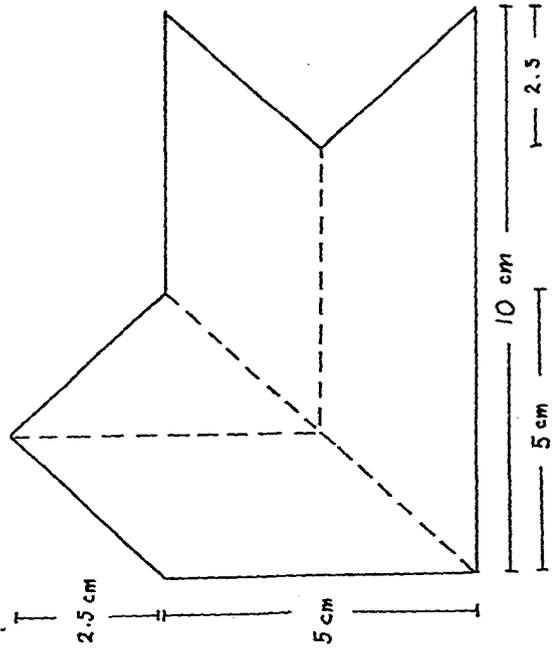
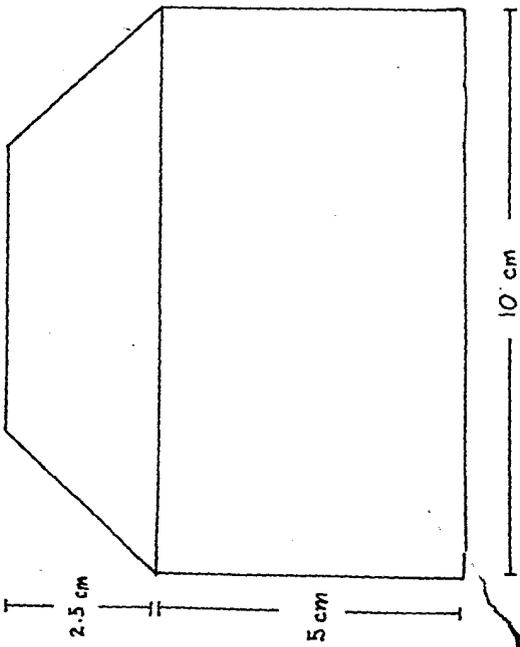
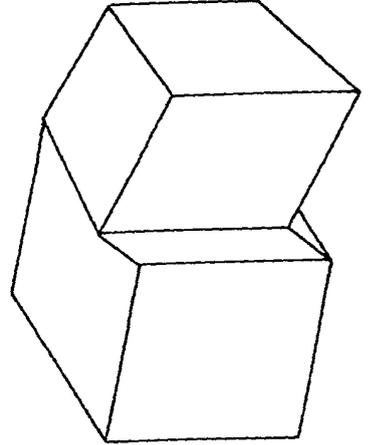
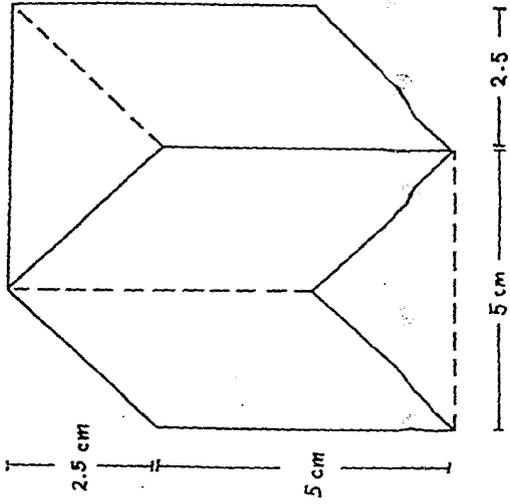


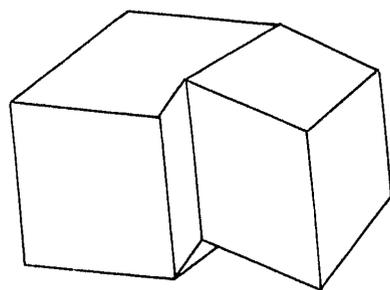
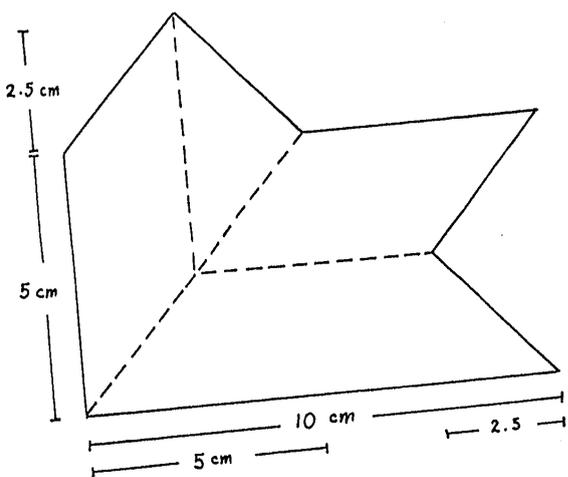
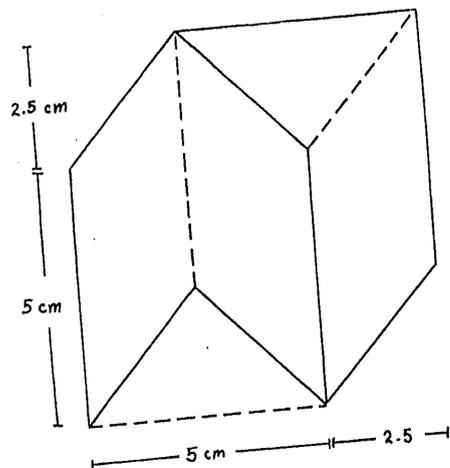
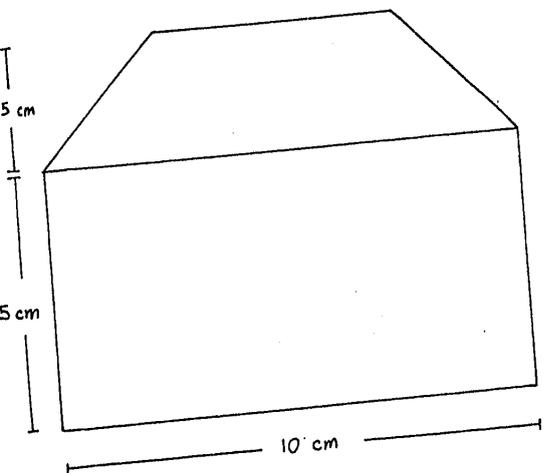


