

TRABAJO FINAL
CARRERA DE ESPECIALIZACIÓN EN APLICACIONES
TECNOLÓGICAS DE LA ENERGÍA NUCLEAR

**Blindaje Radiológico de Reactores Compactos
de Baja Potencia: Cálculo y Diseño**

Raúl Guillermo Jesús Marino
Licenciado en matemática aplicada

Directores: Dr. Pablo Florido – Dr. Víctor Herrero

Diciembre de 2004

Comisión Nacional de Energía Atómica
Universidad Nacional de Cuyo (Instituto Balseiro)
Universidad de Buenos Aires (Facultad de Ingeniería)

Indice

Agradecimientos	4
Introducción	5
PARTE A	6
Marco teórico	6
Capítulo I: Reactores compactos de baja potencia	7
I.1. Orígenes	8
I.2. Evolución	8
I.3. Desarrollos: Ciclos térmicos	11
I.3.1. Ciclo Bryton	11
I.3.2. Ciclo Rankine	12
I.4. La elección del ciclo	13
Capítulo II: Blindaje radiológico	16
II.1. Concepto	17
II.2. Composición	17
II.2.1. Requerimientos funcionales del blindaje primario	17
II.2.2. Requerimientos funcionales del blindaje secundario	18
II.3. Materiales	18
II.3.1. Acero	21
II.3.2. Aceros estructurales	22
II.3.3. Aceros inoxidables	22
II.3.4. Plomo	23
II.3.5. Agua	25
II.3.6. Polietileno (CH ₂) _n	25
II.3.7. Concreto	27
II.3.8. Vidrios plomados	28
II.3.9. Materiales que contiene boro	29
II.4. Diseño	31
II.5. Coeficientes y Factores	31
II.5.1. Coeficiente de atenuación másico	32
II.5.2. Factor Buildup	33
II.6.3. Sección eficaz de remoción	36

Capítulo III: Fuentes de radiación	40
III.1. Fuentes	41
III.1.1. Neutrones	41
III.1.2. Rayos γ instantáneos de fisión	41
III.1.3. Rayos γ de decaimiento de productos de fisión	42
III.1.4. Rayos γ inelásticos	42
III.1.5. Rayos γ de captura	42
III.1.6. Rayos γ de activación	42
III.2. Geometrías emisoras	44
III.2.1. Fuente puntual	44
III.2.2. Fuente lineal	44
III.2.3. Fuente superficial	44
III.2.4. Fuente volumétrica	45
III.3. Fuente Volumétrica cilíndrica	46
III.3.1. Emisión lateral sin blindaje	46
III.3.2. Emisión lateral con blindaje	48
Parte B	50
Marco metodológico	50
Capítulo IV: Cálculo del blindaje radiológico	51
IV.1. Características de la fuente	52
IV.2. Características del blindaje	53
IV.3. Desarrollo de los cálculos	58
Capítulo V: Resultados y diseño	59
V.1. Bases para los cálculos	60
V.2. Resultados	61
V.2.a. Blindaje para transporte	61
V.2.b. Blindaje estacionario a plena potencia	62
Capítulo VI: Conclusiones	64
Anexos	67
1. Factor de conversión de flujo de rayos γ a tasa de dosis	68
2. Factor A para el desarrollo de Taylor para el blindaje	69
3. Factor α_1 para el desarrollo de Taylor para el blindaje	70
3. Factor α_2 para el desarrollo de Taylor para el blindaje	71
Bibliografía	72
Referencias	73

Agradecimientos

Al Coronel Hernán Jesús Prieto Alemandi por haber hecho realidad una ilusión que para mí ya estaba dormida.

Al Coronel José Herminio Hernández por sus consejos, guía y ejemplo de honestidad y trabajo.

A mis directores de tesis, Doctor Pablo Florido y Doctor Víctor Herrero por su desinteresado apoyo, educación y motivación permanente en el camino de la investigación.

A mi amigo, Lic. Roberto Angel Caso, por haber sido el puntapié inicial de este desafío intelectual.

Y especialmente a mi esposa, Lic. Ana Laura Núñez, por dejar todo de lado, acompañarme, y soportar silenciosamente este nómada estilo de vida.

“Alea jacta est”

Introducción

El desarrollo de reactores compactos en su avance ha comenzado a imponerse como una tecnología que ofrece gran proyección e innumerables posibilidades de utilización, tanto en generación eléctrica como en propulsión. Uno de los requerimientos para el funcionamiento de este tipo de reactores es que debe contar con un blindaje radiológico^[1] que permita diferentes tipos de configuraciones y que, dado el caso, pueda acompañar al reactor si éste necesita ser transportado.

El núcleo de un reactor emite radiación, principalmente neutrones y rayos gamma en plena potencia y radiación gamma durante el decaimiento radioactivo de los productos de fisión. Esta radiación debe ser frenada en ambas condiciones de funcionamiento, evitando que afecte al público u operarios.

La combinación de diferentes materiales y propiedades en capas sucesivas otorgan una mejor performance como atenuación de la radiación, haciendo que la dosis fuera del reactor, en funcionamiento o parada, se encuentre dentro de los límites normados. Aquí el blindaje radiológico cobra importancia siendo los cálculos y el diseño del mismo una etapa relevante en el diseño de reactores.

La elección del material y el diseño de blindaje impacta fuertemente en el costo y en la capacidad de transporte, siendo esta última unas de las características a optimizar. La condición de diseño impuesta es que el reactor pueda ser transportado juntamente al blindaje de decaimiento en un contenedor estándar de 40 pies.

Parte A

Marco teórico

Capítulo I

Reactores compactos de baja potencia

I.1. Orígenes

Superadas las limitaciones para generar energía nuclear aprovechable, en 1942 comenzó a funcionar en la Universidad de Chicago el primer prototipo de reactor nuclear construido por Enrico Fermi. Esto apoyado por las intenciones del proyecto Manhattan, acelera la carrera armamentística orientada al desarrollo de la bomba atómica. Años más tarde, a finales de 1950 comenzaría una utilización práctica y pacífica de esta energía produciendo electricidad mediante las primeras centrales nucleares de fisión.

En la década del cincuenta se pensó que la energía nuclear podía ofrecer en un futuro energía económica y abundante. La industria confiaba en que la energía nuclear sustituyera a los combustibles fósiles, cada vez más escasos, y de esta manera disminuyera el costo de la electricidad. En este punto confluyeron dos tipos de opiniones asociadas a la producción eléctrica marcando las tendencias hasta la actualidad. Por un lado los grupos preocupados por la conservación de los recursos naturales preveían una reducción de la contaminación atmosférica y de la minería a cielo abierto. Por otro la opinión pública era en general favorable a esta nueva fuente de energía y esperaba que el uso de la energía nuclear pasara del ámbito militar al civil.

Sin embargo, después de esta euforia inicial crecieron las restricciones en torno a la energía nuclear a medida que se estudiaban más profundamente las cuestiones de seguridad nuclear y proliferación de armamento. Conforme avanzaron las investigaciones y los desarrollos nucleares surgieron en todos los países del mundo grupos opuestos a su utilización. Esta evolución también acompañó a las normas estatales que se convirtieron en complejas y estrictas.

I.2. Evolución

Paralelamente a las investigaciones atómicas para la generación eléctrica, las Fuerzas Armadas estadounidenses comenzaron por su parte a desarrollar diferentes tipos de reactores nucleares. Algunos reactores compactos para la generación de electricidad en instalaciones pequeñas, con proyección a ser móviles (Ej: U.S. Army Packaged Power Reactor – APPR) y otros con la finalidad de ser utilizados para propulsión (Ej: Nuclear Merchant Ship Reactor – NMSR) en diferentes tipos vehículos. Finalmente dominó el desarrollo de sistemas de propulsión para submarinos, y en menor escala, para grandes embarcaciones como portaaviones (Ej: Metal Gas Cooled Reactor - MGCR). Al utilizar un

reactor cómo fuente de energía dejan de utilizar combustibles fósiles para su propia propulsión, utilizando éstos ahora para aprovisionar al resto de la flota, convirtiéndose, por los tanto en cisternas de alta mar. Por su parte en los submarinos el principal aspecto tenido en cuenta para el uso de la propulsión nuclear fue la reducción del consumo de oxígeno en comparación con los motores a explosión, factor de vital importancia en ese tipo de embarcaciones.

En el diseño de blindajes de reactores para propulsión en embarcaciones debe tenerse en cuenta requerimientos especiales. Primero de todo, los niveles de radiación de una embarcación nuclear deben ser especificados de acuerdo a las regulaciones internacionales. De la misma manera dentro de todos los compartimentos de la embarcación. En todos los estados del reactor no deben superarse los límites establecidos internacionalmente. De esta manera, los trabajos de mantenimiento del reactor de la embarcación a plena potencia deben restringirse lo máximo posible.

Normalmente, los reactores de propulsión se encuentran en la parte más baja de la embarcación, y en la popa de los submarinos como se muestra en la figura I-1. El espacio debajo de éste no necesita un blindaje completo, ya que el agua de mar provee el blindaje adicional a plena potencia. Sin embargo, deben tenerse en cuenta los efectos de backscattering. Los trabajos de reparación del fondo de la embarcación tienen que ser posibles en una dársena en un lapso de un tiempo razonable (por ejemplo 24 hs) posteriores al apagado del reactor. Para este caso debe contemplarse el suficiente blindaje para rayos γ en el fondo de la embarcación.

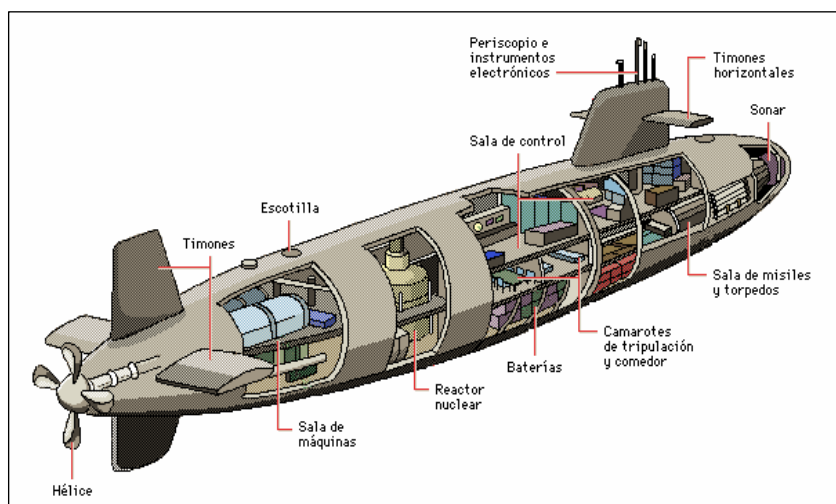


Fig I-1: Ubicación y volumen relativo de un reactor nuclear de propulsión en un submarino.

Un caso interesante de mencionar como antecedente es el de un reactor compacto que posee características similares al conceptualizado en este trabajo. Este es el reactor ruso NPP TES-3^[2], de la década del cincuenta, que tiene la particularidad de poder ser trasladado, ya que cada módulo, del tamaño de un contenedor, fue montado sobre orugas. Ver figura I-2 y 3.

Las características de este reactor son:

Características	Datos	Características	Datos
Inicio del diseño	Enero de 1957	Presión del refrigerante primario	130 bar
Fabricación de las partes	Diciembre de 1959	Presión de vapor	20 bar
Ensamble completo	Marzo de 1960	Temperatura de vapor	280 °C
Primera puesta a crítico	7 de junio de 1961	Peso del equipamiento montado sobre orugas	204 T
Inicio de la operación	13 de octubre de 1961	Cantidad de plataformas	4
Fin de la operación	18 de julio de 1965	Peso de las plataformas	112 T
Capacidad térmica del reactor	11 MW	Equipamiento de la 1ra plataforma	Reactor y blindaje de plomo y agua
Capacidad eléctrica	1,5 MW	Equipamiento de la 2da plataforma	Generador de vapor, presurizador, bombas primarias y secundarias de alimentación de agua
Duración del núcleo	250 días efectivos	Equipamiento de la 3ra plataforma	Turbina y generador con sistemas auxiliares
		Equipamiento de la 4ta plataforma	Sala de control y equipamientos eléctrico

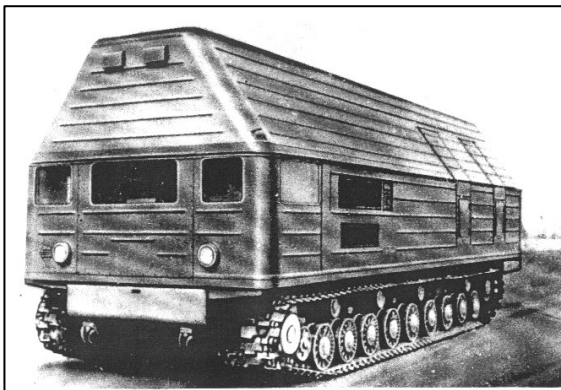


Fig I- 2: 4ta plataforma del reactor NPP-tes-3.

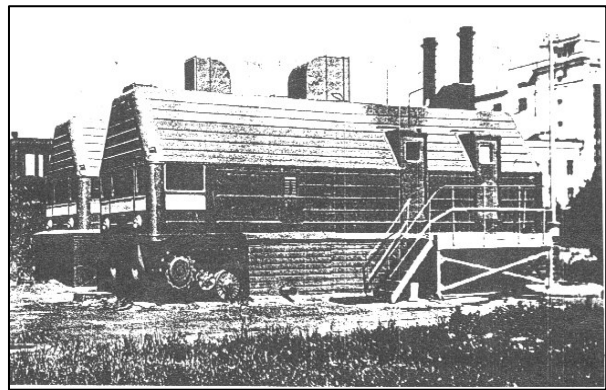


Fig I-3: 4ta plataforma del reactor NPP-tes-3.

Este reactor utilizado para la generación de electricidad en zonas remotas, presenta particularidades propias que lo distinguen del resto de los reactores móviles.

Pueden distinguirse dos tipos de reactores nucleares que marcan las tendencias históricas. El primero es la planta nuclear clásica, siendo una característica de la misma la de poseer variados sistemas asociados y gran envergadura. Por otro lado se encuentran las plantas compactas, gozando de mayor sencillez y por consiguiente, menor volumen.

I.3. Desarrollos: Ciclos Térmicos

A medida que avanzaron los reactores y los diferentes tipos de plantas, la discusión se centró, y se mantiene hasta nuestros días, en cuál sería el ciclo térmico más efectivo o el que brinde mayor eficiencia. Los dos ciclos térmicos en cuestión son: el Bryton y el Rankine. El estudio de los ciclos térmicos tiene una gran influencia en las turbinas. Las primeras turbinas de tipo comercial fueron fabricadas por la firma suiza Brown-Boveri en 1921, aunque fueron utilizadas por primera vez en 1939 cuando se probó el primer avión militar impulsado a chorro. A partir de entonces se incrementa la producción de la turbina a gas, primero en la fabricación de aviones militares y luego en la de aviones civiles, particularmente para el transporte aéreo comercial, donde con este tipo de turbina se obtuvo mayor velocidad que con los motores a explosión.

I.3.1. Ciclo Bryton

El ciclo de Bryton cerrado es el ciclo térmico utilizado en el reactor compacto postulado en el presente trabajo (ver figura I-5). El fluido utilizado es gas. La temperatura

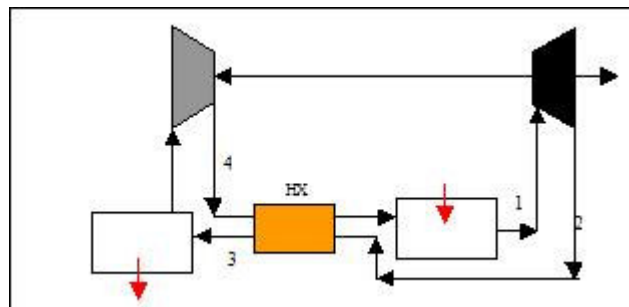


Fig I-5: Ciclo Bryton para el reactor a gas compacto.

de trabajo es mayor que en el ciclo Rankine, y para aumentar su rendimiento se le ha agregado un recuperador de calor (HX) a la salida de la turbina. (1) es la entrada del fluido

a la turbina, (2) es la salida del gas de la turbina ya descomprimido, (3) es el gas luego de pasar por el recuperador o regenerador, (4) es la salida del compresor que se dirige al intercambiador, luego al punto caliente y nuevamente se inicia el ciclo. La diferencia con un ciclo Bryton sin recuperador puede observarse en la figura I-6 de Temperatura/Entropía en la zona marcada con (HX). En el caso que se utilice gas en un circuito abierto, nos encontramos con el principio aplicado en las centrales que utilizan gas como combustible.

