

***“CÁLCULO DEL BLINDAJE DE RECINTOS DE PURIFICACIÓN
DEL SISTEMA PRIMARIO DE LA CENTRAL NUCLEAR CAREM 25”***

***CARRERA: ESPECIALIZACIÓN EN REACTORES NUCLEARES
Y SU CICLO DE COMBUSTIBLE***

Autora: Ing. Julia Olcese

Director: Ing. Gabriel Tomasi

Noviembre de 2016



UNSAM
UNIVERSIDAD
NACIONAL DE
SAN MARTÍN

Índice

Resumen	3
Capítulo 1	
1 Introducción.....	5
1.1 Principales Características del Reactor CAREM 25.....	5
1.2 Ubicación de los Recintos de Filtros y Resinas.....	9
1.3 Conceptos Teóricos del Término fuente del Sistema Primario.....	11
Capítulo 2	
2 Estimación de Términos Fuente.....	14
2.1 Estimación del término Fuente del Agua del Primario.....	14
2.2 Estimación del término Fuente en Resinas de Intercambio Iónico.....	26
2.3 Estimación del Término Fuente en Filtros.....	29
Capítulo 3	
3 Cálculo de blindajes.....	32
3.1 Descripción de Operaciones de Recambio de Filtros y Resinas.....	32
3.2 Hipótesis Generales para el Cálculo de Blindajes.....	35
3.3 Cálculo de Blindaje del Recinto de Resinas.....	37
3.4 Cálculo de Blindaje de Filtros.....	38
3.5 Cálculo de Blindajes del Recinto de Filtros.....	38
3.6 Tabla Resumen de los Blindajes Calculados.....	39
Conclusiones	40
Anexos	41
Anexo A.....	41
Anexo B.....	44
Anexo C.....	46
Referencias Bibliográficas	48

Resumen

El presente trabajo consiste en la evaluación del blindaje necesario en los recintos en los cuales se dispondrán los filtros y resinas del sistema de purificación del agua del sistema primario de la central nuclear de potencia CAREM 25 de acuerdo al avance actual de la ingeniería.

Para realizar el cálculo del blindaje es necesario en primera instancia conocer el inventario de material radiactivo que será retenido en esos filtros y resinas del tren de purificación. Estos componentes serán una fuente de radiación importante, ya que acumularán durante el período de operación, productos de fisión y de activación en los mismos.

Resulta necesario para la ingeniería de la central identificar y estimar las fuentes de radiación importantes, no sólo a fin de determinar blindajes que impactan en la obra civil, sino también con el fin de prever y planificar tareas en torno a los mismos, de modo de evitar exposiciones innecesarias durante operación normal y en parada. Estas tareas, con la consecuente circulación de personal en las inmediaciones de los recintos para la realización de las mismas, pueden significar altas tasas de dosis ocupacionales que deberán mantenerse lo más bajo que sea razonablemente posible alcanzar (principio ALARA).

Se adoptó anteriormente en el proyecto la metodología propuesta por la norma "American National Standard ANSI/ANS-18.1-1999 - Radioactive Source Term for Normal Operation of Light Water Reactors" para la estimación del término fuente del agua del primario. La norma provee concentraciones de referencia de distintas corrientes principales para centrales PWR y BWR. Cuando los parámetros de la central en estudio difieren de los parámetros dados para una central de referencia de la normativa, se calculan factores de ajuste que modifican las concentraciones de referencia.

Debido a cambios en el diseño de la ingeniería de la central nuclear CAREM 25, ciertos parámetros principales del sistema primario fueron modificados. En el presente trabajo se reevalúa el término fuente del sistema del primario y se infiere a partir del mismo, la retención de material radiactivo que constituye el término fuente en filtros y resinas iónicas del tren de purificación de dicho sistema bajo hipótesis que se describen en cada caso.

Teniendo en cuenta aspectos de Lay Out y de Civil, y los términos fuente antes mencionados, mediante el código de cálculo MicroShield, se realizan los cálculos de blindaje correspondientes y se presentan las conclusiones.