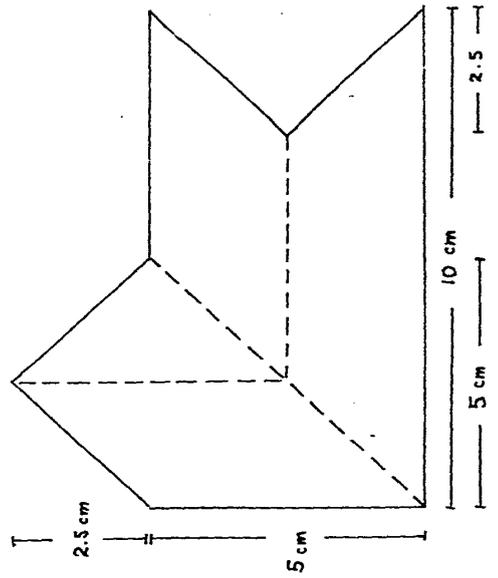
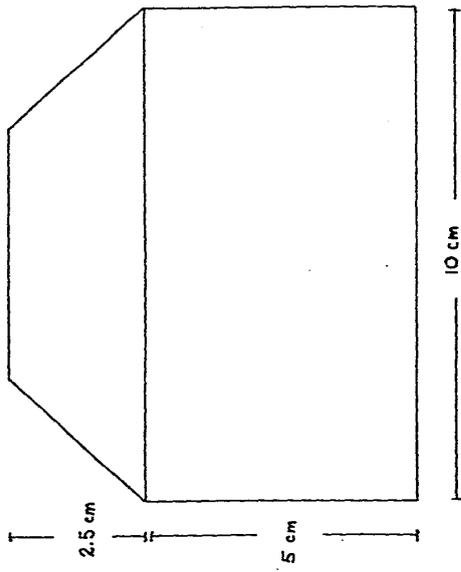
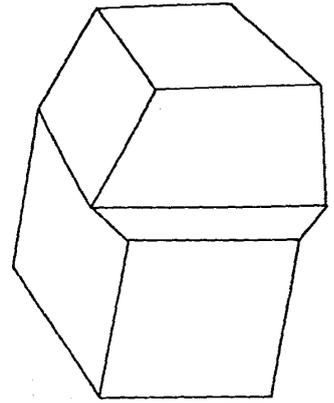
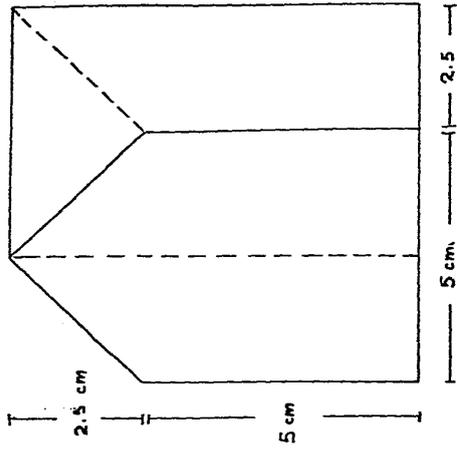


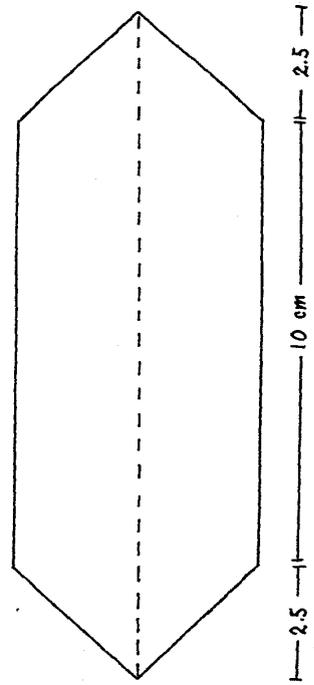
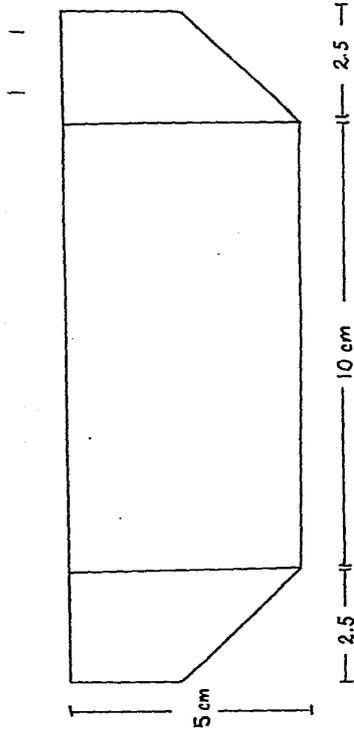
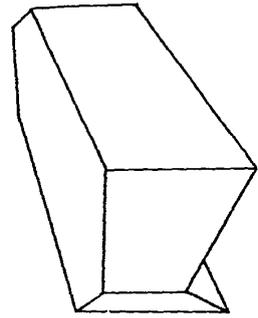
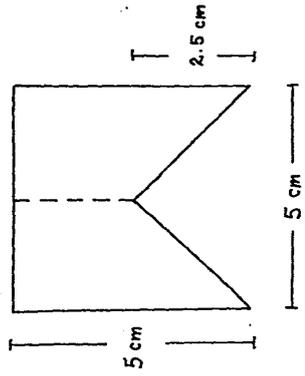


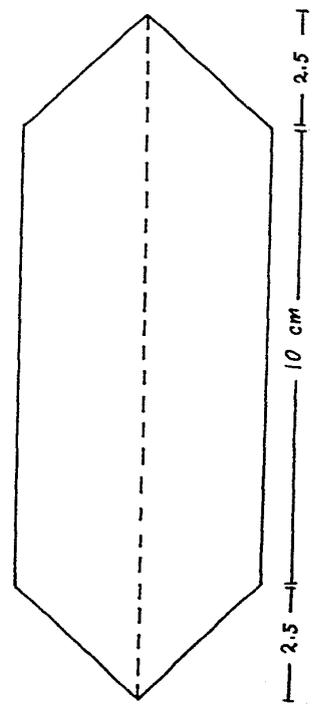
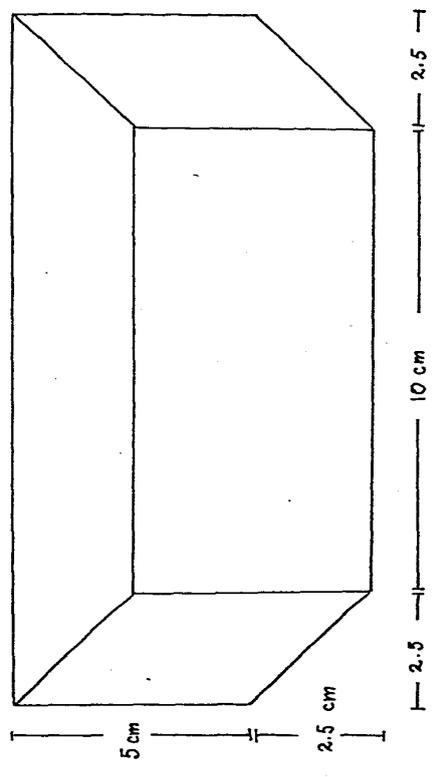
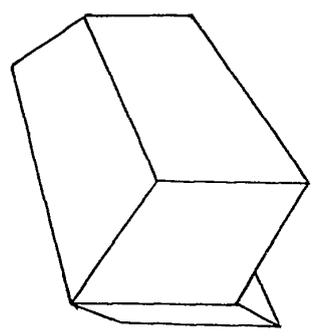
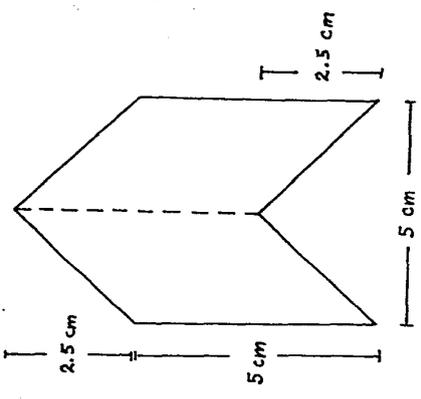