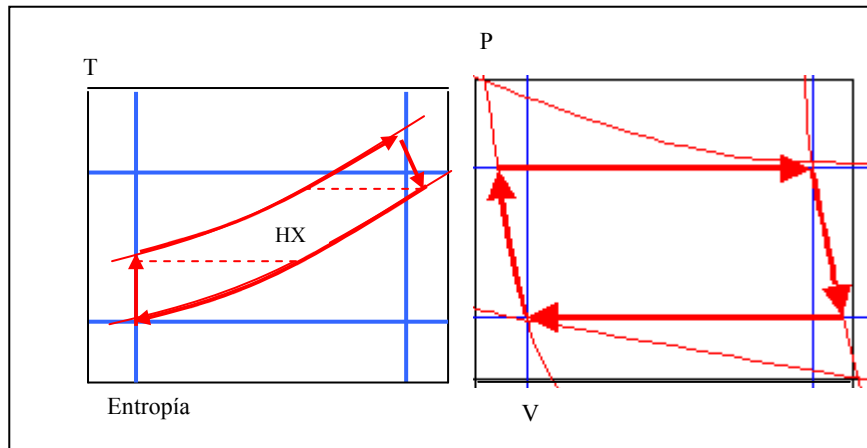


Fig I-6: Diagramas de (Temperatura / Entropía) y de (Presión / Volumen) del ciclo Bryton.

I.3.2. Ciclo Rankine

Los ciclos Rankine Utilizan agua/vapor como fluido de trabajo y son los que se emplean normalmente en centrales térmicas, tanto convencionales como nucleares. Su rendimiento presenta un valor medio aproximado del 60 o 70 por ciento y las temperaturas de trabajo son altas. Estos ciclos son los más utilizados cuando la temperatura de la fuente de calor está entre los 300 y los 550 °C.

La figura I-7 muestra el esquema general de un ciclo Rankine: (2) es el generador de vapor, (3) la turbina, donde se obtiene el trabajo, (4) el condensador y (1) la bomba de

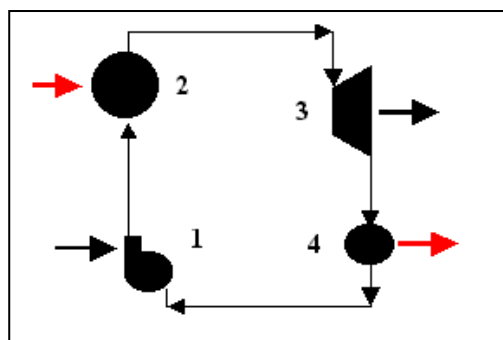


Fig I-7: Esquema de un ciclo Rankine

alimentación. En la figura I-8 la curva en forma de campana indica las fases de vapor/agua.

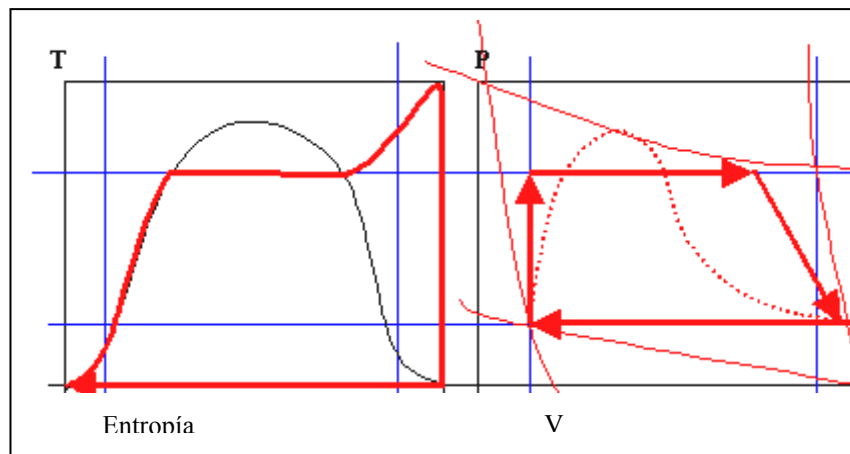


Fig I-8: Diagramas de (Temperatura / Entropía) y de (Presión / Volumen) del ciclo Rankine.

I.4. La elección del ciclo

El primer reactor transportable fue concebido por Westinhouse y utilizado para propulsar el submarino Nautilus. Contemporáneo a esto el Almirante Rickover de la Marina de los Estados Unidos, en conjunto con otros seis oficiales del mismo cuerpo, se especializa en la industria nuclear, llegando a desarrollar el 98% de la tecnología de los reactores modernos en tres años. Sus prototipos, que funcionaron, fueron instalados en submarinos y hasta en portaaviones.

Este proceso se debió fundamentalmente a un conjunto de firmes decisiones tecnológicas, que se condensaron en un reactor en similitud a una máquina a vapor (turbovapor). En este sentido la fuente de calor es el núcleo de reactor.

Volviendo a la comparación entre los ciclos Bryton y Rankine, la diferencia más relevante es la de comprimir, en el primer caso el fluido en fase gaseosa, y en el segundo caso en fase líquida. Ejemplos de éstos son las turbinas a gas en 1943 de Von Ohaim y Fran Wittle que utilizaban ciclo Bryton, y las locomotoras de vapor de Fulton en el año 1700 utilizando ciclos Rankine. En este ciclo, al ser el líquido incompresible, es necesario menor temperatura y un mínimo trabajo para aumentarle la presión al mismo. En los reactores nucleares un ciclo Rankine indirecto es un Pressurised Water Reactor (PWR), necesitando menor temperatura en el ciclo y obteniendo mayor eficiencia. Las limitaciones tecnológicas del momento hacían que no se pudiese alcanzar similares eficiencias entre los

ciclos. Posteriormente las innovaciones tecnológicas aportaron materiales con una resistencia térmica mayor a 500 °C, lo que permitió obtener ciclos Bryton con eficiencia similar a uno Rankine, este es el caso de los reactores Advanced Gas Reactor (AGR) donde las vainas combustibles de acero inoxidable 316L, tienen una resistencia térmica de 880 °C.

Un objetivo principal en el diseño de los reactores modernos compactos es tener la menor cantidad de piezas necesarias. Esto trae aparejado un menor volumen y por consiguiente un menor peso.

En los diseños de los reactores AGR, con refrigeración a gas, se presentan, además, menores dificultades para la purificación del gas refrigerante. Este, al transportar una mínima cantidad de partículas producto de la erosión en zonas de altas temperaturas, es purificado mediante una serie de filtros mecánicos simples y finalmente por una trampa fría (cold trap), en la cual las impurezas son condensadas por diferencia térmica. De esta manera la activación del sistema refrigerante es mínima, haciendo que el transporte de actividad en todo el circuito sea despreciable, incluso a los fines de los cálculos.

Otra consideración relevante es que, en el caso de producirse un Lost of Coolant Accident (LOCA), donde la pérdida del gas produce una pérdida de presión sin cambio de fase, como ocurriría si se utilizan fluidos líquidos como refrigerantes. De esta manera se observa que los ciclos Rankine presentan un problema de seguridad en el caso de un LOCA. Producido el accidente (envuelta de presión) se produce un cambio de fase saliendo al exterior el fluido en forma de vapor. Para evitar la fusión de núcleo debe diseñarse un sistema que a toda presión y temperatura inyecte líquido para la remoción del calor de decaimiento.

Lo mencionado en los dos últimos párrafos son algunos de los fundamentos para optar por diseño de un reactor refrigerado a gas, cuando el objetivo es construir un reactor compacto de eficiencia económicamente aceptable.

Estos detalles de los ciclos térmicos tienen directa influencia en el momento del diseño físico, donde se repite la importancia de la disminución de peso y volumen total. En un ciclo Rankine (diseño loop integrado), todos los componentes necesitan estar dentro de

la cavidad del reactor “reactor cavity”, provocando que el blindaje sea de mayor tamaño y por consiguiente de mayor peso. En un ciclo Bryton cerrado no hay, o son muy pocos, los sistemas auxiliares, presentando un volumen menor. Ergo el peso y el costo también los serán. Esta es otra causa por la que el diseño innovador adoptado es el correspondiente a un ciclo Bryton cerrado, siendo su blindaje el motivo de estudio en el presente trabajo.

Capítulo II

Blindaje radiológico

II.1. Concepto

Un blindaje radiológico es un material que se ubica entre una fuente emisora de radiación y un punto determinado con el fin de reducir las radiaciones emitidas desde la fuente que llegan al punto.

Para el caso de la atenuación neutrónica se incorpora hidrógeno en el blindaje, siendo éste el material más eficiente para disminuirle la energía a los neutrones rápidos. Cuando materiales pesados como el acero y el plomo son incorporados al blindaje biológico en vistas de reducir el flujo γ , éstos no le agregarán al blindaje propiedades de disminución de la energía de los neutrones rápidos por su alta sección eficaz de scattering inelástico.

Sin embargo, no siempre es posible el construir blindajes metálicos hidrogenados debido a limitaciones técnicas y tecnológicas. De esta manera es necesario reemplazar los materiales hidrogenados, como el agua y el polietileno, por otros materiales livianos.

La función que cumplirá un determinado material en el momento de ser considerado blindaje, dependerá de las propiedades del mismo.

Normalmente sólo es necesario blindar los rayos x, γ y neutrones, pero no partículas α o β ya que el alcance de éstas es bastante corto. En todos los casos el problema central es determinar el espesor y/o la composición de los materiales del blindaje para reducir la tasa de dosis en ciertos puntos hasta determinados niveles aceptables.

II.2. Composición

Usualmente el blindaje es dividido en un blindaje primario y uno secundario.

II.2.1. Los requerimientos funcionales del blindaje primario son:

- Proveer de la suficiente atenuación al flujo de neutrones: actividad generada o inducida en estructuras externas al blindaje; excesiva activación del refrigerante secundario y la generación de rayos γ por captura neutrónica en el blindaje secundario.

- Reducción de los niveles de radiación total por debajo de los límites de accesibilidad, luego de la parada del reactor, para trabajos de mantenimiento en los componentes ubicados entre el blindaje primario y el secundario.

II.2.2. Los requerimientos funcionales del blindaje secundario son:

- Atenuación de la radiación del reactor y del refrigerante y que todos los componentes externos a la planta tengan una tasa de dosis permisible.
- Prevención de del escape excesivo de la radiación a través de las penetraciones del blindaje como las cañerías de conducción de vapor.
- En el caso de un accidente, con el consecuente escape de productos de fisión radiactivos, éstos queden contenidos dentro del recipiente del reactor.
- En el momento del desarrollo de un blindaje debe existir una estrecha cooperación entre los diseñadores del reactor propio y los diseñadores del blindaje. Esto es necesario en el estudio de las ventajas y desventajas en los arreglos de las plantas. La optimización del blindaje total será la última etapa.
- El blindaje secundario principalmente provee protección contra los rayos γ por lo que debe ser tenido en cuenta en el peso total por unidad de área, siendo ubicado lo más cerca posible del núcleo. Por esto la optimización en aspectos geométricos debe también ser tomada en cuenta. Así el efecto de la curvatura es menos importante en el menor radio del espesor del blindaje secundario.

II. 3. Materiales

El diseño de blindajes para reactores móviles difiere apreciablemente del diseño de los reactores fijos en los siguientes aspectos: El principal problema para reactores fijos consiste en reducir el costo del blindaje con menor atención en el volumen y el peso, mientras que el principal problema para reactores móviles es reducir el peso y el volumen, como así también la influencia que tengan ellos en el transporte.

La mayoría de los reactores nucleares móviles poseen un núcleo con gran densidad lo que implica una geometría pequeña para zonas internas del blindaje primario. Esta geometría juega un rol predominante en el proceso de optimización del mismo. Cuando se usan diferentes materiales para blindar rayos γ y neutrones resulta ventajoso ubicar el material más denso para blindaje γ en las regiones más internas del blindaje, donde él ocupa menos volumen y de la misma manera peso para el mismo espesor. Desafortunadamente la producción de rayos γ secundarios en el blindaje por captura neutrónica necesita mayor cuidado en la determinación de la óptima distribución de materiales en el blindaje.

Una buena combinación de materiales consiste en una mezcla cuasi homogénea de materiales pesados como el acero para la absorción de rayos γ y para el scattering inelástico de neutrones rápidos, un material liviano como el agua o compuestos orgánicos para bajarle la velocidad por scattering elástico, y un buen absorbente de los neutrones térmicos el cual produce un mínimo de rayos γ secundarios. Este es el caso del boro, el cual emite rayos γ sólo de bajas energías de 0,478 MeV.

La producción de rayos γ secundarios es baja por los posibles arreglos de materiales de capas alternadas. La elección del material está determinada tanto por principios constructivos como por los costos. Las excelentes propiedades mecánicas del acero en relación con el alto peso específico y la buena conductividad térmica, orientan al uso de capas alternadas de acero-agua no solo para blindajes térmicos sino para las partes más internas del blindaje. En el caso que se usen otros materiales tales como el plomo en lugar del acero, estos pueden ser más efectivos en la reducción de dosis γ . Las partes más externas del blindaje pueden ser de concreto pesado con un adecuado contenido de agua para la atenuación de neutrones.

La elección del diseño y material de blindaje impacta fuertemente en el costo y en la capacidad de transporte, siendo esta última la característica de mayor relevancia en el diseño de este reactor. Sin embargo, en la gran variedad de materiales que pueden ser usados existen diferencias de peso, costo y capacidad de manipulación para la construcción del blindaje. Otra consideración a tener en cuenta es las características de atenuación, resistencia estructural, peligro de ser activado por la radiación de la fuente, inflamabilidad

y la generación de gases tóxicos. Los materiales más comunes para blindar son el concreto, el acero estructural, el plomo y el agua.

La radiación γ será mejor atenuada por materiales de alta densidad. En reactores nucleares móviles el más usual de esos materiales es el plomo y el acero; sin embargo, largos espesores de materiales livianos, como el agua o el plástico, añaden atenuación γ cuando son usados en blindajes multicapas.

Los neutrones son atenuados más efectivamente por materiales de bajo número atómico. Los materiales hidrogenados, como el agua y compuestos orgánicos, son usados al respecto. Donde no pueden usarse blindajes líquidos para neutrones, puede usarse láminas de plásticos. El polietileno, a veces borado alrededor del 1% en peso de boro, es el plástico más comúnmente usado, pero también pueden usarse otros plásticos o elastómeros, madera, concreto y parafina. Las características generales requeridas de los materiales sólidos usados para blindajes de neutrones son:

- Poseer un alto contenido de hidrógeno, comparable con el agua.
- Que el peso del material sea el mínimo.

El material debe tener las siguientes características adicionales:

- Alta resistencia al fuego. Si el material puede quemarse, la tasa de quemado debe ser baja y debe poder auto extinguirse cuando se remueve la fuente de calor.
- No debe ser tóxico, ni emitir gases tóxicos cuando se eleva su temperatura por radiación u otros medios.
- Debe ser lo más inoloro posible.
- El material debe ser durable en el tiempo

- Debe ser resistente el calor, la luz, al agua y a las salpicaduras de aceites o solventes.
- Debe presentar una superficie lisa y con una buena resistencia a la abrasión.
- No debe corroerse al contacto con otros metales como el acero, plomo, aluminio, cobre, etc.
- Debe ser dimensionalmente estable.
- El material debe ser fácil de aplicar en forma horizontal, vertical y en superficies irregulares.
- El material debe ser fácilmente removible, reemplazado o reparado.
- No deben producirse deformaciones hasta alrededor de los 150 °C.
- Buenas propiedades de aislamiento térmico.

A continuación se detallarán los materiales comúnmente empleados para la construcción de blindajes:

II.3.1. Acero: El acero es utilizado en varios lugares alrededor del reactor. Primero, la vasija del reactor es de acero, de un espesor considerable, La estructura de este blindaje para el núcleo y para otros tipos de componentes se comporta de buena manera para blindar el refrigerante primario. De esta manera se usa el acero para blindar estructuras diversas y máquinas que se encuentran entre la fuente de radiación y las personas. Todas estas piezas deben ser chequeadas permanentemente para observar su comportamiento bajo los efectos de la radiación, corrosión, temperatura por radiación y por la radiación inducida o radiación secundaria.

En el diseño del blindaje debe decidirse cuándo y qué tipo de acero se justifica usar dependiendo del tipo de requerimiento. El acero inoxidable se usa cuando debe blindarse productos corrosivos radiactivos.

El magnesio, el tantalio y el cobalto, contenidos en el acero, deben ser chequeados porque estos elementos pueden convertirse en una potente fuente de producción de γ luego de la parada del reactor, en los materiales estructurales cercanos al reactor sometidos a un fuerte flujo neutrónico. Es recomendable que el acero no contenga manganeso en mayores cantidades que 2%. Similarmente, un porcentaje tan bajo como éste de cobalto y tantalio.

II.3.2. Aceros estructurales: Existe una gran variedad de aceros, dependiendo del propósito deberá elegirse el grado que más se adecue.

Las excelentes propiedades estructurales del acero son ideales donde se necesitan buenas propiedades estructurales y de blindaje. Relacionando los pesos, el acero básico es alrededor del 30% más fuerte que el equivalente en un blindaje de plomo. Cuando estructuras de acero soportan blindajes de plomo, las plataformas de acero normales a la radiación son más gruesas que lo necesario provocando un aumento en el peso y brindando un factor de seguridad en el diseño estructural. Para los neutrones el acero es más efectivo que el plomo.