Capítulo 1

1. Introducción

1.1 Principales Características del Reactor CAREM 25

El CAREM 25 es un reactor innovador de baja potencia (100 MWt) pensado a partir de nuevas soluciones de diseño basadas en la amplia experiencia acumulada en el mundo en la operación segura de reactores de agua liviana.

El diseño del CAREM 25 está basado en un reactor integrado de agua liviana, que utiliza como combustible uranio enriquecido (1.8-3.1%) y vainas de zirconio.

Sus características innovadoras son:

- Sistema primario integrado
- Refrigeración primaria por convección natural
- Autopresurizado
- Sistemas pasivos de seguridad

El sistema primario integrado significa que todo el sistema de alta energía, que comprende al núcleo, los generadores de vapor, el sistema de presurización, y los mecanismos de control están contenidos dentro del recipiente de presión del reactor.

Debido a esta característica del sistema primario integrado, los sistemas de seguridad no deben prever grandes accidentes de pérdida de refrigerante (LOCA), debido a la ausencia de piping de gran diámetro asociado al sistema primario de refrigeración. En la central CAREM hay una reducción importante de blindajes debido a la eliminación de fuentes dispersas en los componentes y cañerías de dicho sistema.

El refrigerante del reactor circula por convección natural. Ésta se produce por la diferencia entre la densidad del refrigerante en el camino ascendente, rama caliente, y la del camino descendente, rama fría, lo que provee la fuerza impulsora para la circulación.

La autopresurización del primario en el domo de vapor es el resultado del equilibrio termodinámico líquido - vapor, que tiene como consecuencias que la temperatura a la salida del núcleo corresponde a la temperatura de saturación a la presión del primario y las perturbaciones de presión resulten muy amortiguadas.

Los generadores de vapor tienen tubos helicoidales de paso único. Los sistemas primario y secundario circulan en contra corriente. El fluido secundario ingresa como agua, circula por el lado tubo y alcanza el estado de vapor sobrecalentado.

Los elementos combustibles son de sección hexagonal con 108 barras combustibles, 18 tubos guías para elementos absorbentes y un tubo de instrumentación. El núcleo del reactor tiene 61 elementos combustibles.

Los mecanismos de control de reactividad se accionan hidráulicamente y están contenidos dentro del recipiente de presión, lo que constituye una de las innovaciones importantes en el desarrollo del concepto CAREM.

El sistema primario de la central nuclear CAREM 25 es similar a un PWR. Puede verse en la ilustración 1 las características principales de un reactor PWR y en la ilustración 2 las de la central nuclear CAREM 25.

A continuación se presenta un resumen comparativo de un PWR y de la central nuclear CAREM 25:

	CAREM	PWR
Circuito Primario	Integrado	Externo (Loop)
Presurizador	No (Autopresurizado)	Si
Circulación del Primario	Natural	Forzada
Mecanismos de Control	Hidráulicos (internos)	Magnéticos (externos)
Sistemas de Seguridad	Pasivos	Activos

Ilustración 1 - Características principales del sistema primario de una central PWR