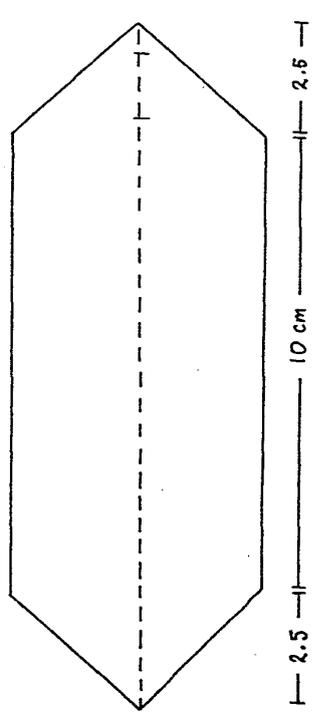
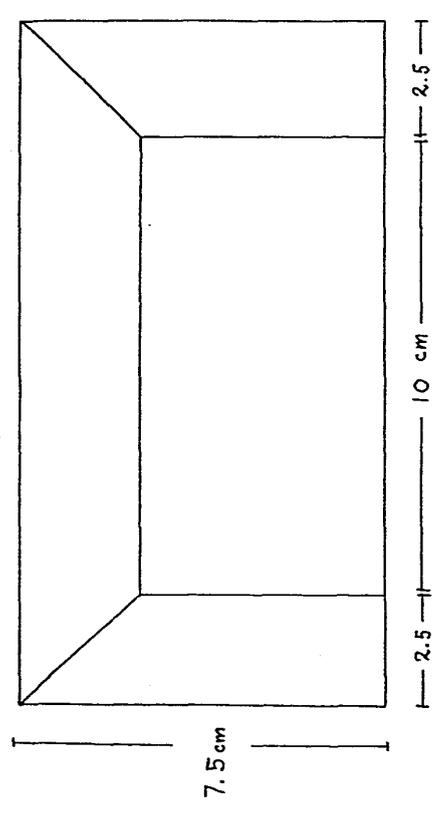
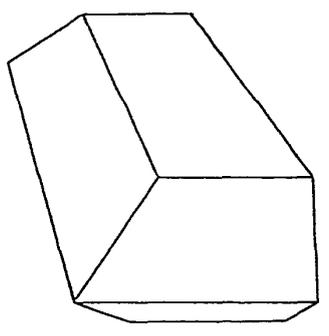
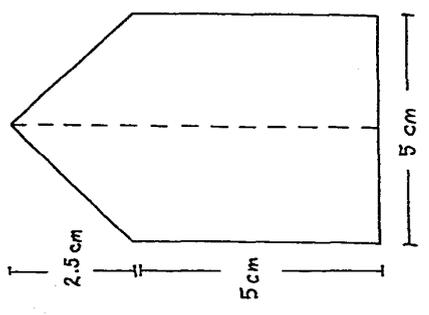












5.4 Manufactura de los tabiques.

Si se desea incrementar la dureza del plomo para usos prácticos, el elemento aleante más propio para este fin es el antimonio. Las aleaciones plomo-antimonio han sido conocidas por largo tiempo con el nombre genérico de "plomo duro" y son usadas extensivamente en tubería y lámina, recubrimiento de cables, acumuladores, ánodos, contenedores de ácido sulfúrico y en unidades de protección contra la radiación.

El diagrama de fases plomo-antimonio se presenta a continuación, y en él se puede apreciar que la temperatura eutéctica es de 252 °C y corresponde a una composición del 11.1 % de antimonio.

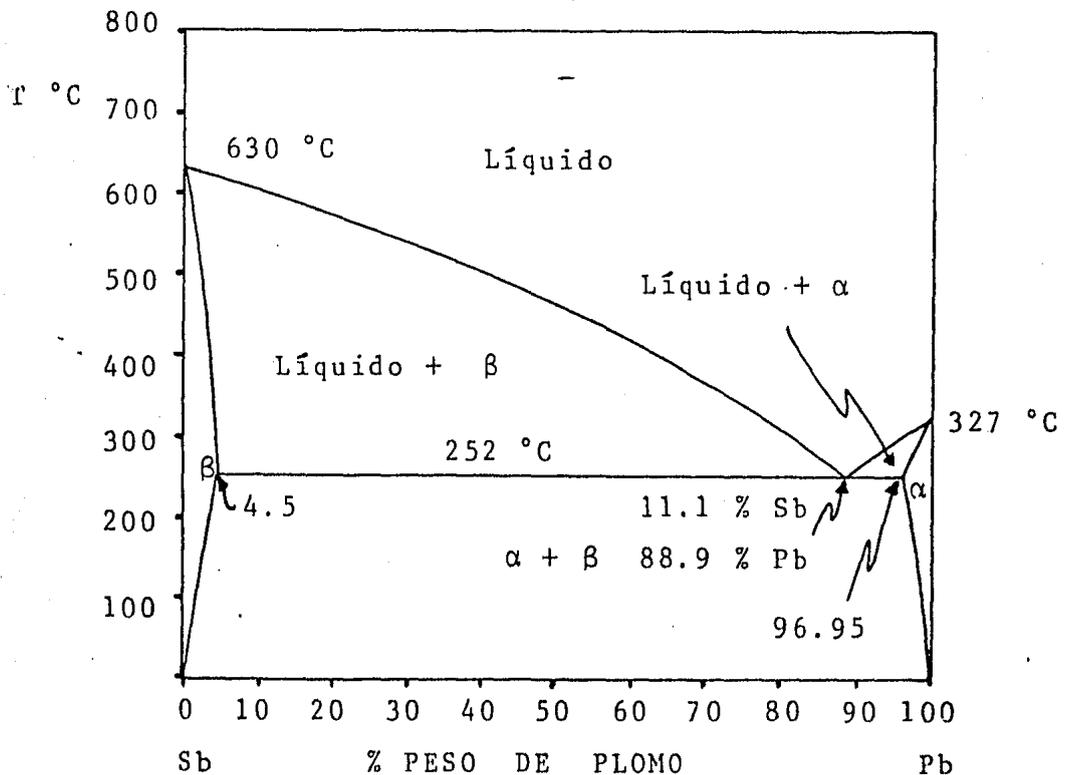


Fig. 5.5.1. Diagrama de fases del sistema plomo-antimonio.

La contracción de aleaciones cercanas al punto eutéctico durante la solidificación es, como se muestra en la siguiente tabla, menor que la del plomo puro,

TABLA 5,4.1. CONTRACCION EN ALGUNAS ALEACIONES DURANTE LA SOLIDIFICACION POR PLOMO-ANTIMONIO

Antimonio % en masa	0	10	12	16	100
Contracción, % en vol.	3.85	2.31	2.47	2.06	1.45

Las propiedades mecánicas de las aleaciones plomo-antimonio, particularmente en la región comprendida entre 0.5 y 3 % de antimonio, dependen del tratamiento térmico o su ausencia, puede ocasionar diferencias superiores al 100 % en los valores de resistencia a la tracción dentro de la región de concentración indicada.

El máximo valor de la resistencia a la tracción se presenta en composiciones cercanas a la eutéctica.

La maquinabilidad de las aleaciones de plomo-antimonio decrece al incrementarse el contenido de antimonio.

Considerando todos los factores mencionados anteriormente, se llegó a la conclusión de que la aleación de 92 % de plomo y 8 % de antimonio es la apropiada para la construcción de los tabiques. A continuación se presentan las propiedades de esta aleación:

TABLA 5.4.2. PROPIEDADES DE LA ALEACION 92 % PLOMO Y
8 % ANTIMONIO.

Densidad 10.74 g/cm³ (0.388 lb/in³) a 18 °C (64 °F)

Cambio de volumen (al enfriamiento) 2.88 %

Temperatura líquido 271 °C (520 °F) punto de ebullición

Temperatura sólido 252 °C (486 °F) punto de fusión

Coefficiente de expansión térmico lineal

26.7 m/m°K (14.8 in/in°F) de 20 a 100 °C

Calor específico 136 J/Kg°K (0.0326 BTU/lb°F) de 20-100 °C

Conductividad térmica 27 W/m°K (16 BTU/ft hr °F) 20-100 °C

Propiedades mecánicas:

Forma o condición	Esfuerzo de tensión, psi	Elongación %	Dureza BHN*
Comercial, 95 %	4.65	31.3	9.5

* esfera de 1/16 in, 9.85 Kg, 30 seg

El problema principal en la fabricación, es evitar fracturas o huecos al momento del vaciado. El plomo se contrae alrededor de un 4 % en volumen en la solidificación. Se debe hacer algún arreglo para acomodar la contracción y para permitir a los gases que se escapen. El contenedor debe ser precalentado y el vaciado debe efectuarse de manera continua (tanto como sea posible), la temperatura debe controlarse para prevenir sobrecalentamiento. Debe tenerse mucho cuidado con la inhalación de vapores de plomo, pues resultan demasiado tóxicos y en caso necesario sería conveniente usar mascarillas al momento del vaciado.