En áreas donde la corrosión es menor, la presencia de radiación la aumenta.

En partes gruesas del blindaje no existen diferencia significativa entre el acero al carbón común y el acero inoxidable. Puede ser posible, que el acero al carbón sea empleado por su menor costo.

II.3.3. Aceros inoxidables: En temperaturas inferiores a 1000 °F (537,77 °C) el creep no es significativo. Sin embargo este tipo de acero mantiene una estabilidad dimensional a altas temperaturas. La resistencia a la corrosión de este acero es buena. La conductividad térmica es baja comparada con otros aceros, lo cual es una desventaja en algunas aplicaciones pero no es una objeción desde el punto de vista del blindaje. Sin embargo, un gran coeficiente de expansión requiere una consideración especial debido al stress térmico.

II.3.4. Plomo: Posee una gran densidad, buenas cualidades de trabajo, escasas impurezas, buena capacidad para blindar la radiación y fácil de encontrar. El plomo es uno de los blindajes más comunes. Es efectivo en particular para gamas de bajas energías por la absorción de fotones energéticos y para los γ de altas energías mediante la producción de pares. La sección eficaz es mínima alrededor de los 3MeV.

Debido a la alta densidad del plomo, el volumen requerido para blindar es bajo, resultando un blindaje liviano. Esto lo transforma en un blindaje atractivo para reactores móviles, donde el espacio y el peso son primordiales.

Tiene pobres propiedades estructurales, especialmente en temperaturas alrededor de lo 150 °F (65,55 °C), y es comparativamente más costoso. Puede ser tóxico si no es manejado correctamente.

Debido a sus pobres propiedades estructurales, el plomo normalmente está rodeado de acero. Por esta causa las condiciones de contorno son importantes y deben ser tenidas en cuenta.

Los efectos de varias impurezas posibles en la composición del plomo deben ser tenidos en cuenta para evitar efectos no deseados. Algunas de las impurezas que causan efectos no deseados son:

- Plata: Porque su valor financiero hacen que el costo final del plomo aumente. No se han observado que tenga efectos negativos.
- Cobre: Pequeñas cantidades de cobre no producen efectos en el plomo. El cobre aumenta la resistencia al creep del plomo, pero esto sólo es importante cuando se forman grandes láminas, lo que ocurre en algunas aplicaciones químicas. Más del 0.80 por ciento de cobre no causaría daño pero incrementaría el costo innecesariamente para muchas de las aplicaciones de blindajes. En secciones delgadas usadas para blindar, normalmente el creep no es perceptible excepto para altas temperaturas.

- Antimonio: Más del 2 por ciento de antimonio produce endurecimiento apreciable en el plomo. Puede causar segregación en grandes puntos en el momento de la unión. El plomo normalmente contiene suficientes cantidades de antimonio para causar algunos problemas en la unión.
- Zinc: El zinc hace al plomo quebradizo y poroso. Causa segregación. Causa detrimento en el plomo y viceversa por lo que estos dos metales no deben ser fundidos dentro de un mismo ambiente.
- Acero: Las inclusiones de acero causan un detrimento en el plomo en algunas aplicaciones químicas, este efecto en las propiedades mecánicas del plomo es desconocido.
- Bismuto: El bismuto produce un detrimento químico. Para instalaciones de blindaje es una desventaja.
- Estaño: Se encuentra en pequeñas cantidades en el plomo comercial, no produciendo problemas en la construcción de blindajes.

Las estructuras de soporte de acero normalmente penetran el blindaje de plomo. Es importante el eliminar los huecos en las placas de plomo o en las uniones con los soportes estructurales.

Si el plomo se usa a temperaturas mayores a los 500 °F (260 °C), debe tenerse en cuenta la posibilidad de presencia de creep.

Es importante considerar la no colocación del plomo en contacto con el agua, aún a temperatura ambiente. Esto significa que, por ejemplo, el plomo ubicado en la primer capa del tanque debe ser revestido con acero para prevenir corrosión galvánica. Este acero puede convertirse en una fuente secundaria de rayos γ por lo que debe ser tratado como un blindaje primario. De esta manera puede utilizarse en lugar del acero aleaciones con aluminio, aluminio conteniendo boro (Boral), o también acero con contenido de boro.

II.3.5. Agua: Debido a la gran densidad de átomos de hidrógeno, el agua es usualmente usada como blindaje para neutrones. El hidrógeno produce un gran disminución de energía de los neutrones por scattering elástico. Después que cada neutrón ha producido scattering, será rápidamente absorbido. El refrigerante primario de los reactores refrigerados a agua, por supuesto, sirve de esta manera como moderador del flujo neutrónico. Adicionalmente al blindaje neutrónico primario se suele colocar agua como blindaje al final de las capas para reducirle la energía a los neutrones que escapen del reactor.

El agua tiene la ventaja que es económica y manejable. No es tóxica y, para la mayoría de las partes, estable. Se debe tener en cuenta que el agua no contenga sales disueltas las que en la descomposición por radiólisis puedan producir hidrógeno u oxígeno libre.

La producción de rayos γ por captura dentro de blindajes con agua puede ser suprimida o al menos disminuida mediante el agregado de pequeñas cantidades de boro. Esta eficiencia de disminución se debe a la gran sección eficaz de captura de neutrones térmicos del boro. Los relativamente lentos rayos γ de 0,5 MeV, emitidos subsecuentemente, son más fáciles de absorber dentro del blindaje que los rayos γ fuertes. Sin embargo, en muchos diseños de blindajes es la captura neutrónica en las vasijas de acero, bastante poco en el agua, lo que determina el diseño del blindaje. En algunos casos, la boración del agua no significa que se reducirá el flujo de rayos γ emergentes.

II.3.6. Polietileno (CH₂)_n: El polietileno para muchos de los requerimientos es ideal para el blindaje de los neutrones secundarios. El polietileno es un termoplástico también llamado “Ethylen Polymer”. El polietileno comercial tiene un peso molecular de 18,000 a 22,000. Debido a que el polietileno contiene más átomos de hidrógeno por unidad que el agua, las propiedades de atenuación de neutrones son significativamente mejores que las del agua.

El material virgen es duro, tiene un color blanco transluciente. En secciones muy delgadas es casi transparente.

Comienza a ablandarse entre los 220 y 240 °F (104,44 y 115,55 °C), temperaturas habituales en la mayoría de los blindajes secundarios. Esta característica es ventajosa en la fabricación y es un material que puede ser calentado y moldeado a la forma deseada. Puede poseer una estructura con memoria, para que al enfriarlo vuelva a la forma original. A temperatura ambiente el material posee memoria elástica.

El polietileno es inoloro y no tóxico. La combustión del mismo produce CO₂ y H₂O. No es afectado por ácido ni alcalinos, presenta una buena resistencia a los aceites, y es resistente a la mayoría de los solventes. Es fácilmente cortable por varias herramientas como cuchillas y discos calientes. Puede ser atornillado, arrollado, clavado o cementado en el lugar.

La tasa de propagación al quemado es lenta y los gases producidos son invisibles.

El polietileno posee un gran coeficiente de expansión, y esta propiedad debe ser considerada en la instalación. La expansión linear del polietileno es alrededor de trece veces la del acero. Se han evidenciado dificultades cuando el polietileno es utilizado como blindaje para neutrones alrededor de componentes calientes debido a la gran expansión térmica y al bajo punto de ablandamiento, el cual causa distorsiones en el espesor (blindaje no uniforme). El polietileno se usa principalmente en blindajes secundarios, donde las propiedades físicas térmicas no requieren una mayor consideración.

El polietileno pierde resistencia cuando se incrementa la temperatura y sufre una degradación por radiación produciéndose cambios moleculares, rompiéndose fácilmente. Esto, sin embargo, no es una limitación para las aplicaciones de blindajes.

Algunas de las más destacadas propiedades del polietileno son las siguientes:

- Es de fácil fabricación. Usualmente el polietileno es procesado y moldeado como láminas que son sólidas, homogéneas, y relativamente libre de gases atrapados o materiales externos.
- Los defectos son fácilmente observables a simple vista.
- Es químicamente estable por varios años.

Algunas de las desventajas del polietileno son las siguientes:

- Puede quemarse. Varios ensayos han sido realizados cortando delgadas secciones y exponiéndolas a pequeñas llamas. Estas delgadas secciones entran en combustión pero se auto extinguen cuando se apaga la llama.
- El polietileno es extremadamente inerte, por lo que no resulta práctico para la cementación mediante solventes.
- Cuando el polietileno es borado, el número de rayos γ secundarios procedentes de la captura de neutrones térmicos en el hidrógeno y en el carbono del polietileno son reducidos considerablemente y se incrementa la característica de absorción de neutrones térmicos. El polietileno borado usualmente contiene el 1% del peso de boro homogéneamente distribuido en todo el material. Para indicar la presencia de boro en el material se agrega un agente colorante durante la fabricación. Debido a que el óxido de boro es higroscópico y de esta manera produce burbujas de gas en las placas de polietileno durante la fabricación, la práctica corriente es utilizar B_4C en lugar del óxido bórico. El resultado es un pequeño incremento del costo total del polietileno.

II.3.7. Concreto: El concreto naturalmente elegido como material de blindaje; es económico, confiable, usado estructuralmente y versátil.

Para consideraciones prácticas los siguientes hechos son importantes:

- La radiación γ , pocas veces los neutrones, determina los espesores de los blindajes. Siempre se usan concretos de altas densidades.
- Los espesores de los blindajes pueden ser reducidos proporcionalmente con el incremento de la densidad del concreto.
- La determinación de la densidad más económica depende del espacio físico para construirlo y de las dimensiones de los mecanismos que deben atravesar el blindaje.

- La atenuación neutrónica debe ser chequeada adecuadamente; el contenido de agua por debajo del 4% puede ser insuficiente.
- Puede ser agregarse boro pero no es una práctica común debido a que es muy difícil lograr una distribución homogénea.
- La estabilidad a la radiación es suficientemente buena y no presenta problemas en la mayoría de las aplicaciones.
- El uso de concretos pesados puede resultar en costos significantes en muchas aplicaciones, dependiendo de la forma de emplazamiento y tipo de construcción.
- Para aumentar su densidad, al concreto, se le adicionan tres tipos de agregados: convencionales, minerales de alta densidad, y materiales especiales como desgranado o perdigones de acero.
- El portland convencional es generalmente el mejor cemento para aplicaciones de blindajes. Muchos tipos de cementos han sido estudiados, usualmente con el objeto de incrementar el contenido de agua.

Para aplicaciones pequeñas (fuentes portables, equipamientos experimentales, etc.) puede usarse como aditivos mezclas de boro, distintas cantidades de agua utilizada para lograr la unión y determinados elementos para lograr mayor fluidez del concreto.

II.3.8. Vidrios plomados: Es importante el poseer en algunas partes del blindaje porciones del mismo que permitan observar hacia lugares que durante la operación el acceso sería imposible.

Las propiedades de los vidrios plomados para rayos γ son iguales que las del acero. La atenuación de neutrones es ínfima. Por esta razón, debe usarse en conjunción con lucita

o plexiglass, los cuales proveerán la atenuación neutrónica requerida combinada con la transparencia necesaria.

Los vidrios plomados tienden a oscurecerse cuando son expuestos a altos flujos β o γ . Sin embargo, este no es un problema usual cuando el vidrio es usado como blindaje secundario.

El índice de refracción de la luz y la absorción de la misma, generalmente es menor en los vidrios plomados. La reflexión a una incidencia normal puede calcularse como de un 10% de la transmisión perdida. Para minimizar la pérdida por reflexión debe construirse paneles únicos. La pérdida por reflexión puede ser reducida alrededor de la mitad si las superficies son revestidas con revestimientos de baja reflexión.

Estos vidrios plomados deben estar preparados para resistir el shock térmico al que pueden estar expuestos en un blindaje secundario, alrededor de los 50 °F/15 min (10 °C/15 min) en la superficie.

Como todos los vidrios, el vidrio plomado es frágil y sujeto a roturas por impacto. Es necesario tener en cuenta el stress al que será sometido en las estructuras de blindaje en la cual estará montado.

El vidrio plomado no es químicamente inerte. Reacciona con compuestos de sulfuros en el aire o con la goma vulcanizada donde han sido empleados compuestos sulfurados en el proceso de vulcanización. Substancias que reaccionan con el plomo o con el óxido de plomo afectarán al vidrio. Algunos ácido débiles dañan fácilmente la superficie. Deben protegerse las superficies expuestas con lucita la cual sirve como protección del vidrio, tanto como de atenuación de neutrones.

II.3.9. Materiales que contienen boro: los rayos γ producidos por absorción de neutrones son uno de los mayores problemas de los diseñadores de blindajes. Muchos materiales absorben neutrones térmicos pero con producción de uno o más γ secundarios de 5 a 10 MeV que son luego una fuente que requerirá remoción de calor en blindajes posteriores. El boro tiene buena capacidad para absorber neutrones térmicos, produciendo solo γ de 0,5

MeV, absorbiendo fácilmente partículas α en el proceso y no induciendo radiactividad residual significativa. El cadmio, en contraste, emite γ energéticos y deja cuatro isótopos radiactivos posterior a la irradiación con neutrones.

Algunos de esos materiales que contienen boro son:

- Boral: Es una mezcla de aluminio y B_4C . Este último, es denso, fuerte, es altamente inerte y contiene el 80% de boro y puede ser suspendido en el aluminio mas allá del 50% del volumen. El compuesto resultante puede ser laminado y conformado como el aluminio. Una placa de 1/8 a 1/4 de pulgadas de espesor, contiene un 35% de B_4C , el cual reduce neutrones térmicos de 10^4 a 10^8 . La remoción de calor de las placas de aluminio es considerablemente más fácil que la remoción de calor de los blindajes térmicos de acero pesado convencional.
- Aceros conteniendo boro: Se han realizados trabajos de desarrollo en aceros inoxidables y aceros al carbono conteniendo boro para la fabricación de barras de control de reactores y para blindajes térmicos. Estas aleaciones tienen una composición superior al 5% en peso de boro. Los estudios de corrosión de este tipo de aleaciones indican que posee buena resistencia al agua caliente. En general, mientras el contenido de boro aumenta, la resistencia a la corrosión disminuye y la ductilidad también.
- Plásticos con contenido de boro: Anteriormente se presentaron las propiedades del polietileno conteniendo el 1 % de boro en la forma de B_4C . Se presume que pueden encontrarse contenidos entre el 1 y el 70 % de B_4C , pero se considera que un 35% es un límite razonable. Algunas placas pueden encontrar una especial aplicación donde se requiere una supresión del potencial de γ secundarios. Una adecuada remoción de calor debe ser prevista para remover la energía absorbida más la alta energía proveniente de partículas las cuales son producidas por la absorción neutrónica.

II.4. Diseño

Debido a los efectos de la radiación sobre la materia, el diseño completo de un planta nuclear debe incluir el diseño del blindaje. El peso del blindaje es uno de los problemas más serios a resolver, sobretodo cuando se trata de plantas compactas y transportables. Mediante la combinación de placas de blindaje de diferentes materiales se logra optimizar los parámetros de diseño. Entre los puntos a tener en cuenta se destacan:

- Las fuentes de mayor actividad deben ser ubicadas en el centro del dispositivo. Las de menor intensidad en los diferentes compartimentos conforme disminuye el blindaje. Una vez definida la fuente el blindaje debe ser colocado lo más cercano posible a ésta. De esta manera el volumen total necesario de material de blindaje será menor.
- El equipamiento con baja radiactividad debe ser ubicado, mientras sea posible, de tal manera que tenga un propósito dual como material de blindaje. Este equipamiento puede ser considerado como material de blindaje secundario. Por esto el arreglo alrededor de la fuente principal de blindaje es de gran importancia.
- Los efectos del diseño de la geometría de la fuente proporcionarán ciertas ventajas. El diseño del sistema de refrigerante primario deberá ser lo más compacto posible.
- Los requerimientos de los niveles máximos permitidos de radiación varían dependiendo de la ubicación. Este detalle deberá ser tenido en cuenta con el propósito de disminuir el peso total del blindaje.

II.5. Coeficientes y Factores

A continuación se detallan los coeficientes y factores que influyen en el cálculo de un blindaje.

II.5.1. Coeficiente de Atenuación Másico

La caracterización de la medida de la penetración y difusión de la radiación γ en un medio extenso es el coeficiente de atenuación μ . Esta cantidad depende de la energía E del fotón y del número atómico Z del medio, pudiendo ser definido como la probabilidad por unidad de longitud de que un fotón interactúe con el medio.

Consideremos, como una situación típica, una placa de un material de ancho t ubicado entre una fuente colimada de fotones de rayos γ monoenergética y un detector también colimado, como se muestra en la figura II-1.