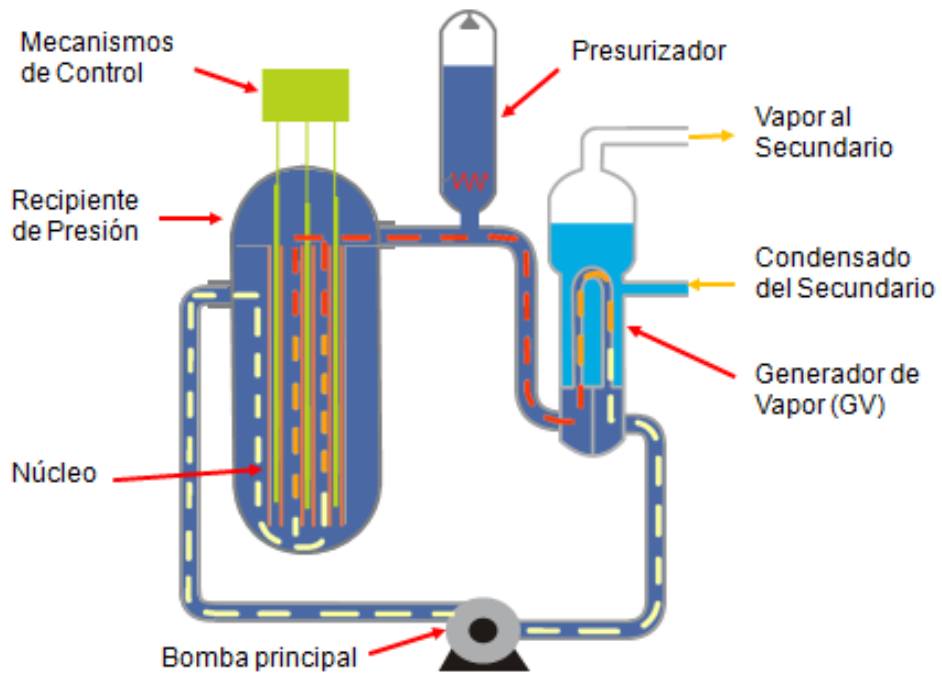
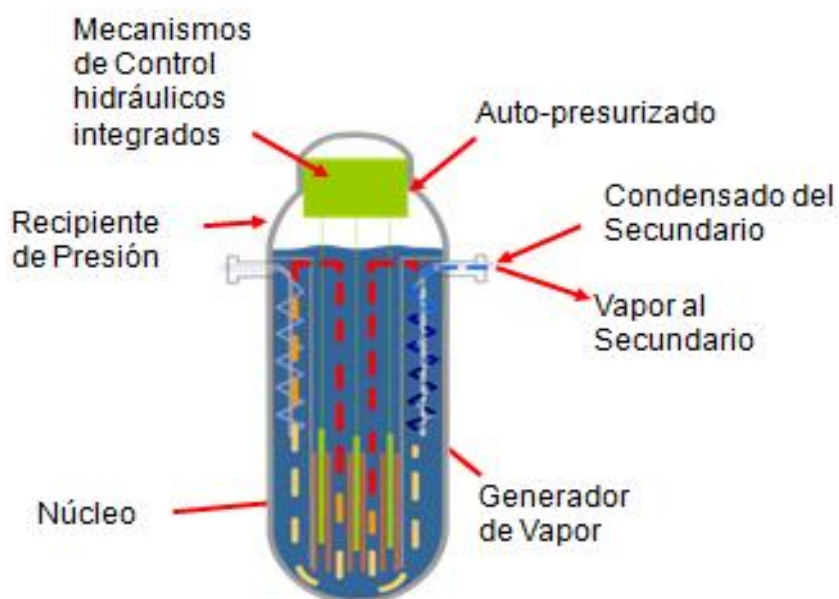


Ilustración 2 - Características principales del sistema primario del reactor CAREM 25



1.2 Ubicación de los Recintos de Filtros y Resinas

Los recintos donde se alojan resinas y filtros del sistema de purificación del sistema primario se encuentran ubicados en los niveles +10,00 y +15.20 metros respectivamente, de acuerdo al estado de avance de la ingeniería de la central nuclear CAREM 25 al momento del presente informe. Puede verse en las ilustraciones 3 y 4 la ubicación de los recintos donde se ubicarán los filtros y resinas del tren de purificación del sistema primario. Dichos recintos estarán situados fuera de la contención (doble anillo) y dentro del módulo nuclear sombreado en celeste, que corresponde a zona controlada desde el punto de vista de protección radiológica.

Es de importancia para el proyecto conocer los blindajes requeridos en estos recintos ya que constituyen una fuente de radiación importante.