En la solidificación se muestra un cambio pequeño en la densidad, la cual en metales altamente densos es de 2 a 6 % y es debido probablemente a la formación de estructuras defectuosas adicionales en la fase líquida (posiblemente vacantes adicionales, intersticios o dislocaciones).

Se recomienda un superenfriamiento máximo para el plomo de 80 °C para propiciar una nucleación homogénea. El enfriamiento lento favorece el mejor acomodo (empaquetamiento) de los cristales y, por lo tanto un crecimiento lento.

5.5 Deterioro

El estudio de los cambios producidos en los sólidos durante la irradiación comprende dos aspectos. Uno de ellos está relacionado con la clasificación cualitativa de los tipos de deterioro que pueden producirse; el otro se refiere a la evaluación cuantitativa de los efectos bajo las condiciones más simples que puedan concebirse con objeto de lograr un conocimiento, lo mas completo posible, de los mecanismos que tienen lugar.

La radiación altera la red cristalina de los materiales y aunque el efecto no puede calificarse de antemano como daño no, suele serlo respecto a las propiedades del material ya que, aún en los casos en que el efecto sea benéfico en relación con determinada propiedad, puede suponerse que el estado estable es el perfecto y cualquier modificación es un empeoramiento de este estado.

El deterioro por irradiación es uno de los dos factores principales que limitan la exposición o quemado del combustible en un reactor, por ejemplo. Por lo que respecta a los sólidos, los diferentes tipos de éstos (iónicos, metálicos, etc.) se comportan de forma completamente diferente, bajo el bombardeo de las radiaciones. En un material aislante, los efectos de ionización serán los de mayor importancia mientras que en los sólidos con buenas propiedades conductoras de la electricidad, cualquier ionización que tenga lugar se desaparecerá inmediatamente, ya que las concentraciones de carga no pueden persistir en un material conductor.

Los cambios permanentes en las propiedades físicas de los metales son producidos por la irradiación con partículas de alta energía; tales cambios se producen cuando las partículas chocan con los núcleos del material mientras que la ionización se produce, como resultado de colisiones entre partíclulas y los electrones de los átomos.

La mayor parte de los choques nucleares transfieren al átomo una cantidad de movimiento suficiente para sacarlo de su posición normal, dando lugar a vacantes e intersticios no obstante la existencia de vacantes constituye un estado termodinámicamente estable, y la ausencia de algunos átomos de sus posiciones originales tiene muy poco efecto sobre la densidad aunque algunas propiedades físicas dependen de las posiciones de los átomos. En particular, la conductividad eléctrica, el

color, la luminiscencia y las propiedades magnéticas están determinadas por la presencia de imperfecciones en el cristal.

En resumen, puede decirse que el plomo no sufre deterioro por irradiación, o bien éste resulta despreciable. Lo mismo sucede con el efecto de corrosión, a continuación se presenta una tabla que muestra la velocidad promedio de corrosión del plomo.

TABLA 5.5.1. VELOCIDAD PROMEDIO DE CORROSION DEL PLOMO

(En milésimas de pulgada por año)

Atmósfera	Exposición en 10 años	Exposición en 20 años
Rural	0.019	-----
Industrial	0.017	0.015
Marina	0.016	0.021

CAPITULO VI

APORTACIONES

6.1 Resultados

Se realizaron las pruebas en el laboratorio, usando todas las geometrías de tabiques, para determinar el espesor medio, el coeficiente de atenuación total, el factor de incremento, el flujo no colimado, el incremento de flujo, la trayectoria libre media y la dosis de exposición, a diferentes energías, utilizando para ello, muestras radioactivas de Cobalto-60, Cesio-137, Iodo-131 y Americio-241.

Para comenzar se determinó el espesor medio, definido en el capítulo 4, utilizando una gráfica de log de las cuentas por minuto contra espesor en centímetros, como puede apreciarse en la figura 6.1.

Conociendo el espesor medio y despejando el coeficiente de atenuación total de la ecuación 2.5., se obtuvo su valor en cm^{-1} , con esto y la energía de cada fuente, se interpoló el valor del factor de incremento B_p y con él, se determinaron los flujos no colimado, inicial y el incremento, valiéndose de las ecuaciones 4.13, 4.14 y 4.15. En el caso del Iodo y del Americio, el valor de B_p no se puede leer directamente de las tablas, por lo que se calculó usando la fórmula de Taylor (ec. 4.16) y la tabla 4.5.2.

Los cálculos para cada una de las fuentes se presentan a continuación:

Fig. 6.1.1. LOG DE CUENTAS POR MINUTO VS. ESPESOR

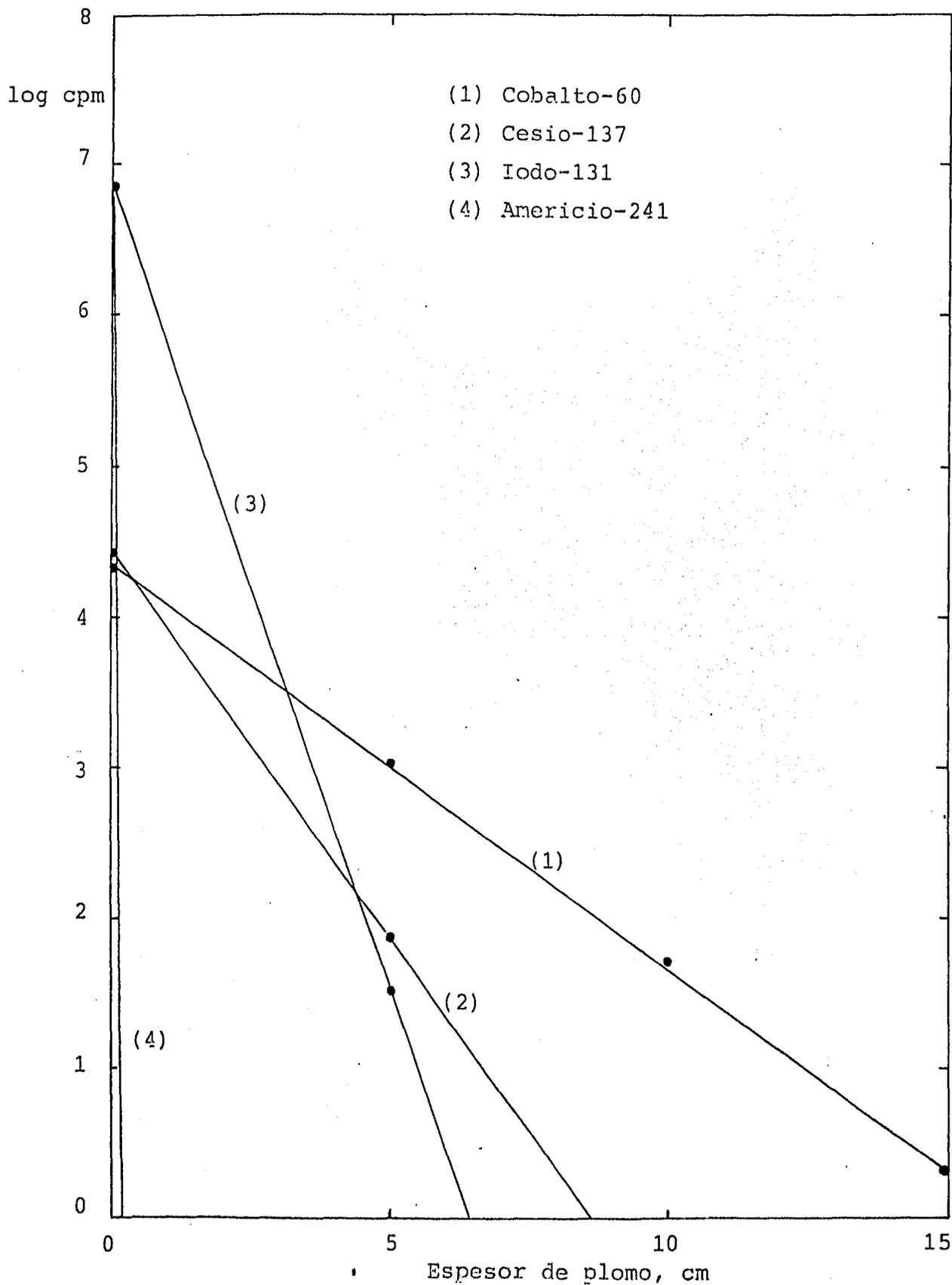


FIG. 6.1.2.