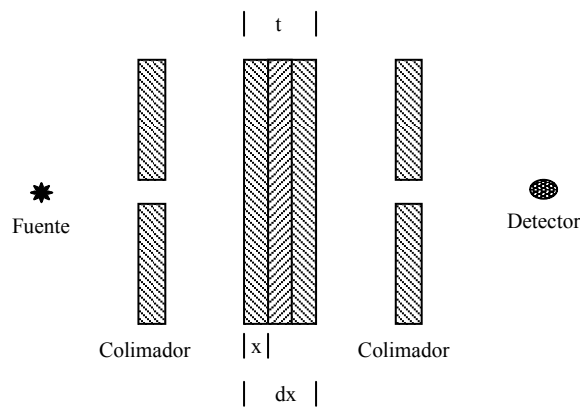


Fig II-1: Arreglo para la determinación experimental del coeficiente de atenuación de un haz colimado.

En la capa dx dentro de la placa se produce la reducción de la intensidad I de los rayos γ por:

1. Remoción por absorción.
2. Scattering hacia afuera del haz, elástico o inelástico.

El resultado de la reducción de la intensidad del haz, $-dI/I$, es proporcional al coeficiente de atenuación μ , y del espesor de la capa, dx :

$$\frac{-dI}{I} = \mu dx \quad (\text{II-1})$$

Integrando esta ecuación y llamado I_0 a la intensidad del haz incidente en la placa, queda la intensidad I transmitida a través de la placa como:

$$I(t) = I_0 e^{\left\{ -\int_0^t \mu(x) dx \right\}} \quad (\text{II-2})$$

Para un medio homogéneo se reduce a:

$$I(t) = I_0 e^{-\mu t} \quad (\text{II-3})$$

Para situaciones más complicadas que la de un haz colimado experimental, la atenuación es disminuida exponencialmente, pero modificada por otros dos factores adicionales. Uno llamado factor geométrico, que depende esencialmente de la geometría de la fuente. El otro factor, llamado factor buildup, tiene en cuenta a los fotones secundarios producidos en la absorción de la radiación cuando alcanza al detector (principalmente como resultado de uno o más scattering Compton). La determinación del factor buildup constituye una parte importante de la teoría de transporte de los rayos γ .

En la ecuación (II-3) el espesor del absorbente t , en el cual la intensidad del haz es reducido en un factor e^{-1} , es llamado camino libre medio. Un camino libre medio o mean free path (mfp) representa el promedio de la distancia de viaje de un fotón entre las sucesivas interacciones.

$$1mfp = \frac{1}{\mu}$$

II.5.2. Factor Buildup

El factor buildup se convierte en un factor multiplicativo por el cual el cálculo elemental para la respuesta del detector de los fotones no colisionados puede ser ajustado para dar la respuesta teniendo en cuenta el efecto de la radiación colisiona, como se muestra en la ecuación (II-4).

$$\mathfrak{R}_u = \mathfrak{R}_0 e^{(-\mu x)} \quad (\text{II-4})$$

Donde \mathfrak{R}_u es la respuesta del detector en la situación dada, \mathfrak{R}_0 es la respuesta del detector en la cual no ha ocurrido interacción con el medio atenuante y x es la longitud del medio atenuante a través del cual los fotones pasan de la fuente al detector sin interacción.

Uno puede obtener la respuesta total del detector \mathfrak{R} a través de la ecuación:

$$\mathfrak{R} = B\mathfrak{R}_u = B\mathfrak{R}_0 e^{(-\mu x)} \quad (\text{II-5})$$

La principal ventaja de expresar de esta manera las propiedades de la atenuación es que el factor buildup varía muy poco con respecto a los cambios en la distancia de atenuación, la fuente de energía de fotones y el promedio de la composición atómica. De este modo es posible interpolar bastante precisamente para valores de B y obtener soluciones para una gran variedad de problemas de atenuación. Sin embargo, si bien los valores del factor buildup no son tan sensibles a errores en la elección de coeficientes de interacción de fotones, si lo es la respuesta del detector, especialmente para penetraciones profundas.

Los valores del factor buildup dependen de las mismas circunstancias que afectan la respuesta de la totalidad de los instrumentos. Estos valores son comúnmente usados para fuentes monoenergéticas simples y para medios homogéneos de elemental o bastante simple composición química. Probablemente los datos más usados del factor buildup son para fuentes isotrópicas puntuales en un medio infinito; sin embargo, deben realizarse cálculos para una variedad de tipos de fuentes puntuales y para distintos tipos de configuraciones de medios atenuantes. La densidad del medio puede ser obtenida como parámetro si el espesor del medio atenuante es medido como múltiplo del camino libre medio. La respuesta del tipo de instrumento debe ser especificada en función de establecer precisamente el factor buildup.

Para propósitos computacionales es conveniente expresar la tabulación del factor buildup como una función matemática, para ello se han desarrollado distintas funciones. Una de las más usadas es la suma de exponenciales:

$$B_p = A_1 e^{-\alpha_1 \mu r} + A_2 e^{-\alpha_2 \mu r} = \sum A_n e^{-\alpha_n \mu r} \quad (\text{II-6})$$

Donde A_1 , A_2 , α_1 y α_2 son funciones de la energía. La ecuación (II-6) es conocida como la forma de Taylor del factor buildup y es lo suficientemente precisa como para ser usada en problemas prácticos de blindaje^[3]. Como r tiende a 0, B_p se aproxima a la unidad, como no es posible que el buildup de la radiación que ha sufrido un scattering en un blindaje de espesor x sea cero, se define que:

$$A_1 + A_2 = 1$$

Sin embargo es suficiente el especificar A_1 , donde de aquí en adelante puede ser anotado como A , y luego A_2 es igual a $1-A$. Valores de A , α_1 y α_2 son dados en el Anexo 2.

Desarrollaremos la Fórmula de Broder^[4] para el tratamiento del factor buildup para blindajes multicapas. El análisis del factor buildup para blindajes multicapas viene dado por el producto de los factores buildup de cada capa:

$$B = \prod_i B_i$$

Esto, sin embargo, no da cuenta del carácter de saturación del factor buildup para largas penetraciones y sobre todo da una sobreestimación del buildup total. Una fórmula redefinida por Broder tiene en cuenta a todas las capas, donde el buildup de cada capa es asumido por la suma de los diferentes buildup individuales:

$$B\left(\sum_{i=1}^N \mu_i x_i\right) = B\left(\sum_{i=1}^{N-1} \mu_i x_i\right) + \left\{ B_N\left(\sum_{i=1}^N \mu_i x_i\right) - B_N\left(\sum_{i=1}^{N-1} \mu_i x_i\right) \right\} \quad (\text{II-7})$$

Ordenando queda:

$$B\left(\sum_{i=1}^N \mu_i x_i\right) = \sum_{n=1}^N B_n\left(\sum_{i=1}^n \mu_i x_i\right) - \sum_{n=2}^N B_n\left(\sum_{i=1}^{n-1} \mu_i x_i\right) \quad (\text{II-8})$$

Para el presente trabajo se realiza un tratamiento especial de blindaje llamado “blindaje multicapas”. Para esto es necesario considerar blindajes compuestos por más de una capa simple de material.

En estos sistemas el factor buildup es usado para describir la radiación que ha dejado la primera capa, pero éste no es apropiado para la radiación que ha dejado la segunda capa, porque la radiación incidente en esta tiene un espectro continuo resultante de la interacción en la primera.

Por ejemplo si uno considera un rayo γ incidente sobre capas compuesta por plomo y agua, se observa que el factor buildup en el agua es mayor que en el plomo para el mismo espesor de blindaje. Esto seguido a que en el agua se presentan mayores factores buildup que en el plomo para radiación que a sufrido scattering a bajas energías. Esto es porque en el agua se propaga la radiación en bajas energías con una pequeña absorción fotoeléctrica. En el plomo, por el contrario, teniendo un gran valor de Z , la absorción fotoeléctrica es importante a bajas energías y no es posible el buildup para radiación a bajas energías. Si, de esta manera, el agua es ubicada antes del plomo, la radiación buildup proveniente del agua será absorbida cuando traspase al plomo y el buildup a través de blindaje será menor. De otra manera, si el agua es ubicada primero, los subsecuentes buildup de la radiación en el agua podrán alcanzar al observador y el buildup total será mayor.

II.5.3. Sección eficaz de remoción

Para el presente trabajo también es necesario tener en cuenta la atenuación de neutrones, ya que su emisión es considerable en el núcleo propuesto. Para esto se analiza uno de los importantes experimentos relacionados con la atenuación de neutrones de fisión en agua realizado en el Oak Ridge National Laboratory. El dispositivo del experimento es como se muestra en la figura II-2. Los neutrones térmicos del reactor provienen de un disco enriquecido de Uranio, alrededor de 70 cm de diámetro, el cual está colocado al final

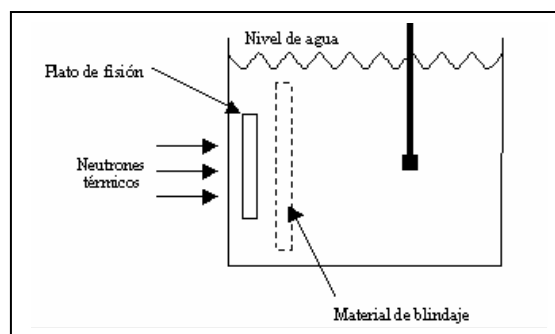


Fig II-2: Experimento realizado en el Oak Ridge National Laboratory relacionado con la atenuación de neutrones.

de un gran tanque de agua. Los neutrones térmicos inducen fisión en el Uranio, de esta manera el disco se convierte en una fuente de neutrones de fisión en agua. Los discos de Uranio usados en este experimento son llamados “platos de fisión”.

El flujo de neutrones rápidos, que es, neutrones con energías superiores a 1 MeV, es medido en el agua como función de la distancia de la fuente.

De estas medidas es posible inferir el flujo rápido en agua desde una fuente de fisión isotrópica puntual. $G(r)$ es el flujo a la distancia r de una fuente puntual de fisión emitiendo isotrópicamente un neutrón de fisión por segundo. Esta función es conocida como punto kernel en el agua. De esta manera se observa que el flujo a la distancia x desde el centro de un plato de fisión de radio R emitiendo S neutrones de fisión por cm^2/seg está dado por:

$$\phi_{(x)} = 2\pi S \int_0^R G(r) z dz \quad (\text{II-9})$$

Donde z es la distancia desde el centro del disco al anillo dz emitiendo $2\pi S z dz$ neutrones/seg. Invertiendo la integral, $G(r)$ pueden encontrarse los valores medidos de $\phi_{(x)}$. Los resultados de esas mediciones y cálculos son mostrados en la figura II-3, donde $4\pi r^2 G(r)$ es dado como una función de la distancia desde la fuente. Puede observarse más allá de los 40 cm que la curva es casi una recta, por lo que $G(r)$ puede escribirse como:

$$G(r) = \frac{A e^{-\sum R_w r}}{4\pi r^2} \quad (\text{II-10})$$

Las constantes tienen valores de $A=0,12$ y $\sum_{R_w} = 0,103 \text{ cm}^{-1}$. De esta forma $G(r)$ sugiere que más allá de los 40cm los neutrones son absorbidos con una sección eficaz

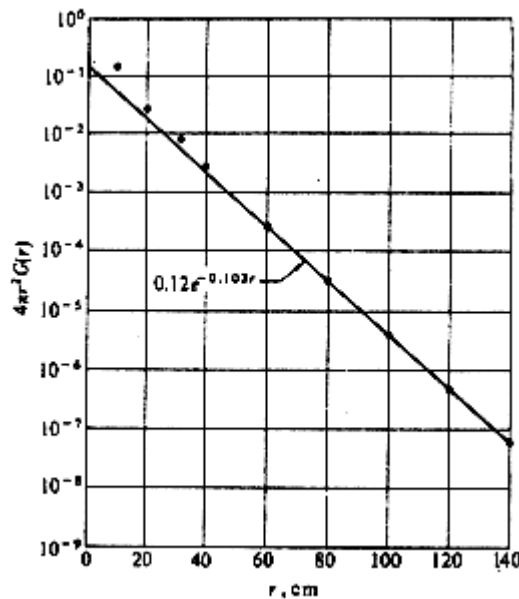


Fig II-3: Flujo de una fuente isotrópica puntual en función de la distancia de medición.

macroscópica \sum_{R_w} . En realidad lo que sucede es que los neutrones han sido removidos del grupo de neutrones con energías mayores que 1 MeV como resultado de scattering en agua, y \sum_{R_w} es llamada sección eficaz macroscópica de remoción en agua.

Para entender estos resultados físicamente, consideremos cada neutrón de fisión de una fuente puntual y orientada en dirección al detector. Si uno de esos neutrones sufre una colisión con el hidrógeno, esta energía, en el promedio, se reduce a la mitad, y, debido a un rápido incremento en la sección eficaz del hidrógeno con la disminución de la energía como se indica en la figura II-4, el camino libre medio para esta nueva colisión es más

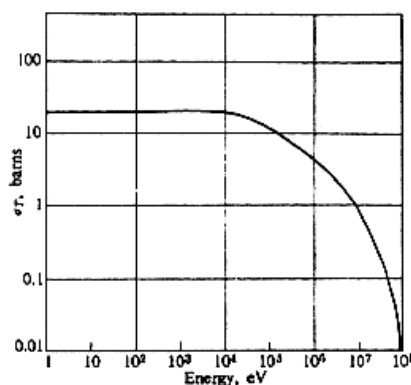


Fig II-4: Sección eficaz del hidrógeno.

corto. Como consecuencia, el neutrón tiene su segunda colisión cerca del lugar que tuvo la primera, lugar sobre el que la energía y el camino libre medio han sido nuevamente reducidos y así sucesivamente. De esta manera, la energía del neutrón eventualmente cae por debajo de 1 MeV. Sin embargo, por el continuo decaimiento del camino libre medio esto ocurre no lejos del lugar de la primera colisión. Es de este modo que una colisión simple con hidrógeno efectivamente remueve al neutrón desde los neutrones rápidos mezclados que ingresan al detector.

El scattering proveniente del oxígeno en agua es complicado por el hecho que sus núcleos tienden a efectuar scattering preferentemente con los neutrones en pequeños ángulos. Al efectuar scattering en pequeños ángulos pueden continuar hacia el detector. Sin embargo, los neutrones que han efectuado scattering con grandes ángulos con el oxígeno se pierden, porque ellos sufren subsecuentes colisiones con hidrógeno y son de ese modo removidos. De este modo una colisión simple con hidrógeno y una colisión con scattering hacia adelante con oxígeno efectivamente remueve los neutrones rápidos del agua. El mismo fenómeno es observado con todo medio que contiene substanciales cantidades de hidrógeno. En particular la ecuación (II-10) es sólo válida para concreto, de esta manera el valor de la sección eficaz de remoción es sensible a la cantidad de agua presente en el material.

Para el caso en que se necesite calcular la sección eficaz de remoción para neutrones de fisión, cuando se calcula la dosis de atenuación en un medio de mezclas homogéneas, puede utilizarse la ecuación (II-11).

$$\sigma_{rem}^f = 0,011A^{\frac{2}{3}} + 0,56A^{\frac{1}{3}} - 0,35barns \quad (II-11)$$

donde A es el peso atómico del elemento. La ecuación (II-11) es correcta para $A > 12$.

Capítulo III

Fuentes de radiación

III.1. Fuentes

Las fuentes de radiación son consideradas aquí como aquellos materiales capaces de emitir rayos γ o neutrones. La medida de la intensidad de la fuente es la tasa de emisión. Para fuentes que son distribuidas en el espacio, su intensidad debe ser medida en términos de tasa de emisión para una cantidad limitada de material, por ejemplo, neutrones por centímetro cúbico.

En muchos blindajes diseñados para atenuar la radiación penetrante (rayos γ y neutrones), se considera lo que se conoce como fuentes de radiación extendidas. El concepto de fuente extendida ha sido introducido para marcar la diferencia con las fuentes puntuales. Dependiendo de las dimensiones de una fuente con respecto al punto de medición de la radiación puede designarse como una fuente puntual o extendida. Por ejemplo, a una distancia considerablemente grande con respecto a las dimensiones de la fuente, las fórmulas para fuentes puntuales pueden ser usadas, pero el mismo análisis puede arrojar resultados erróneos si el detector se encuentra cerca de la fuente.

Desde el punto de vista de las emisiones, hay varias fuentes de radiación que deben ser consideradas:

III.1.1. Neutrones

- Neutrones espontáneos de fisión: Son emitidos desde el núcleo, siendo éstos la radiación más importante. Deben ser tenidos en cuenta hasta la distancia de diseño del blindaje biológico.
- Neutrones retardados de fisión: Normalmente son poco considerados porque son pocos y de baja energía (en el orden de 400keV). Sin embargo, los neutrones retardados causarán problemas de activación en los reactores con combustibles que circulan como los molten salt breeder reactors.