En el cálculo de blindajes se determinan espesores de hormigón que impactan en la obra civil y se tiene en cuenta para ello aspectos operacionales con el fin de prever y planificar tareas en torno a los mismos (mantenimientos correctivos y preventivos de componentes, recambio de filtros y resinas, etc) con la consecuente circulación de personal por las inmediaciones, que podría someterse innecesariamente a dosis altas durante la realización de estas tareas.

Ilustración 3 - Lay Out Vista Nivel +10.00 metros

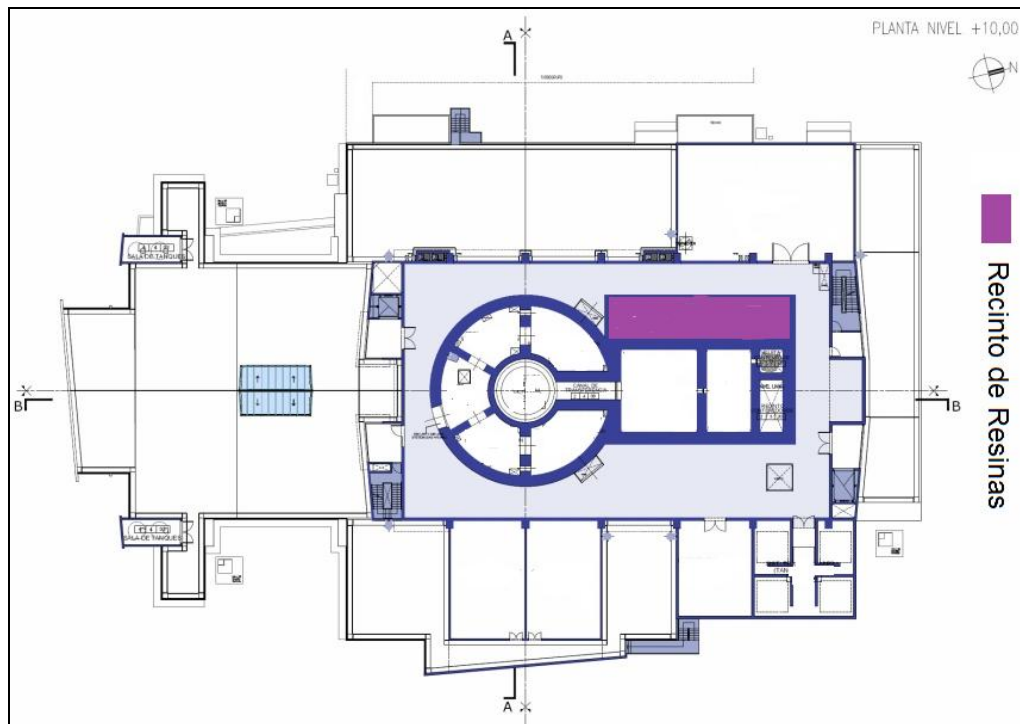
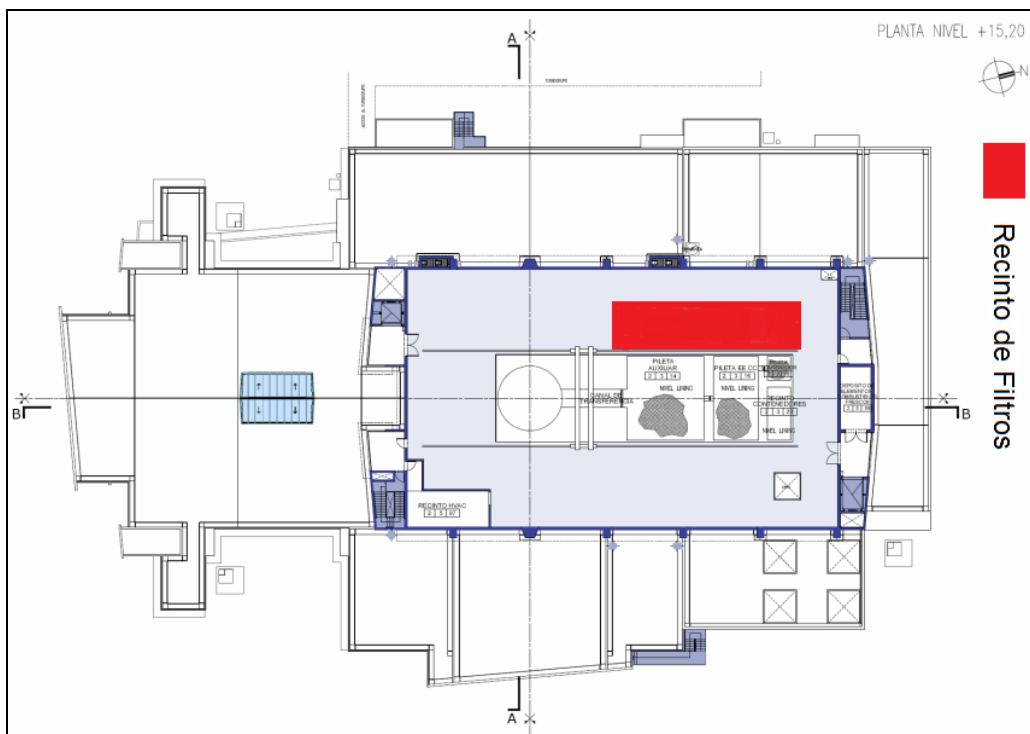