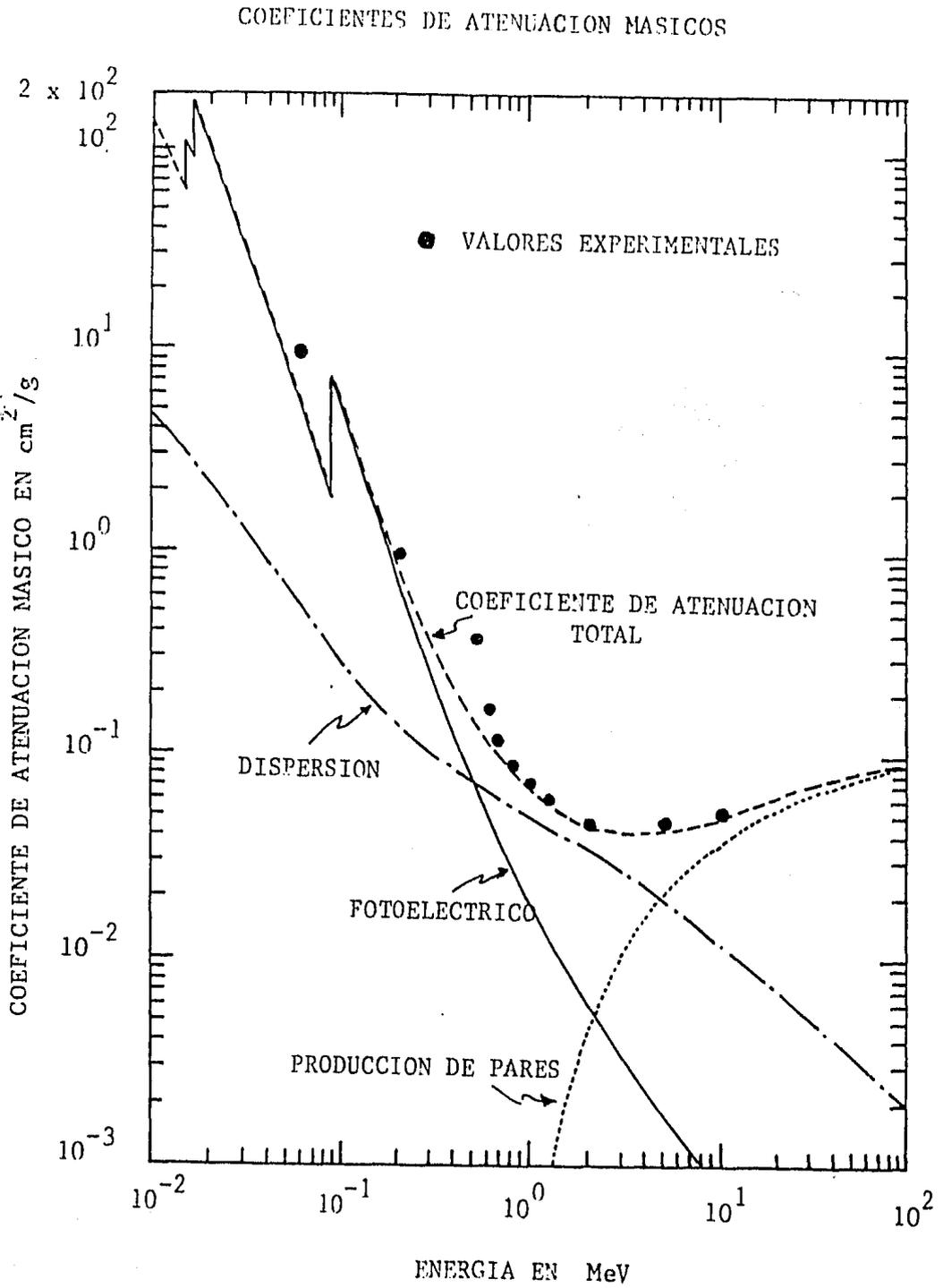


TABLA 6.1.1.

RESULTADOS

Fuente	Espesor (cm)	cpm	cps	$x_{1/2}$ (cm)	μ (cm^{-1})
COBALTO-60	0	21950	$366 \pm \sqrt{366}$	1.14	0.606
	5	1059	$18 \pm \sqrt{18}$		
	10	51	$0.85 \pm \sqrt{0.85}$		
	15	2	$0.03 \pm \sqrt{0.03}$		
CESIO-137	0	26368	$439 \pm \sqrt{439}$	0.59	1.1658
	5	78	$1.30 \pm \sqrt{1.30}$		
	10	1	$0.02 \pm \sqrt{0.02}$		
	15	0	$0.00 \pm \sqrt{0.00}$		
IODO-131	0	6983500	$116392 \pm \sqrt{116392}$	0.124	5.58
	5	34	$0.58 \pm \sqrt{0.58}$		
	10	0	$0.00 \pm \sqrt{0.00}$		
	15	0	$0.00 \pm \sqrt{0.00}$		
AMERICIO-241	0	319467	$5.50 \pm \sqrt{5.50}$	0.007	98.70
	5	0	$0.00 \pm \sqrt{0.00}$		
	10	0	$0.00 \pm \sqrt{0.00}$		
	15	0	$0.00 \pm \sqrt{0.00}$		

TABLA 6.1.1. RESULTADOS (CONTINUACION)

Fuente	Energía (MeV)	espesor (cm)	cps	μx	B_p
COBALTO-60	1.17, 1.33	0	366.00	---	1.00
		5	18.00	3.04	2.02
		10	0.85	6.07	2.91
		15	0.03	9.09	3.76
CESIO-137	0.66	0	439.00	---	1.00
		5	1.30	5.83	2.15
		10	0.02	11.66	2.94
		15	0.00	17.49	3.53
IODO-131	0.364	0	116392.00	---	1.00
		5	0.58	27.85	2.28
		10	0.00	55.70	4.26
		15	0.00	83.55	7.97
AMERICIO-241	0.0596	0	5432.00	---	1.00
		5	0.00	493.5	1.23
		10	0.00	987.0	7.56
		15	0.00	1480.5	46.47

Para Iodo-131

$$A_1 = 1.221 ; A_2 = -0.221 ; -\alpha_2 = 0.02245 ; \alpha_2 = 0.22525$$

Para Americio-241

$$A_1 = 0.1999 ; A_2 = 0.800 ; -\alpha_1 = 0.00368 ; \alpha_2 = 0.03688$$

TABLA 6.1.2.