III.1.2. Rayos γ instantáneos de fisión: Son emitidos en el núcleo, estos rayos γ en gran parte son atenuados por los materiales propios del mismo núcleo.

III.1.3. Rayos γ de decaimiento de productos de fisión: Emitidos desde el combustible, estos rayos γ continúan siendo una fuente de radiación luego que el reactor ha sido apagado.

III.1.4. Rayos γ inelásticos: Estos rayos γ son emitidos por el núcleo de los átomos tras haber sido dejados en estado excitado como resultado de scattering inelásticos de neutrones. Estos rayos γ tienden a ser emitidos desde el núcleo del reactor y desde la parte interna del blindaje donde los neutrones poseen más energía.

III.1.5. Rayos γ de captura: Estos son emitidos al mismo tiempo que un neutrón es absorbido por el núcleo en una reacción de captura. Esta reacción es más probable en las energías de resonancia y térmica. Dado que los neutrones térmicos están normalmente en el blindaje del reactor, éste se comporta como una fuente de rayos γ de captura.

III.1.6. Rayos γ de activación: Estos rayos γ son emitidos por los nucleídos radioactivos formados como resultado de la absorción neutrónica. Varias de las estructuras internas del reactor comienzan a ser radiactivas de esta manera, como también el refrigerante y los átomos extraños contenidos en el refrigerante. Algunos radionucleídos, contenidos y/o tomados y arrastrados a lo largo del refrigerante pueden ser depositados a lo largo de cañerías y del equipamiento ubicado en el circuito primario del refrigerante, comenzando estas partes a comportarse como fuentes de rayos γ de activación los cuales deberán ser tenidos en cuenta para blindarlos adecuadamente.

En la práctica, se pueden encontrar combinadas todas estas fuentes de radiación, siendo los neutrones de fisión instantáneos los más difíciles de blindar.

Ante la imposibilidad de absorber los neutrones rápidos y siendo que la sección eficaz de absorción es muy pequeña a las altas energías, es entonces necesario, disminuirles las energías a los neutrones hasta niveles térmicos, y luego absorber esos nuevos neutrones térmicos creados. Aquí es menester recordar que los neutrones pierden en promedio el 50% de su energía en colisiones elásticas con el hidrógeno, más que con cualquier otro núcleo.

Por esta razón, el hidrógeno es uno de los principales componentes de todos los blindajes de reactores. De este modo el agua, con su alto contenido de hidrógeno, y otros materiales que contienen hidrógeno son normalmente empleados para blindar las instalaciones del reactor. Uno de los blindajes más usuales en plantas de potencia fijas es el concreto común, conteniendo aproximadamente un 10% de agua y con una densidad de átomos de hidrógeno igual a un cuarto del agua misma. El concreto es poco costoso, estructuralmente sólido y puede fácilmente moldearse a la forma necesaria.

Los blindajes designados con el propósito de atenuar neutrones muy rápidos, algunos de los cuales son emitidos desde fuentes aceleradas o desde reacciones de fusión, normalmente contienen materiales moderadamente pesados o pesados para bajarles la energía hasta producir scattering inelástico. Este proceso es bastante efectivo. Entonces, puede mostrarse que el promedio de energía de un neutrón emergente de una colisión inelástica con un núcleo de número másico A viene dado aproximadamente por la expresión:

$$\bar{E} = 6,4 \sqrt{\frac{E}{A}}$$

donde E es la energía incidente del neutrón, y tanto \bar{E} como E están en MeV.

El acero y otros materiales pesados son usados extensivamente en los blindajes de los reactores, tanto en láminas sólidas o distribuido uniformemente en el concreto, pero más con el propósito de atenuar los rayos γ que por el de bajarles la velocidad a los neutrones.

Puede verse que cuando el blindaje es adecuadamente dividido en regiones alternativas, de acero y concreto, en las cuales la atenuación de los rayos γ y neutrones proceden de mayor a menor tasa a través de las sucesiva placas. Las medidas y peso total del blindaje es más reducido que si fuera solo de concreto. Esto será una consideración de relevancia en el reactor compacto móvil que motiva el desarrollo del presente trabajo, donde el volumen y el peso deben ser mínimos. En las plantas de potencia estacionarias, el espacio no es un problema crucial y por lo que la elección del concreto como blindaje es una opción económica y fácil de construir.

Una vez que los neutrones rápidos han sido termalizados en el blindaje, ellos deben ser absorbidos. Sin embargo, cuando los neutrones térmicos son capturados en el agua es emitido un rayo γ de 2,2 MeV como resultado de la reacción de ${}^1\text{H}(n,\gamma){}^2\text{H}$. Si los neutrones térmicos son capturados por acero, son emitidos rayos γ de 7,6 MeV y 9,3 MeV. Las tasas de exposición de estos rayos γ emergentes del blindaje son poco significativas, especialmente si el blindaje es de un espesor considerable. Para reducir la intensidad de estos rayos γ , se agrega boro al blindaje. El boro tiene una gran sección eficaz de absorción a energías térmicas (759b), el cual da origen a la reacción ${}^{10}\text{B}(n,\alpha){}^7\text{Li}$. Esta reacción es acompañada por rayos γ con una energía relativamente baja, alrededor de los 0,5 MeV.

III.2. Geometrías emisoras

Por conveniencia todas las fuentes de radiación pueden ser divididas en 4 grupos: puntual, lineal, de superficie y volumétricas.

III.2.1. Fuente puntual: Es un material emisor confinado en un volumen cuya dimensión es pequeña comparada con la distancia entre la fuente y el lugar en que el campo de radiación es medido y pequeño comparado con la longitud de atenuación del material para la propia atenuación. El volumen debe ser un volumen diferencial. La radiación de una fuente puntual se presume que emite isotrópicamente sobre la totalidad 4π del ángulo sólido. El símbolo para la intensidad de la fuente puntual es S_0 , y la unidad (s^{-1}).

III.2.2. Fuente lineal: Es un material emisor confinado en una región lineal con dimensiones transversales a la línea pequeñas comparadas con la distancia entre la línea al punto de medición de intensidad de radiación y con una longitud con atenuación en el medio de la fuente. La intensidad de la fuente es expresada como tasa de emisión por unidad de longitud a lo largo de la línea. El símbolo para la intensidad específica de la fuente lineal es S_L , y la unidad es $\text{cm}^{-1}\text{seg}^{-1}$.

III.2.3. Fuente superficial: Es un material emisor distribuido a través de una delgada región cuyo espesor es pequeño con respecto a la distancia entre la fuente hasta el lugar donde el campo de radiación es medido y con respecto a la longitud de atenuación del material para su propia radiación. Si el espesor es dt y la densidad de volumen de la fuente

es S_V , entonces la intensidad de la superficie de la fuente es $S_V dt$. El símbolo para la intensidad específica de la superficie de una fuente es S_A y la unidad es $\text{cm}^{-2}\text{seg}^{-1}$. De esta manera $S_A = S_V dt$, y por un elemento de superficie dA , queda que la intensidad diferencial de una fuente puntual es $S_A dA$ (Siendo dA un diferencial de superficie).

III.2.4. Fuente volumétrica: Es un material emisor distribuido a través de una región en 3 dimensiones. En contraste con las fuentes lineales y superficiales, la atenuación de la radiación en el material radioactivo de la fuente es una característica propia de las fuentes volumétricas. El volumen diferencial dV de esa región de radiación emitida es igual a la intensidad temporal de la fuente volumétrica dV . El símbolo para la intensidad específica de la fuente volumétrica es S_V , y su unidad $\text{cm}^{-3}\text{seg}^{-1}$. De esta manera, si dV es diferencial en todas las direcciones, entonces $S_V dV$ es la correspondiente intensidad diferencial de una fuente puntual a optimizar. La condición de diseño impuesta es que el reactor pueda ser transportado juntamente al blindaje de decaimiento.

En el presente trabajo la fuente a analizar será de esta clase. El núcleo del reactor de forma cilíndrica, se encuentra ubicado dentro de un contenedor estándar de 40 pies, como se muestra en la figura III-1, siendo las medidas del contenedor las limitantes para la disposición del blindaje a estudiar. La forma del blindaje que se adoptará será la de placas planas por una conveniencia constructiva y extendiendo este concepto para facilitar el transporte en el caso que el blindaje también sea requerido móvil.

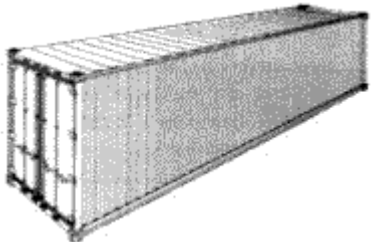
Datos técnicos de un contenedor de 40" estándar		
40 Pies Standard 40' x 8' x 8'6"		Vista lateral
Tara	3750 kg / 8265 lb	
Carga Max.	28750 kg / 63385 lb	
Max. P. B.	32500 kg / 71650 lb	
Medidas:	Internas	
Largo:	12032 mm / 39'6"	
Ancho:	2352 mm / 7'9"	
Alto:	2393 mm / 7'10"	
Capacidad Cub.	67,7 m3 / 2390 ft3	

Fig III-1: Datos técnicos de un contenedor de 40" estándar en el cual se aloja el reactor compacto de baja potencia.

En este trabajo se parte de una fuente volumétrica cilíndrica con autoabsorción en el medio emisor. Centrado en esto se desarrollará a continuación el análisis correspondiente sólo para este tipo de fuentes.

III.3. Fuente Volumétrica Cilíndrica

Los cálculos de la interacción del flujo con la materia fueron realizados contemplando el análisis desarrollado por N. G. Goussev^[5], E. E. Kovalev^[6], y A. Foderaro^[7] y para el blindaje multicapas el análisis desarrollado por D. L. Broder^[8], siendo programadas las fórmulas correspondientes en una planilla de cálculo, para la obtención de resultados.

III.3.1. Emisión Lateral sin Blindaje

Para fuentes volumétricas cilíndricas con autoabsorción, el flujo no colisionado en dirección lateral en el punto P (punto situado en la base plana de la fuente) como se muestra en la figura III-2, es determinado por la relación:

$$\phi = \frac{BS_V}{4\pi} \int_V \frac{e^{-\mu_s x} dV}{r^2} = \frac{BS_V}{2\pi} \int_0^h dz \int_0^R \rho d\rho \int_0^\pi \frac{e^{-\mu_s x} d\varphi}{\rho^2 + b^2 + z^2 - 2} \quad (\text{III-1})$$

Donde z, ρ y φ son las variables de integración en un sistema de coordenadas cilíndricas con el centro en 0 y $x = x(z, \rho, \varphi)$ es la distancia desde el volumen elemental

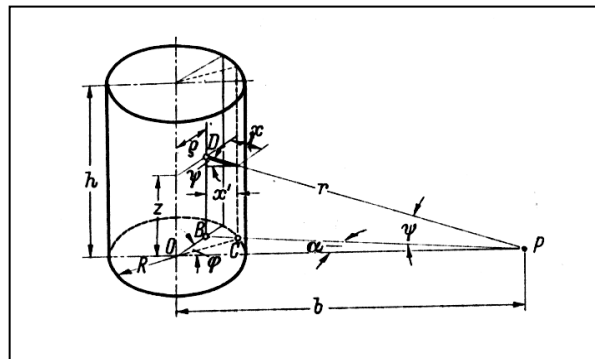


Fig III-2: Análisis para el tratamiento de la emisión lateral de una fuente cilíndrica con autoabsorción sin blindaje.

hasta la superficie lateral del cilindro, esta distancia es igual a la distancia de autoabsorción en el material en el cual la fuente está compuesta.

Puede verse desde la figura III-2 que:

$$x = x' \sec \psi = (PB - PC) \sec \psi$$

Donde

$$\sec \psi = \frac{PD}{PB} = \frac{\sqrt{z^2 + p^2 + b^2 - 2bp \cos \varphi}}{\sqrt{p^2 + b^2 - 2bp \cos \varphi}} \quad (\text{III-2})$$

Desde el triángulo POC tenemos

$$PC = b \cos \alpha - \sqrt{p^2 + b^2 - 2bp \cos \varphi}$$

Desde $b-R < PC < b \cos \alpha$, y desde $\cos \alpha = \frac{b-p \cos \varphi}{\sqrt{b^2 + p^2 - 2bp \cos \varphi}}$

La expresión final para la autoabsorción x en el material comprendido en la fuente toma la forma:

$$x = \frac{\rho^2 - b\rho \cos \varphi + \sqrt{(\rho^2 + b^2 - 2b\rho \cos \varphi)R^2 - b^2\rho^2 \sin^2 \varphi}}{\rho^2 + b^2 - 2b\rho \cos \varphi} \times \sqrt{z^2 + \rho^2 - 2b\rho \cos \varphi}$$

Introduciendo las siguientes variables adimensionales:

$$m = \frac{\rho}{R}, n = \frac{z}{R}, k = \frac{h}{R}, p = \frac{b}{R} \geq 1,25$$

queda la expresión

$$\phi = \frac{BS_V R}{2\pi} G(k, p, \mu_S R, b_1 = 0) \quad (\text{III-3})$$

donde la función $G(k, p, \mu_S, b_1 = 0)$ tiene la forma:

$$G(k, p, \mu_S R, 0) = \int_0^1 \int_0^\pi \int_0^k \frac{mdm d\varphi}{n^2 + m^2 + \rho^2 - 2m\rho \cos \varphi} \times e^{\left\{ -\mu_S R \frac{m^2 - m\rho \cos \varphi + \sqrt{m^2 \rho^2 - 2m\rho \cos \varphi - m^2 \rho^2 \sin^2 \varphi}}{m^2 + \rho^2 - 2m\rho \cos \varphi} \sqrt{n^2 + m^2 + \rho^2 - 2m\rho \cos \varphi} \right\}}$$

En el caso considerado, la integral no tiene solución analítica. La función $G(k, p, \mu_S, b_1 = 0)$ fue numéricamente evaluada en una planilla de cálculo diseñada para la realización de los cálculos de dosis de una fuente cilíndrica con autoabsorción sin blindaje. Los resultados de estos cálculos fueron contrastados con los presentados en la bibliografía

consultada^[9], teniendo los mismos un error menor al 1% del error presentado por los autores.

III.3.2. Emisión lateral con blindaje

En casos donde las fuentes volumétricas cilíndricas tienen un blindaje $\mu t \equiv b_1 > 0$, uno tiene que introducir dentro del integrando de la ecuación (III-1) un factor relacionado a la longitud de atenuación en el blindaje donde $y = y(z, \rho, \varphi)$ es la longitud de atenuación en el material del blindaje, como se observa en la figura (III-3).

$$y = t \sec \alpha \sec \psi = \frac{t \sqrt{z^2 + \rho^2 + b^2 - 2bp \cos \varphi}}{b - \rho \cos \varphi}$$

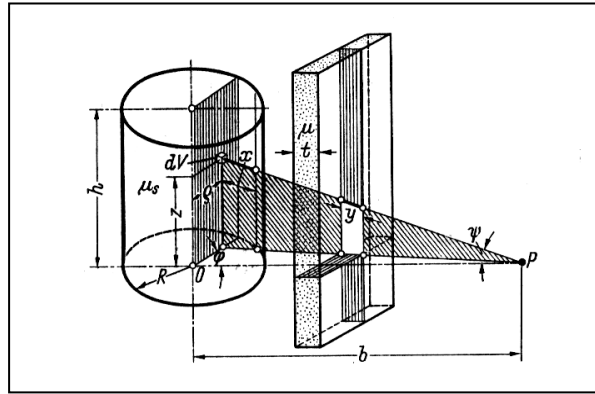


Fig III-3: Análisis para el tratamiento de la emisión lateral de una fuente cilíndrica con autoabsorción y con blindaje.

De esta manera, en el caso de la fuente cilíndrica con autoabsorción blindada, la fórmula exacta de la función de atenuación del flujo en dirección lateral tiene la forma:

$$\phi = \frac{BS_V R}{2\pi} G(k, p, \mu_s R, b_1) \quad (\text{III-4})$$

donde la función de atenuación $G(k, p, \mu_s R, b_1)$ es representada por la siguiente expresión:

$$G(k, p, \mu_s R, b_1) = \int_0^k dn \int_0^1 mdm \int_0^\pi \frac{d\varphi}{n^2 + m^2 + p^2 - 2mp \cos \varphi} \times e^{\left\{ -\sqrt{n^2 + m^2 + p^2 - 2mp \cos \varphi} \left[\mu_s R \frac{m^2 - mp \cos \varphi + \sqrt{m^2 + p^2 - 2mp \cos \varphi - m^2 p^2 \sin^2 \varphi}}{m^2 + p^2 - 2mp \cos \varphi} + \frac{b_1}{p - m \cos \varphi} \right] \right\}}$$

La función $G(k, p, \mu_s R, b_1)$ fue numéricamente evaluada en una planilla de cálculo diseñada para la realización de los cálculos de dosis de una fuente cilíndrica con autoabsorción con blindaje multicapas. Los resultados de estos cálculos fueron contrastados con los presentados en la bibliografía consultada^[10], teniendo los mismos un error menor al 1% del error presentado por los autores.