RESULTADOS

Fuente	Espesor (cm)	ϕ_u	ϕ_b	mR/hr
COBALTO-60	0	2.91×10^{-1}	2.91×10^{-1}	1.24×10^{-3}
	5	5.60×10^{-2}	1.14×10^{-1}	4.88×10^{-4}
	10	6.78×10^{-4}	1.97×10^{-3}	8.43×10^{-6}
	15	1.45×10^{-5}	5.47×10^{-5}	2.34×10^{-7}
CESIO-137	0	3.49×10^{-1}	3.49×10^{-1}	4.47×10^{-4}
	5	4.11×10^{-3}	8.80×10^{-3}	1.13×10^{-5}
	10	3.02×10^{-6}	8.88×10^{-6}	1.14×10^{-8}
	15	3.49×10^{-9}	1.39×10^{-8}	1.78×10^{-11}
IODO-131	0	9.26×10^1	9.26×10^1	6.50×10^{-2}
	5	2.98×10^{-10}	6.79×10^{-10}	4.79×10^{-13}
	10	5.98×10^{-23}	2.55×10^{-22}	1.80×10^{-25}
	15	2.13×10^{-35}	1.70×10^{-34}	1.20×10^{-37}
AMERICIO-241	0	4.24×10^0	4.24×10^0	3.74×10^{-4}
	5	---	---	---
	10	---	---	---
	15	---	---	---

TABLA 6.1.3. COEFICIENTE DE ATENUACION LINEAL Y MASICO

Energía (MeV)	μ (cm^{-1})	μ (cm^2/g)
0.0596 (1)	98.7032	9.1902
0.2	10.1382	0.9440
0.364 (2)	5.5805	0.5196
0.5	1.6271	0.1515
0.6	1.2829	0.1195
0.66 (3)	1.1658	0.1085
0.8	0.9231	0.0859
1.0	0.7572	0.0705
1.25 (4)	0.6062	0.0564
2.0	0.4913	0.0457
5.0	0.5163	0.0481
10.0	0.5632	0.0524

(1) Valor correspondiente al Americio-241

(2) Valor correspondiente al Iodo-131

(3) Valor correspondiente al Cesio-137

(4) Valor correspondiente al Cobalto-60

6.2 Breve análisis económico

Para facilitar los cálculos, y puesto que se tienen 15 diferentes geometrías, el análisis de costos está referido por cada kilogramo de aleación.

Precio del plomo	\$ 150/Kg
Precio del antimonio	\$ 780/Kg
Precio del molde	\$ 110/Kg
Precio de la fundición	\$ 780/Kg

Costo de la aleación: $\$ 150(0.92) + \$ 780(0.08) = \$ 200/\text{Kg}$

Costo total = Costo de la aleación + Costo del molde +
Costo de la fundición

Costo total = $\$ 200 + \$ 110 + \$ 780 = \$ 1090/\text{Kg}$

Estos costos están actualizados al mes de enero de 1985. La siguiente es una comparación entre el costo que tendría el kilogramo de tabique fabricado con estas geometrías y dimensiones, y el valor comercial que tiene el kilogramo de tabique hecho únicamente de plomo y en forma de ladrillo convencional (paralelepípedo).

Costo de tabique Propuesto	Costo de tabique comercial
\$ 1090/Kg	\$ 2350/Kg

6.3 Recomendaciones y Proposiciones

Estos tipos especiales de tabiques, permiten su utilización en el blindaje de rayos X o rayos gamma, con fines industriales, médicos, de investigación, etc., ya que con ellos se puede construir fácilmente desde pequeñas barreras protectoras, hasta grandes muros para formar cuartos completos, debido a que sus geometrías proporcionan un ensamble perfecto, sin tener que utilizar ninguna sustancia o medio para unirlos, y además, se mantendrá siempre un espesor igual en cualquier punto para la atenuación de la radiación.

Es recomendable colocar las fuentes radioactivas y sus blindajes en la planta baja del lugar por dos razones, la primera es que el plomo es un material muy pesado, y si se requiere un blindaje grande podría resultar afectada la estructura del edificio; en caso de no ser esto posible, se debe efectuar un cálculo de la resistencia que ofrece el piso para mayor seguridad. La segunda razón es que resulta mas económico instalar la fuente en la planta baja, pues así no tiene que blindarse el piso, y esto es muy importante si se tiene el caso de una fuente con haz de radiación no controlado.

La protección de áreas ocupadas adyacentes a las instalaciones de rayos X o gamma, debe garantizar una baja dosis de exposición, aún cuando se estuviera trabajando a toda la capacidad de la fuente o fuentes (si es que hubiera mas de una sola) para mantener el bienestar físico del personal.

En lo referente al usuario del material radioactivo, éste debe llevar a cabo una vigilancia exhaustiva sobre todos sus procedimientos de trabajo. Esta vigilancia puede dividirse en dos grupos:

- a) Vigilancia ambiental
- b) Vigilancia del personal

Es un requisito primordial para el desarrollo de una vigilancia eficiente, que el usuario posea un plano completo del inmueble donde se utiliza el material radioactivo. En ese plano deberán estar incluidos los circuitos eléctricos del local y la red de agua potable y drenaje; si existe aire acondicionado, también deberá incluirse su descripción. En ese plano debe marcarse de manera notable, los lugares donde se utiliza o almacena material radioactivo.

Es también obligatorio que todos los locales donde se usan sustancias radioactivas o aparatos generadores de radiación, tengan el símbolo internacional que indica la presencia de radiación. Es muy aconsejable que abajo de este símbolo, se indique el nombre de la persona a quien debe llamarse en caso de anomalía o accidente, poniendo además la dirección y el teléfono de esta persona.

Por lo que se refiere a la vigilancia ambiental, ésta consiste primordialmente en la medición de los niveles de radiación que existen en una zona de trabajo. Obtenidos estos niveles, se podrá saber si las medidas de protección radiológica implantadas son en realidad efectivas. A continuación se encuentra una lista representativa de varios tipos de mediciones requeridas para la vigilancia ambiental.

a) En los lugares donde se utilizan sustancias radioactivas no encapsuladas (como por ejemplo los usos clínicos del iodo-131) deberán medirse diariamente los niveles de radiación en los puntos donde se usa y almacena el material radioactivo.

En algunos casos, estas mediciones deberán incluir datos sobre la radioactividad que existe en la atmósfera que se respira.

Esta tarea debe efectuarse en forma tal, que permita la rápida localización de alguna contaminación que pudiera existir.

Al terminar las labores, cada individuo que manipuló material radioactivo deberá pasar una inspección con el fin de saber si se ha contaminado o no.

b) Si para la manipulación de cualquier tipo de material radioactivo, se ha diseñado y construido un blindaje (pared de plomo), debe verificarse experimentalmente que esa pared ofrezca la protección calculada.

c) Lo establecido en el inciso anterior, es válido para el caso de los contenedores de material radioactivo.

d) En las instalaciones de aparatos de terapia a base de radioisótopos, debe verificarse experimentalmente que la protección construída esté de acuerdo con la calculada y sea realmente efectiva.

Para esta verificación se requiere medir el índice de exposición (mR/hr) que existe en diversos puntos del local donde se ha instalado la unidad de radioterapia y en el exterior del mismo.

e) En los casos donde se utilizan fuentes de radiación a base de material radioactivo encapsulado, deberá verificar se que este material no escapa de su cápsula (a esto se le conoce como " prueba de fuga de material radioactivo ").

f) El usuario debe poseer en todos los locales donde se usen sustancias radioactivas, un instructivo con las medidas a desarrollar en caso de una emergencia. Todo el personal que labore en esos locales, deberá conocer y entender este instructivo.

g) Un punto importante también, es prohibir la ingestión de alimentos, así como el fumar, dentro de los lugares en donde haya material radioactivo, ya que esto puede originar que algunas partículas radioactivas se introduzcan al organismo y ocasionen problemas de salud.

h) La descarga de material radioactivo dentro de los sistemas de evacuación no diseñados especialmente para este propósito quedará prohibida.

i) Cualquier fuga de la fuente debe ser reportada inmediatamente al oficial de seguridad radiológica. Dos fuentes separadas por menos de 3 metros son consideradas como una sola fuente.

En cada departamento, laboratorio o sección en donde haya fuentes o materiales radioactivos, deberá colocarse un documento como el que se sugiere a continuación:

Formato General

Lugar de almacenamiento

Ubicación del edificio _____

Tipo de construcción _____

Piso _____

Cuarto _____

Departamento que tiene la fuente _____

Otro departamento que tenga fuente móvil _____

Naturaleza de la fuente

Elemento radioactivo _____

Fórmula química _____

Cantidad de sustancia radioactiva _____

Tipo de máquina generadora de radiación _____

Condición física

Fuentes sólidas:

Naturaleza del portador _____

Grado de división _____

Contenido de humedad _____

Fuentes líquidas:

Solvente _____

Concentración _____

Fuentes líquidas y gaseosas:

Naturaleza del contenedor _____

Actividad (a la fecha de calibración) _____

Protección

Contenedor:

Peso _____

Material _____

Espesor _____

Intensidad de la radiación:

En contacto _____

A un metro _____

Uso de la fuente _____
Punto de utilización _____
Comentarios _____
Fecha _____.

6.4 Conclusiones

Debido a su alta densidad y número atómico, a que es muy manejable y a que tiene un costo relativamente bajo, el plomo resulta ser un buen material para el blindaje de rayos X y rayos gamma. Por su alta sección eficaz de absorción, es especialmente adecuado para la atenuación de fotones de baja energía (menor a 0.5 MeV) y fotones de alta energía (mayores a 5 MeV), el mínimo de la sección eficaz total ocurre cerca de los 3 MeV.

Para que el plomo adquiriera mejores propiedades mecánicas, es recomendable utilizar sus aleaciones con antimonio, ya que éste le brinda mayor dureza y resistencia. Utilizando la aleación de 92 % de plomo y 8 % de antimonio, se construyeron 15 diferentes tipos de tabiques especiales para el blindaje de radiación. Las ventajas que proporcionan estos tabiques, son que se puede construir fácilmente cualquier tipo de barrera protectora, e inclusive grandes muros o cuartos completos, pues las geometrías de estos ladrillos permiten un ensamble perfecto, presentando ante la radiación incidente un espesor constante en cualquier dirección.

El costo de fabricación de estos tabiques, es notablemente menor que el costo comercial de los mismos, y dado que

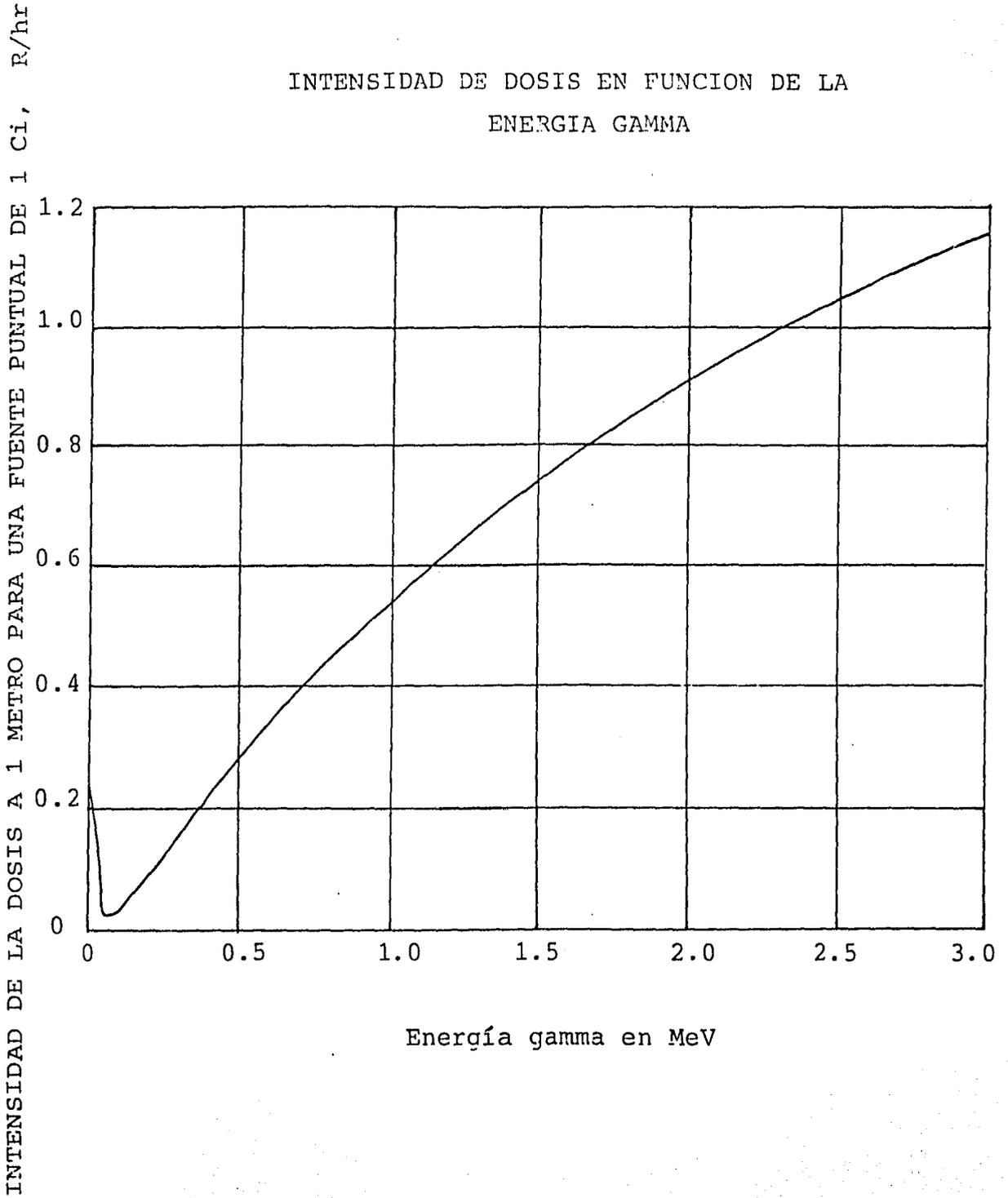
en México no existen antecedentes de su fabricación, se consideró necesario el diseño y la construcción de tabiques que permitieran un blindaje a la radiación con alta eficiencia, bajo costo, con materiales disponibles y además con formas y tamaños manejables.

A P E N D I C E I

G R A F I C A S

FIG. I-A INTENSIDAD DE DOSIS EN FUNCION DE LA ENERGIA GAMMA

FIGURA I-A



A P E N D I C E I I

T A B L A S

- II-A INTERACCION DE FOTONES
- II-B ALGUNOS CAMBIOS INDUCIDOS POR IRRADIACION SOBRE DIFERENTES
MATERIALES
- II-C MATERIALES SELECCIONADOS PARA EL BLINDAJE DE NEUTRONES
TERMICOS

TABLA II-A

INTERACCION DE FOTONES

PROCESO	INTERACCION CON	PRODUCTOS	DEPENDENCIA SEC. EFICAZ	OBSERVACION
Efecto Fotoeléctrico	átomo	e^- X, Auger	$Z^4 (h)^{-3}$	$E = h - E_b$
Producción de pares	núcleo	e^-, e^+ aniquilación	$Z^2 (h)^n$	$E_+ + E_- =$ $h - 1.02 \text{ MeV}$
Efecto Compton	electrón libre	e^- ,	$Z(h)^{-m}$	$E = 0$ a $h/1 + (1/2)$
Dispersión Rayleigh	electrón de enlace		$Z^2 (h)^{-k}$	ángulo peque ño coherente
Fotoefecto Nuclear	núcleo	p, n, F, etc.	umbral 2-20 MeV Pico de 10-30 MeV	10 % de las secciones eficaces electrónicas