Parte B

Marco metodológico

Capítulo IV

Cálculo del blindaje radiológico

IV.1. Características de la fuente

La fuente radiológica considerada para los cálculos del presente trabajo es el núcleo de un reactor compacto y su intensidad se obtuvo mediante el uso del programa ORIGEN 2^[11]. Las dimensiones del núcleo son de 120cm de alto y 43,4cm de radio. Los materiales que lo componen son: 1,9 Ton de Uranio, 300Kg de acero, 2Ton de Zircalloy y 50Kg de agua. En el caso del Zircalloy se utilizan los datos correspondientes al Zirconio metálico con una densidad de 7 g/cm³. El resto de las características particulares para los demás componentes de la fuente son presentadas en la tabla IV-1. La fuente consta con un reflector de neutrones de 20 cm. Este reflector será considerado en los cálculos como la primer capa del blindaje.

Características				
Materiales	Uranio	Acero	Zirconio (met)	Agua
Densidad (g/cm ³)	2,67573453	0,4224844	7	0,07041407
Masas (g)	1900000	300000	2000000	50000
Peso atómico	238,029	55,847	91,22	18,0152
Microscopic cross section (cm ²)	3,60E-24	1,98E-24	2,36E-24	2,92E-24
Volumen de la fuente (cm ³³)	710085,391			
Macroscopic cross section (cm ⁻¹)	0,02437005	0,00902021	0,043881565	0,00687296
Macroscopic total de la fuente (cm ⁻¹)	0,08414479			

Tabla IV-1: Características de los materiales de la fuente del reactor compacto de baja potencia.

A fin de realizar los cálculos se debe tomar una característica “efectiva” que represente a todos los materiales que componen el núcleo. Una manera es generar un material ficticio con un coeficiente de atenuación que esté dado por la “mezcla”, en el volumen del núcleo, de los materiales que lo componen. Otra manera es suponer que todo el núcleo es un material de un Z algo más bajo, teniendo en cuenta que coexisten U, Zircalloy, Fe e H, se suman las masas correspondientes y se toma esa unión como la densidad “efectiva”. Esta es la manera que se utilizará en el trabajo, obteniendo una masa de 4,4 Ton, que en el volumen del núcleo da una densidad media de 6gr/cm³.

Los resultados de los cálculos para la fuente son presentados en la tabla IV-2, donde puede observarse el flujo de fotones y neutrones para cada grupo a diferentes tiempos de decaimiento.

Datos de la fuente											
Altura	120 cm							Potencia total	22,5 MW		
Radio	43,4 cm							# fisiones/W	3,10E+10		
								# neutr/fisión	2,5		
Fotones/ cm ³	A Plena Potencia	En parada									
		Tiempo									
Energía (MeV)		300 min	1 día	5 días	10 días	20 días	50 días	100 días	200 días	1000 días	
0,01	2,76E+12	8,968E+11	6,263E+06	2,720E+06	1,561E+06	9,970E+05	6,686E+05	4,805E+05	3,214E+05	6,427E+04	
0,025	5,44E+11	1,375E+11	2,291E+06	1,331E+06	9,616E+05	6,627E+05	4,090E+05	2,810E+05	1,861E+05	3,924E+04	
0,0375	4,68E+11	1,478E+11	4,108E+06	2,351E+06	1,673E+06	1,095E+06	6,396E+05	4,331E+05	2,884E+05	5,787E+04	
0,0575	4,69E+11	1,015E+11	3,599E+06	1,947E+06	1,441E+06	1,062E+06	7,338E+05	5,440E+05	3,744E+05	7,443E+04	
0,085	6,62E+11	1,638E+11	1,051E+07	4,924E+06	2,685E+06	1,365E+06	7,572E+05	5,585E+05	3,944E+05	7,590E+04	
0,125	6,06E+11	3,736E+11	3,725E+07	1,534E+07	7,533E+06	4,189E+06	2,515E+06	1,424E+06	7,739E+05	1,241E+05	
0,225	9,36E+11	3,424E+11	5,380E+07	1,772E+07	7,189E+06	2,884E+06	1,690E+06	1,247E+06	8,802E+05	1,717E+05	
0,375	5,19E+11	9,675E+10	2,650E+07	1,613E+07	1,110E+07	6,121E+06	2,113E+06	1,157E+06	7,903E+05	1,763E+05	
0,575	3,89E+12	3,357E+11	1,244E+08	6,107E+07	4,424E+07	2,986E+07	1,640E+07	9,356E+06	5,508E+06	2,566E+06	
0,85	9,74E+11	3,131E+11	1,895E+08	1,351E+08	1,167E+08	9,891E+07	7,397E+07	4,765E+07	1,889E+07	6,363E+05	
1,25	2,10E+12	8,303E+10	3,186E+07	1,188E+07	7,974E+06	5,617E+06	4,631E+06	4,257E+06	3,916E+06	2,610E+06	
1,75	1,03E+12	7,230E+10	9,296E+07	7,653E+07	6,001E+07	3,449E+07	6,910E+06	5,893E+05	1,117E+05	2,172E+04	
2,25	6,48E+11	1,238E+10	4,475E+06	2,769E+06	2,071E+06	1,398E+06	8,126E+05	6,096E+05	4,704E+05	6,866E+04	
2,75	3,29E+11	4,056E+09	5,313E+06	4,545E+06	3,571E+06	2,053E+06	4,087E+05	3,228E+04	4,639E+03	9,635E+02	
3,5	2,33E+11	6,066E+08	5,907E+04	4,828E+04	3,819E+04	2,235E+04	5,102E+03	1,089E+03	6,715E+02	1,486E+02	
5	7,12E+10	1,453E+07	7,005E+02	9,086E-03	7,692E-03	7,389E-03	6,598E-03	5,482E-03	3,852E-03	8,551E-04	
7	1,09E+10	1,818E-01	1,274E-03	1,257E-03	1,235E-03	1,187E-03	1,060E-03	8,809E-04	6,187E-04	1,368E-04	
9,5	2,59E+04	2,097E-02	1,993E-04	1,969E-04	1,934E-04	1,859E-04	1,659E-04	1,378E-04	9,675E-05	2,127E-05	
Neutrons/ cm ³	A Plena Potencia	En parada									
		Tiempo									
		1.0 min	1 días	5 días	10 días	20 días	50 días	100 días	200 días	1000 días	
	2,46E+12	4,06E+01	4,06E+01	4,06E+01	3,94E+01	4,02E+01	3,94E+01	2,82E+01	1,99E+01	4,74E+00	

Tabla IV-2 : Dimensiones y características de la fuente (núcleo) del reactor compacto de baja potencia.

IV.2. Características del blindaje

Para el tratamiento del blindaje multicapas, se consideran cuatro elementos con diferentes combinaciones. Las características de los mismos se presentan en la tabla IV-3:

Material	Densidad (g/cm ³)	Peso atómico	Microscopic cross section (cm ²)	Macroscopic cross section (cm ⁻¹)
Concreto	2,3	31,22	1,37E-24	0,089
Agua	1	18,01534	2,09E-24	0,103
Fe	7,3	55,847	1,98E-24	0,168
Pb	12	207,19	3,53E-24	0,118

Tabla IV-3: Datos de los materiales utilizados en el cálculo del blindaje multicapas.

Para el caso del concreto se utiliza la composición presentada en la tabla IV-4:

Elemento	Proporción (%)	Peso atómico	Microscopic cross section (b)	Densidad (g/cm ³)
Oxígeno	52	15,9994	0,92	1,429
Silicio	35,5	28,086	1,37	2,33
Calcio	5,5	40,08	1,70	1,55
Hierro	2	55,847	1,98	7,86
Aluminio	2	26,9815	1,30	2,70
Sodio	1	22,9898	1,26	0,97
Potasio	1	39,102	1,57	0,86
Hidrógeno	0,5	1,00797	1	0,0899
Magnesio	0,3	24,305	1,29	1,74
Carbono	0,1	12,011	0,81	2,62
Azúfre	0,1	32,06	1,40	2,07

Tabla IV-4: Datos del concreto utilizado en el cálculo del blindaje multicapas

Los distintos materiales utilizados en el blindaje, con sus características particulares, aportan diferentes capacidades de atenuación. En la tabla IV-5 y en la figura IV-1 se comparan los correspondientes coeficientes de atenuación másicos (μ), para los diferentes materiales a diferentes energías. Puede observarse una mayor atenuación a medida que aumenta Z del elemento.

Energías	0,1	0,15	0,2	1	1,5	2	5	6	8	10	20
Agua	0,171	0,151	0,137	0,0707	0,0575	0,0494	0,0303	0,0275	0,0243	0,0222	0,0181
Concreto	0,4117	0,3312	0,2921	0,14651	0,11937	0,10304	0,0667	0,0621	0,05635	0,05313	0,0483
Fe	2,701	1,4308	1,0658	0,43727	0,35624	0,31025	0,22922	0,22265	0,21754	0,21754	0,23433
Pb	64,8	23,64	11,892	0,8496	0,6204	0,546	0,5088	0,522	0,5508	0,5808	0,7272

Tabla IV-5: Coeficientes de atenuación másico μ , para los materiales utilizados en el blindaje.

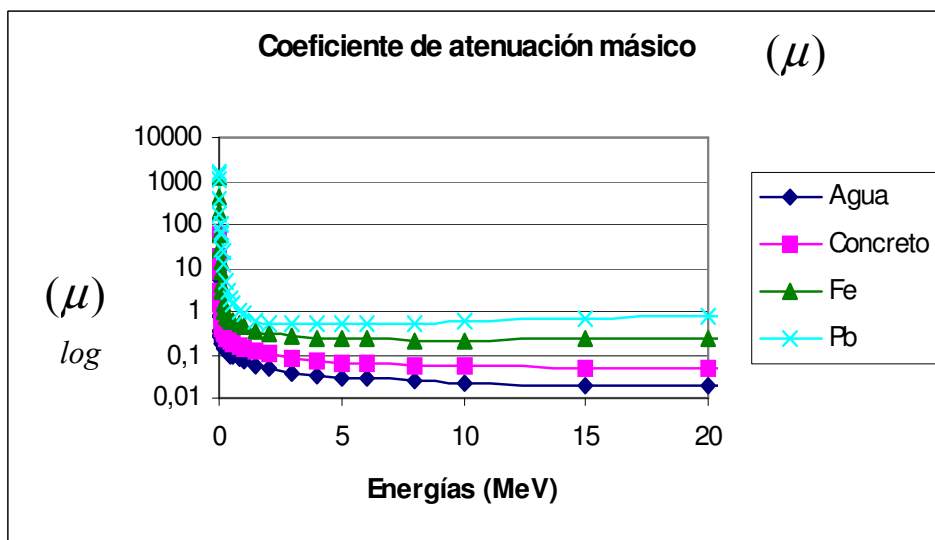


Fig IV-1: Comparación de los coeficientes de atenuación másico (μ) utilizados en el blindaje.

Para el tratamiento del blindaje multicapas es necesario la incorporación del factor Buildup. En una primera parte cada capa aportará un Buildup dependiendo de la energía del fotón/neutrón incidente, y del material de la capa. Estos factores Buildups, en función de los caminos libres medios, pueden observarse en las figuras IV-2, IV-3, IV-4 y IV-5.

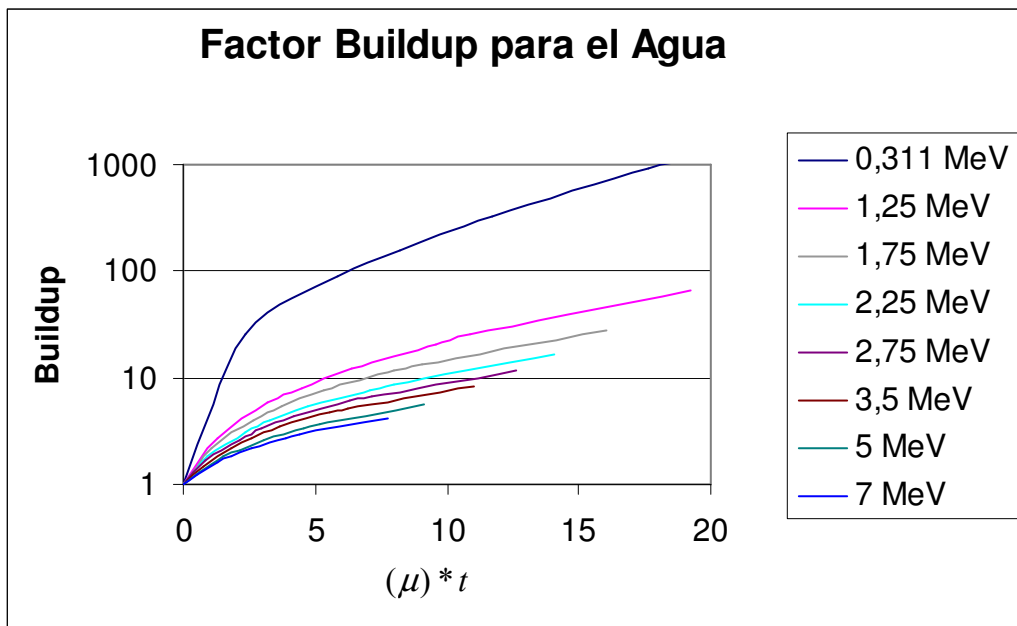


Fig IV-2: Factor Buildup para el agua a diferentes energías.

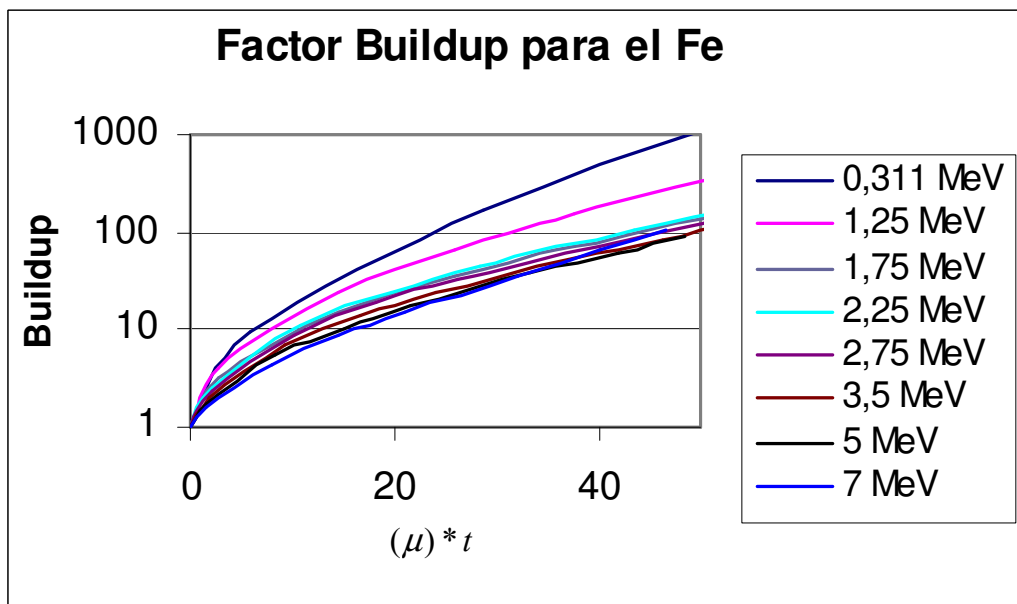


Fig IV-3: Factor Buildup para el Fe a diferentes energías.

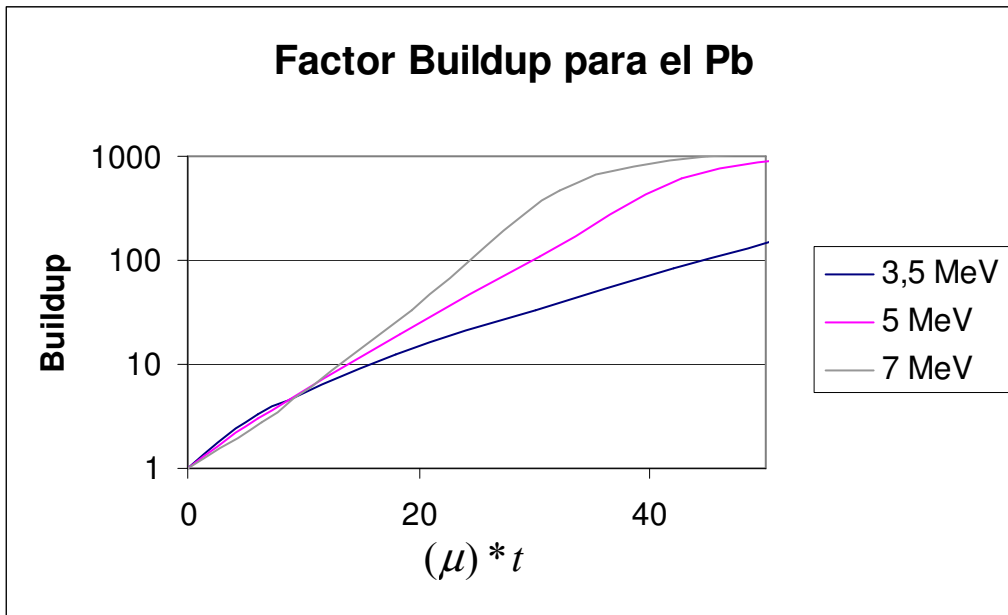


Fig IV-4: Factor Buildup para el Pb a diferentes energías.