TABLA II-B ALGUNOS CAMBIOS INDUCIDOS POR IRRADIACION
SOBRE DIFERENTES MATERIALES

MATERIAL	PROPIEDAD	RADIACION	DOSIS O FLUEN- CIA PARA UN DAÑO SIGNIFI- CATIVO
Agua	Descomposición	γ	10 ¹⁰ rad
Orgánicos	Varios	n o γ	10 ⁶ a 10 ¹⁰ rad
Poliestireno	Resistencia	γ	10 ⁹ rad
Aceites	Viscosidad	γ	10 ⁹ rad
Resinas fenó- licas, epoxy	Resistencia	γ	10 ⁹ rad
Polietileno	Resistencia	γ	10 ⁸ rad
Nylon, lucita	Resistencia	γ	10 ⁷ rad
Teflón	Resistencia	γ	10 ⁶ rad
-Neopreno	Elongación	γ	10 ⁸ rad
Madera	Resistencia	γ	10 ⁷ rad
Grafito	Volumen	n (rápidos)	10 ²¹ n/cm ²
Concreto	Resistencia	n (rápidos)	10 ²¹ n/cm ²
		γ	10 ¹³ rad
Cerámicos	Resistividad	n (rápidos)	10 ¹⁸ n/cm ²
	Resistencia	n (rápidos)	10 ²⁰ n/cm ²
Vidrio	Transparencia	γ	10 ⁴ a 10 ⁸ rad
Semiconductores	Resistividad	n (rápidos)	10 ¹⁶ n/cm ²
Metales	Mecánicas	n (rápidos)	10 ¹⁷ - 10 ²² n/cm ²
Acero	Ductilidad	n (rápidos)	10 ¹⁹ n/cm ²

TABLA II-C MATERIALES SELECCIONADOS PARA EL BLINDAJE DE NEUTRONES TERMICOS

ELEMENTO	REACCIO N	ABUNDANCIA ISOTOPICA (%)	SECCION EFICAZ (BARNS)	OBSERVACIONES
Cd ¹¹³	¹¹³ Cd(n,γ)Cd ¹¹⁴	12.24	20 000	Los rayos gamma de captura, tienen un amplio espectro de energía.
Cadmio Natural	-	-	2 450	El Cd es usado en forma de placas de cadmio natural. Se tabula una sección eficaz promedio. En la reacción solo participan isótopos del Cd=113.
B ¹⁰	¹⁰ B(n,α)Li ⁷	18.5	3 837	El 95 % de las reacciones emiten un rayo gamma de 0.478 MeV.
Boro Natural	-	-	759	Solo el B ¹⁰ participa en la reacción. Se tabula la sección eficaz promedio.
Li ⁶	⁶ Li(n,α)H ³	7.52	945	
Litio Natural	-	-	70.7	Solo el Li ⁶ participa en la reacción. Se tabula la sección eficaz promedio.

B I B L I O G R A F I A

1. American Society for Metals, " Metals Handbook " Vol. 2
" Nonferrous alloys and pure metals ", Ninth Edition, 1979.
2. Arriola S.H., " Eficiencia de un detector de neutrones para la
reacción $T(d, n)He^4$ ", Revista Mexicana de Física FA51-FA58, 1973.
3. Arriola S.H., " Un método económico de producir rayos X "
Revista de la Sociedad Química de México, Vol. 2 No. 1, 1979.
4. Brodsky, Allen, " Handbook of radiation measurement and protection "
Ed. Allen : CRC Press, 1978.
5. W.E. Burcham F.R.S., " Física Nuclear ", Ed. Reverté, 1974.
6. Burton, Milton, " Comparative effects of radiation ", New York,
J. Wiley, 1960.
7. Carter, Giles F., " Principles of physical and chemical metallurgy "
American Society for Metals, 1979.
8. Catalán, Miguel, " Física Nuclear ", Universidad Nacional del Zulia,
Caracas, 1959.
9. Clark Donald S., " Physical Metallurgy for engineers ", D. Van
Nostrand Company Inc., 1962.
10. Comisión Nacional de Energía Nuclear, " Guía general de seguridad
radiológica para usuarios de materiales radioactivos ", México, 1966.
11. Cork James M., " Radioactivity and nuclear physics", D. Van Nostrand
Company Inc., Princeton, New Jersey, 1956.
12. R.A. Faïres & B.H. Parks, " Radioisótopos, Técnicas de laboratorio"
EUDEBA, Editorial Universitaria de Buenos Aires.
13. Ferrer Monge, J., " Enviromental survey procedures manual "
Mayaguez, Puerto Rico Nuclear Center, 1960.
14. Goded Echeverría Federico, Serradell García Vicente, " Teoría de
reactores y elementos de ingeniería nuclear ", Tomo I, Sección de
publicaciones de la J.E.N., Madrid, 1960.
15. Harvey Bernard G., " Nuclear physics and chemistry ", Second Edition,
Prentice Hall, Inc., 1969.

16. J.J. Harwood, Hausner Henry H., J.G. Morse, W.G. Rauch, " The effects of radiation on materials ", Reinhold publishing Corp., Chapman & Hall, Ltd, London, 1958.
17. Higgins, Raymond A., " Ingeniería Metalúrgica ", Tomo 2. " Tecnología de los procesos metalúrgicos ", Cía. Editorial Continental, S.A. 1963.
18. Hughes Donald J., " On Nuclear Energy ", Harvard University Press, Cambridge, 1957.
19. International Atomic Energy Agency, " Radiation protection procedures ", Safety Series No. 38, Vienna, 1973.
20. International Atomic Energy Agency, " Safe handling of radioisotopes" Health physics appendum, Safety Series No. 2, Vienna, 1960.
21. International Commission on Radiological Protection, " Protection against ionizing radiation from external sources ", Oxford, Pergamon Press, 1970.
22. Jaeger, Thomas, " Principles of radiation protection engineering ", New York, Mc. Graw Hill, 1965.
23. Lapp Ralph E., Andrews Howard L., " Nuclear radiation physics " Second Edition, Prentice Hall, Inc., 1956.
24. Lamarsh. John R., " Introduction to Nuclear Engineering ", Addison-Wesley Publishing Company, 1977.
25. D.J. Litter and J.F. Raffle, " An introduction to reactor physics ". Pergamon Press, Belfast, Northern Ireland, International Series of monographs on nuclear energy, Vol. 1, 1957.
26. K.Z. Morgan, J.E. Turner, " Principles of radiation protection ", Robert E. Krieger Publishing Company, Huntington, New York, 1973.
27. A.J. Murphy, " Non-ferrous foundry metallurgy ", Pergamon Press Ltd. London, 1954.
28. National Bureau of Standards, U.S.A., " Protection against radiations from radium, cobalt-60, cesium-137 ", Washington, U.S. Government Printing off, 1954.

29. National Council on Radiation, " NCRP Report No. 49 ", Protection and Measurements, U.S.A., 1976.
30. M. Navarrete, L. Cabrera, " Introducción al estudio de los radioisótopos ", Comisión Federal de Electricidad, México, 1979.
31. Norma ANSI-N7.2-1963, " Radiation protection in nuclear reactors fuel fabrication plants ".
32. Norma IEC SIS-75, IEC STANDARD C401-2477, " Radiation Shielding ".
33. Penkovskii, V., " Effects of radiation on metals and other high-melting materials ", New York, Elsevier, 1964.
34. B.T. Price, C.C. Horton, K.T. Spinney, " Radiation Shielding ", Pergamon Press, London, 1957.
35. Profio, A. Edward, " Radiation Shielding and Dosimetry ", John Wiley & Sons, N.Y., 1979.
36. Rees D., " Health physics, principles of radiation protection ", Cambridge, 1967.
37. C. Rogers McCullough, " Safety aspects of nuclear reactors ", D. Van Nostrand Company Inc., Princeton, New Jersey, 1957.
38. A.U. Seybolt, J.E. Burke, " Técnicas de metalurgia experimental ", Editorial Limusa Wiley, S.A., México, 1969.
39. United Nations, " Proceeding of the second United Nations International Conference on the peaceful uses of atomic energy ", Vol. 23, Experience in Radiological Protection, Geneva, 1958.