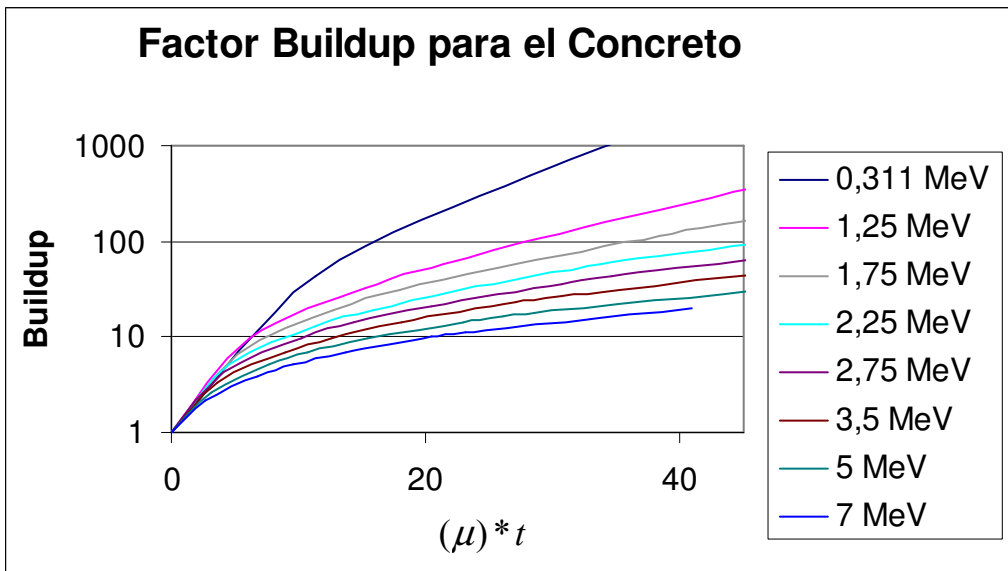


Figura IV-5: Factor Buildup para el Concreto a diferentes energías.

En el caso que el blindaje sea multicapas, el tratamiento del factor buildup se efectuará por la fórmula de Broder ecuación (II-8), donde la influencia de una capa sobre otra y la saturación del medio atenuante son tenidas en cuenta. En la figura IV-6 se observan diferentes combinaciones de blindajes y con diferentes espesores, donde el Buildup por Broder es tratado para cada energía de los fotones.

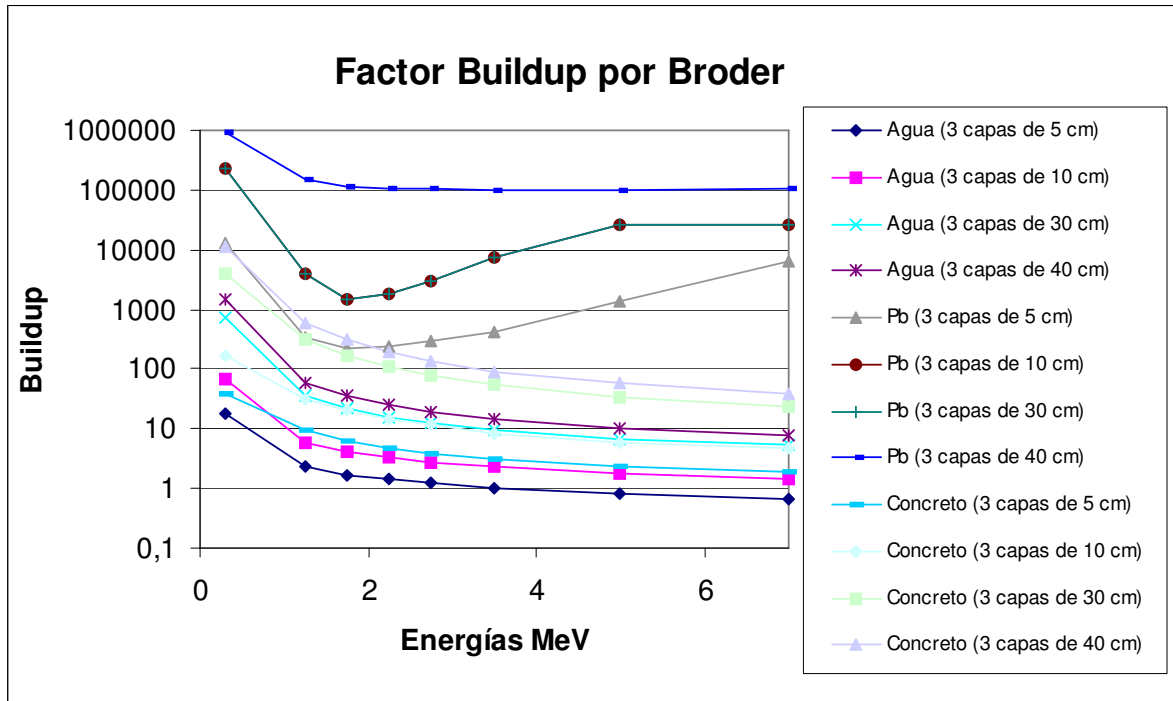


Fig IV-6: Diferentes factores de Buildup para blindajes multicapas de un mismo material, calculados mediante la fórmula de Broder.

Las sucesivas capas de blindaje son dispuestas en forma paralela al contenedor donde se encuentra el reactor. El arreglo multicapas está entonces en contacto con la pared externa del contenedor y los cálculos de dosis son tomados en un punto sobre la barrera física del mismo blindaje.

En este trabajo se ha considerado que la fuente cilíndrica se encuentra en forma horizontal centrada en una de las puntas del contenedor como se muestra en la figura IV-7. Con este diseño el área que se ha tomado para el blindaje propio de la fuente es de 305,8 cm de largo por 239,3 cm de alto. Estas medidas superan a las de la fuente. Este criterio se

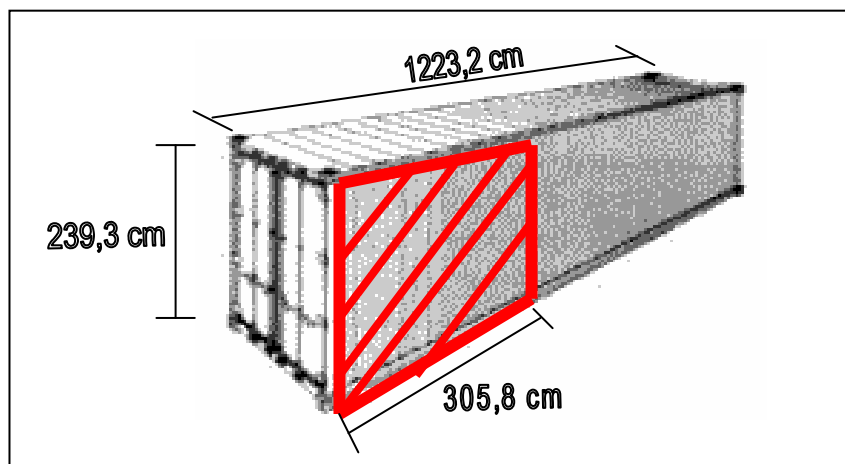


Fig IV-7: Dimensiones adoptadas para los cálculos de las placas del blindaje.

ha adoptado como medida conservativa, aunque los componentes activables que rodean a la fuente emitan menor cantidad de fotones/neutrones que la propia fuente.

Asimismo las valoraciones de las placas del blindaje se realizan considerando las emisiones laterales del contenedor, tal como se muestra en la figura IV-7 A esto deberá sumarse los cálculos correspondientes para blindar la parte superior del contenedor. Con respecto a la parte trasera del contenedor debe tenerse en cuenta que entre la fuente y el límite del contenedor se encuentra gran cantidad de componentes, los cuales proveerán de cierta atenuación a la radiación emitida por la fuente. Tales cálculos no se encuentran contemplados en el presente trabajo.

IV.3. Desarrollo de los cálculos

Finalmente los datos son introducidos en una planilla de cálculo para el tratamiento de los mismos. El cálculo del flujo γ se realiza mediante la utilización de la ecuación (III-4) y la función $G(k, p, \mu_s R, b_1)$ es calculada mediante integración numérica por el método de Simpson^[12]. Para convertir de flujo a dosis se utiliza los multiplicadores mostrados en la tabla del Anexo 1. Para el flujo proveniente de neutrones la atenuación se ha calculado mediante atenuaciones exponenciales utilizando las secciones eficaces de remoción para el material de cada capa.

En el capítulo V se presentan y discuten los resultados obtenidos.

Capítulo V

Diseño y resultados

V.1. Bases para los cálculos

Para el desarrollo de los cálculos es necesario considerar al reactor funcionando a plena potencia y luego de un período de decaimiento, siendo posible transportar el reactor sin peligro de irradiación. El límite de dosis impuesto para los cálculos es de 5 mSv/d en el extremo exterior del blindaje. Para esto se pensó en un blindaje separado del reactor y transportable junto con el contenedor. La intensidad de la fuente varía sustancialmente entre la condición de plena potencia y decaimiento posterior a paradas. La figura V-1 muestra el comportamiento de la dosis al costado del reactor sin blindaje en función del tiempo. Observando los decaimientos, se aprecia que posterior a los 200 días el

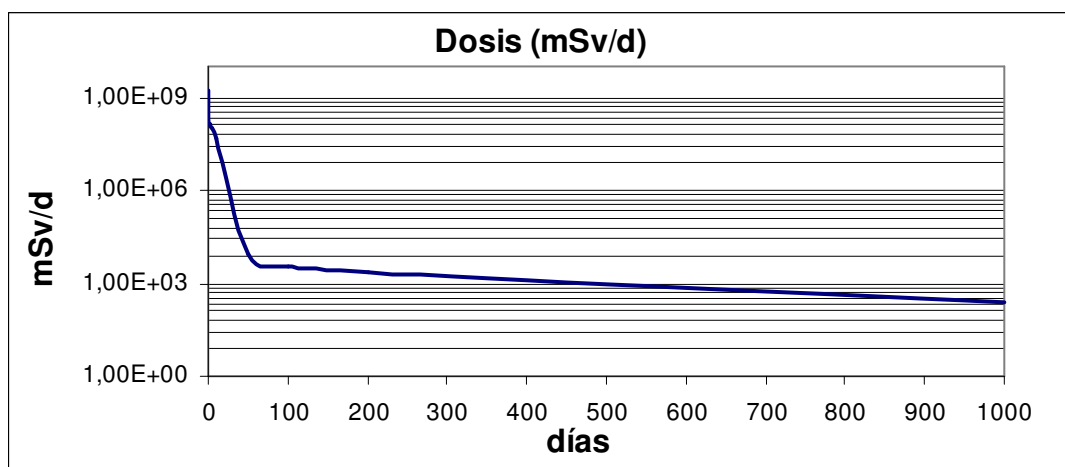


Fig V-1: Dosis del reactor a plena potencia y sucesivos tiempos de decaimiento, sin blindaje.

decaimiento es muy suave, por lo que se ha considerado éste como el tiempo mínimo para poder desplazar al reactor. Si se requiriese transportar el reactor antes de este período, el peso del blindaje superaría los límites de transporte. De esta manera no podría alcanzarse el objetivo de contar con un blindaje móvil.

En la optimización del blindaje se tienen en cuenta los costos de los materiales utilizados. Los costos^[13] de cada material son: Fe: 10US/kg, hormigón de alta densidad: 300 US/m³, Pb: 20 US/kg, Agua: 15 US/kg.

Para los cálculos, se parte de la base de calcular un blindaje multicapas para el reactor compacto que se encuentra en el día 200 de decaimiento. Los datos son tomados de la tabla IV-2 para el correspondiente período de tiempo. Las prioridades son en primer lugar el peso del blindaje y en segundo lugar el costo. En la actualidad se considera un

peso transportable entre 90 y 110 toneladas (para el caso de vías férreas), por lo que éste es el límite superior en la optimización del blindaje.

V.2. Resultados

V.2.a. Blindaje para transporte

Para 200 días se alcanza una dosis de 4,89 mSv/d sobre el borde del blindaje, con la configuración que se muestra en la figura V-2.

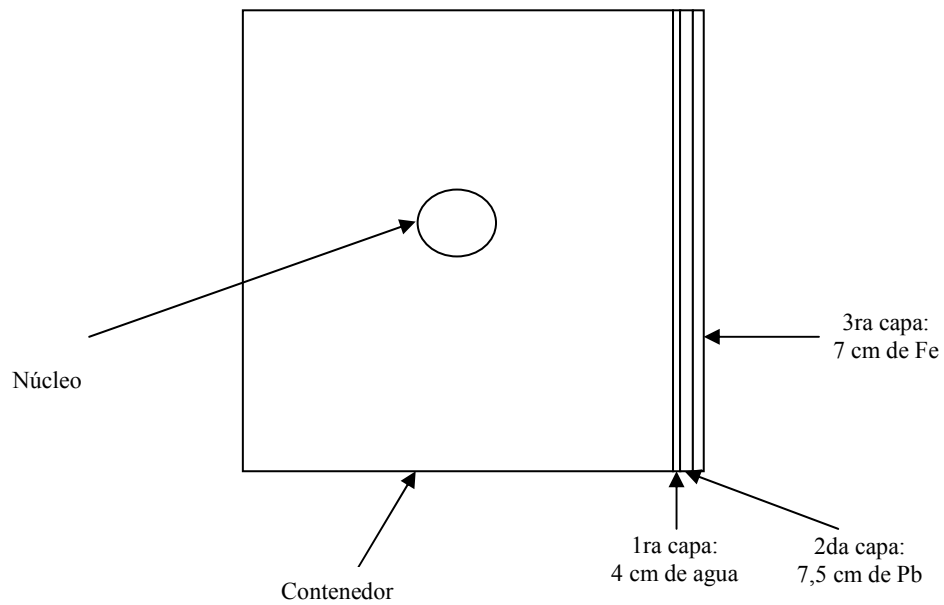


Fig V-2: Esquema proporcional del contenedor con el núcleo y las diferentes capas para 200 días de decaimiento. Dosis en el extremo del blindaje.

Los pesos y costos correspondientes al blindaje de la figura V-2 se presentan en la tabla V-1.

Material	Espesor (cm)	Peso por capa (kg)	Costo por capa (US\$)
Agua	4	585,13	8777,04
Plomo	7,5	6586,01	131720,292
Fe	7	3739,39	37393,92
Peso por lado (kg) 10910,53			
Peso dos lados (kg) 21821,06			
Espesor total (cm) 18,5			
Costo por lado (US\$) 177891,25			
Costo dos lados (US\$) 355782,50			

Tabla V-1: Datos correspondientes al cálculo del blindaje para el reactor compacto a 200 días de decaimiento.

V.2.b. Blindaje estacionario a plena potencia

Una vez que se ha determinado el blindaje multicapas para poder transportar al reactor después de 200 días de decaimiento, se debe diseñar el blindaje para el reactor operando a plena potencia de manera estacionaria. Se considera que el reactor es transportado con el blindaje descrito en V.2.a. y es emplazado en el lugar que operará. En este lugar se utilizará el mismo blindaje utilizado para transportarlo, pero entre la capa del Pb y el Fe, se coloca una capa de 218 cm de concreto de alta densidad.

A plena potencia se alcanza una dosis de 4,88 mSv/d en el límite del blindaje con la configuración que se muestra en la figura V-3.

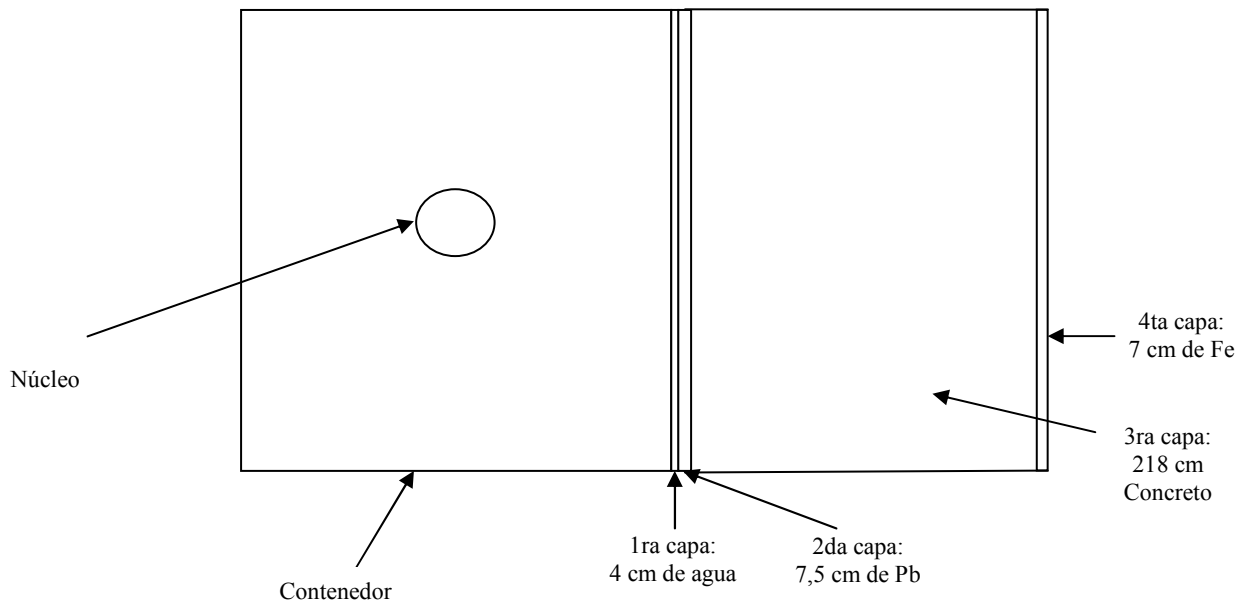


Fig V-3: Esquema proporcional del contenedor con el núcleo y las diferentes capas estacionario a plena potencia. Dosis en el extremo del blindaje.

Los pesos y costos correspondientes al blindaje de la figura V-3 se presentan en la tabla V-2.

Material	Espesor (cm)	Peso por capa (kg)	Costo por capa (US\$)
Agua	4	585,13	8777,04
Plomo	7	6146,94	122938,93
Concreto	218	36691,41	4785,83
Fe	6,9	3685,97	36859,72
Peso por lado (kg) 47109,45			
Peso dos lados (kg) 94218,9			
Espesor total (cm) 235,9			
Costo por lado (US\$) 182677,10			
Costo dos lados (US\$) 365354,20			

Tabla V-2: Datos correspondientes al cálculo del blindaje para el reactor compacto a 200 días de decaimiento.

Capítulo VI

Conclusiones

El objetivo de este trabajo fue poder interpretar la interacción de la radiación con diferentes medios atenuantes, aplicado al cálculo y diseño de un blindaje multicapas de placas planas, donde se concluye que:

VI.1. La utilización de las fórmulas enunciadas programadas en planilla de cálculo permite comprender el sentido físico de los fenómenos que ocurren dentro de un blindaje multicapas y en su barrera geométrica, de una manera más didáctica que mediante la utilización de códigos comerciales.

VI.2. El estudio comparativo de factores (como el caso del buildup) previo a cualquier cálculo, posibilita obtener una primera estimación de los materiales de cada capa, como también sus espesores, comportamiento de la radiación y magnitud de atenuación del blindaje multicapas.

VI.3. Para elevados μ^*t de diferentes materiales, se producen similares órdenes de magnitud de atenuaciones, por lo que deben evaluarse las variables costo y peso total simultáneamente para cuantificar cuál es el material que tiene mayor influencia.

VI.4. Se observa que el factor buildup a menores μ^*x tiene mayor peso que la atenuación $e^{-\mu x}$, por lo que a delgados espesores de materiales de bajo Z se observa que el flujo que abandona el blindaje alcanza un máximo para luego decaer en forma normal.

VI.5. Las dimensiones de las placas del blindaje deben ajustarse lo más posible a las medidas de la fuente a atenuar, evitando de esta manera que el blindaje sobrante eleve la dosis final por radiación secundaria.

VI.6. Es necesario la colocación de una última capa de un material de Z alto que atenúe toda la radiación de energías bajas producida por las placas anteriores. Esto aumenta el peso total del blindaje, pero reduce considerablemente la tasa de radiación que abandona el mismo. En el caso del blindaje utilizado cuando el reactor se encuentra operando en un lugar fijo, una última capa de Pb proveería mayor atenuación, pero se aprovecha la última

capa de Fe del blindaje móvil. De esta manera se varía el espesor del concreto para obtener la dosis requerida, siendo menor su influencia en el costo total.

VI.7. Se obtiene menor tasa de dosis cuando los rayos γ atraviesan primero placas de agua que de otros materiales de elevado Z.

VI.8. Para la optimización de un blindaje pueden obtenerse resultados más detallados mediante el uso de códigos Monte Carlo y considerando la teoría de remoción – difusión de grupos.

VI.9. Este trabajo otorga nociones de un primer diseño de un blindaje multicapas con placas planas. Si se considerase un blindaje que copie la forma exterior de la fuente, se lograría un diseño más compacto, con la correspondiente disminución total del peso y del costo.

VI.10. El peso total del blindaje obtenido en los resultados, permite que el reactor contenido en el contenedor pueda ser transportado junto con su blindaje de decaimiento. Esto confirma que el reactor planteado es transportable.

VI.11. En el caso que se requiera transportar el reactor antes de los 200 días, se podrá retirar el núcleo dividiéndolo en partes y blindándolas conforme a las exigencias de transporte (defuelling), logrando de esta manera el traslado seguro de masas menores. El resto del contenedor, con una tasa de radiación de los materiales que hayan quedado activados, podrá ser transportado con el blindaje diseñado para transporte con un factor de atenuación mucho mayor que si se encontrase la fuente dentro.

Anexos

Anexo 1: Factor de conversión de flujo de rayos γ a tasa de dosis

Energía del fotón en MeV	Rem/hr por fotón/seg*cm²
3,0 (-2)	5,816 (-7)
5,0 (-2)	2,904 (-7)
7,0 (-2)	2,577 (-7)
0,10	2,826 (-7)
0,15	3,793 (-7)
0,20	5,012 (-7)
0,25	6,310 (-7)
0,30	7,587 (-7)
0,35	8,780 (-7)
0,40	9,848 (-7)
0,45	1,077 (-6)
0,50	1,167 (-6)
0,55	1,271 (-6)
0,60	1,358 (-6)
0,65	1,442 (-6)
0,70	1,524 (-6)
0,80	1,682 (-6)
1,00	1,979 (-6)
1,40	2,512 (-6)
1,80	2,987 (-6)
2,20	3,419 (-6)
2,60	3,818 (-6)
2,80	4,008 (-6)
3,25	4,413 (-6)
3,75	4,834 (-6)
4,25	5,228 (-6)
4,75	5,601 (-6)
5,00	5,801 (-6)
5,25	6,007 (-6)
5,75	6,375 (-6)
6,25	6,743 (-6)
6,75	7,110 (-6)
7,50	7,662 (-6)
9,00	8,771 (-6)
11,0	1,026 (-5)
13,0	1,177 (-5)
15,00	1,331 (-5)

Anexo 2: Factores A para el desarrollo de Taylor para el Buildup

Energías	Agua	Concreto	Fe	Pb
0,25	168,019861	101,156812	48,638	1,342
0,5	98,81319	66,346	40,437	1,677
0,6	79,9091737	56,0457376	38,04	1,938
0,7	64,6216971	47,3445981	35,643	2,09
0,8	52,2588777	39,9943165	33,246	2,461
0,9	42,2611975	33,7851712	30,848	2,723
1	34,17618	28,54	28,451	2,984
1,25	27,0282153	32,8798146	25,805	3,0515
1,5	21,3752509	37,8795448	23,16	4,00425
1,75	16,9046067	43,6395379	20,514	4,83
2	13,369	50,2754	17,974	5,421
2,2	12,917	32,7227	17,023	5,453
2,5	12,239	43,5321	15,596	5,5
2,75	11,675	34,9761	14,407	5,54
3	11,11	28,581	13,218	5,58
3,5	11,137	26,972	11,421	4,739
4	11,163	32,9732	9,624	3,897
4,5	10,469	32,3554	8,685	2,365
5	9,774	27,084	8,13225	1,478
5,5	9,079	29,6463	6,806	1,351
6	8,385	26,6989	5,867	0,926
6,3	7,822	27,216	5,473	0,842
6,5	7,447	26,901	4,95045	0,7467
7	6,51	26,1128	4,32725	0,5823
7,5	5,572	24,4215	3,899	0,4572
7,65	5,291	25,0908	3,3318	0,3495
8	4,635	24,5392	3,243	0,368
8,5	4,362	21,9348	2,5821	0,354
9	4,09	20,9538	2,37025	0,34
9,5	3,817	18,4774	2,121	0,325
10	3,545	17,3698	1,747	0,311

Anexo 3: Factores α_1 para el desarrollo de Taylor para el Buildup

Energías	Agua	Concreto	Fe	Pb
0,25	-0,133765	-0,09878	-0,0722	-0,0108
0,5	-0,11604	-0,08797	-0,0641	-0,0308
0,6	-0,10895	-0,083646	-0,063	-0,0317
0,7	-0,10186	-0,079322	-0,0618	-0,03575
0,8	-0,09477	-0,074998	-0,0607	-0,0334
0,9	-0,08768	-0,070674	-0,0596	-0,0342
1	-0,08059	-0,06635	-0,0584	-0,035
1,25	-0,0734675	-0,05756	-0,0554	-0,04025
1,5	-0,066345	-0,04877	-0,0523	-0,0349
1,75	-0,0592225	-0,03998	-0,0492	-0,03315
2	-0,0521	-0,03119	-0,0463	-0,0348
2,2	-0,0488	-0,03239	-0,0459	-0,0387
2,5	-0,0438	-0,02558	-0,0453	-0,0445
2,75	-0,0397	-0,02412	-0,0448	-0,0494
3	-0,0355	-0,0234	-0,0443	-0,0542
3,5	-0,0305	-0,0207	-0,0456	-0,0694
4	-0,0254	-0,0144	-0,047	-0,0847
4,5	-0,0236	-0,01305	-0,0506	-0,1136
5	-0,0218	-0,01336	-0,05149	-0,1414
5,5	-0,02	-0,01047	-0,0579	-0,1551
6	-0,0182	-0,01001	-0,0615	-0,1786
6,3	-0,0194	-0,00988	-0,0635	-0,1873
6,5	-0,0202	-0,00981	-0,0649	-0,1932
7	-0,0223	-0,01036	-0,0682	-0,2078
7,5	-0,0243	-0,01087	-0,0716	-0,2223
7,65	-0,0249	-0,0108	-0,07623	-0,23803
8	-0,0263	-0,01065	-0,075	-0,2369
8,5	-0,0272	-0,01192	-0,08505	-0,2377
9	-0,0281	-0,01248	-0,087	-0,2386
9,5	-0,029	-0,01385	-0,093	-0,2394
10	-0,0299	-0,01436	-0,099	-0,2402

Anexo 4: Factores α_2 para el desarrollo de Taylor para el Buildup

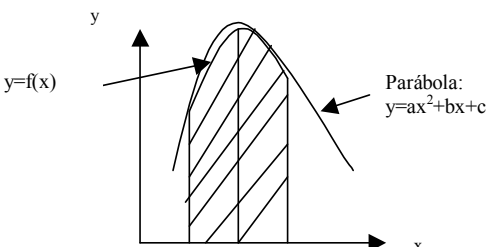
Energías	Agua	Concreto	Fe	Pb
0,25	-0,069245	-0,08635	-0,0513	0,641
0,5	-0,09594	-0,06717	-0,0394	0,309
0,6	-0,085262	-0,059498	-0,0368	0,274
0,7	-0,074584	-0,051826	-0,0341	0,2151
0,8	-0,063906	-0,044154	-0,0314	0,153
0,9	-0,053228	-0,036482	-0,0288	0,169
1	-0,04255	-0,02881	-0,0261	0,134
1,25	-0,0277625	-0,0252875	-0,021	0,1221
1,5	-0,012975	-0,021765	-0,0158	0,0748
1,75	0,0018125	-0,0182425	-0,0106	0,05525
2	0,0166	-0,01472	-0,0057	0,043
2,2	0,0197	-0,00707	-0,0047	0,036
2,5	0,0243	-0,0075	-0,0033	0,025
2,75	0,0282	-0,00283	-0,0021	0,015
3	0,0321	0,0007	-0,0009	0,006
3,5	0,0312	0,0022	0,0004	-0,008
4	0,0303	0,0036	0,0018	-0,023
4,5	0,0331	0,004	0,008	-0,032
5	0,0359	0,00616	-0,00006	-0,013
5,5	0,0388	0,00648	-0,001	-0,075
6	0,0416	0,00782	-0,0019	-0,046
6,3	0,046	0,00686	0,0016	-0,047
6,5	0,049	0,00672	0,00546	-0,0441
7	0,0563	0,00572	0,01018	-0,04845
7,5	0,0636	0,0056	0,0093	-0,0513
7,65	0,0658	0,00487	0,01978	-0,077
8	0,071	0,00499	0,0212	-0,056
8,5	0,075	0,00504	0,03087	-0,049
9	0,0791	0,00468	0,02622	-0,042
9,5	0,0831	0,0049	0,033	-0,035
10	0,0872	0,0049	0,0663	-0,027

Bibliografía

1. HEBER GOLDSTEIN, Ph D, Fundamental aspects of Reactor Shielding, Addison-Wesley Publishing Company, Inc., USA 1959.
2. CZAPEK, OBENSHAIN, FLYNN, RANNEY C. J., FODERARO, SHURE K., Reactor shielding design manual, Mc Graw-Hill Book Company, Inc., USA 1956
3. R.G. JAEGER, E. P. BLIZARD, A. B. CHILTON, M. GROTENHUIS, A. HONING, Th. A. JAEGER, H.H. EINSENLOHR, Engineering Compendium on Radiation Shielding Vol I, II y III, Springer-Verlag Berlin Heidelberg, New York 1968.
4. I. BRONSHTEIN, K. SEMENDIAEV, Manual de matemáticas para ingenieros y estudiantes, Ed Alboazul S.A., Benos Aires 1982.
5. H. SEKIMOTO, Potential of small nuclear reactors for future clean and safe energy sources, Elsevier, 1992.
6. IAEA, Technical reports series No. 34, IAEA – Austria, 1964.
7. J. C. COURTNEY, A handbook of radiation shielding data, Louisiana State University, Julio de 1976.
8. DAVID N. J. STEVENAZZI, Máquinas térmicas, Cesarini Hnos Editores, Buenos Aires, diciembre de 1981.
9. DAVID N. J. STEVENAZZI, Termodinámica, Cesarini Hnos Editores, Buenos Aires, diciembre de 1991.
10. V.V. BOLYATKO, M. Yu. VYRSKII, A. I. ILYUSHKIN, Error Estimation in reactor Shielding Calculations, American Institute of Physics, New York, 1983.
11. Recommendation for Data on Shielding from ionizing radiation, Part 1 Shielding from gamma radiation, British Estándar House, 2 Park St., London, W.1, 1996.

Referencias

- [1] En el presente trabajo se utilizarán los términos “blindaje radiológico” y “blindaje” indistintamente.
- [2] Datos e imágenes pertenecientes a archivos personales del Dr. Pablo Florido – CAB – CNEA.
- [3] La más precisa representación de B_p es la conocida como la forma de Berger:
 $B_p = 1 + C\mu e^{-\beta\mu}$ donde C y β depende de la energía. Desafortunadamente, esta expresión es algo más difícil para usar en cálculos analíticos que la forma de Taylor.
- [4] Broder, D. L. – Institute of Physic and Power Engineering, Obninsk, U.S.S.R.
- [5] Institute of Biophysics (The Ministry of Public Health of U.S.S.R.), Lhivopisnaya 22, Moscow D-182, C.E.I.
- [6] The Ministry Public Helath of U.S.S.R., Rachmanovsky 3, Moscow, C.E.I.
- [7] Neclear Engineering Department, The Pennsylvania State University, 231 Sackett Building, University Park, Pennsylvania 16 802, U.S.A.
- [8] Institute of Physics and Power Engineering, Obninsk, C.E.I.
- [9] R.G. JAEGER, E. P. BLIZARD, A. B. CHILTON, M. GROTENHUIS, A.HONING, Th. A. JAEGER, H.H. EINSENLOHR, Engineering Compendium on Radiation Shielding Vol I, Tabla 6.4 – 1, Springer-Verlag Berlin Heindelberg, New York 1968.
- [10] R.G. JAEGER, E. P. BLIZARD, A. B. CHILTON, M. GROTENHUIS, A.HONING, Th. A. JAEGER, H.H. EINSENLOHR, Engineering Compendium on Radiation Shielding Vol I, Tabla 6.4 – 1, Springer-Verlag Berlin Heindelberg, New York 1968.
- [11] Oak Ridge Isotope Generation and Depletion Code. Versión 2.1 (8-1-91)
- [12] Fórmula de las parábolas, siendo n par y h el ancho de las franjas.

$$\int_a^b y dx \approx \frac{h}{3} (y_0 + 4y_1 + 2y_2 + 4y_3 + \dots + 2y_{n-2} + 4y_{n-1} + y_n)$$
- 
- [13] Datos proporcionados por el Dr. Pablo Florido – DAE – CAB – CNEA.