Ilustración 4 - Lay Out Vista Nivel +15.20 metros



1.3 Conceptos Teóricos del Término Fuente del Sistema Primario

Mantener el sistema primario purificado implica, desde el punto de vista de protección radiológica, mantener lo más bajas posibles las dosis ocupacionales a los trabajadores, evitando exposiciones innecesarias durante la operación normal y durante parada como así también mantener las posibles fugas al ambiente lo más bajas que razonablemente pueda alcanzarse (principio ALARA), protegiendo de este modo al público.

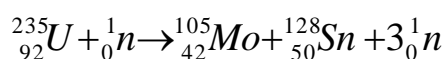
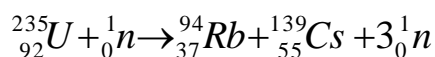
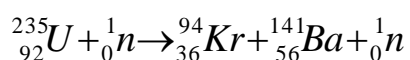
Los principales mecanismos que promueven la aparición de material radiactivo en el sistema primario en operación normal de una central nuclear, y que constituirán el término fuente de dicho sistema son principalmente:

Productos de Fisión Liberados al Refrigerante Debido a Defectos en los Elementos Combustibles o Debido a Contaminación Superficial de los mismos con UO_2

Son los nucleídos producidos durante la fisión y en decaimientos radiactivos sucesivos o por activación neutrónica de los nucleídos formados en el proceso de fisión. Estos son liberados al medio refrigerante debido a fallas en los elementos combustibles o debido a contaminación superficial de los mismos con UO_2 .

En la fisión del U^{235} se han detectado más de 60 cadenas radiactivas, o sea más de 60 productos de fisión primarios, en las cuales hay alrededor de 200 nucleídos diferentes. Estos productos de fisión están comprendidos en los intervalos de masas atómicas $72 \leq A \leq 158$ y $30 \leq Z \leq 63$.

Algunas de las 30 o más alternativas de fisión que muestra el U^{235} son las siguientes:



Productos de Corrosión de los Materiales en Contacto con el Agua del Primario y Activados por su Pasaje en Cercanía de Campos Neutrónicos Elevados.

El sistema de purificación del circuito primario está diseñado en su totalidad en acero inoxidable austenítico, en virtud de la baja velocidad de corrosión del mismo respecto a la que presentarían aceros al carbono en las condiciones de temperatura, presión y química del sistema primario.

Se especificarán todos los materiales constitutivos del reactor de manera de minimizar y/o evitar impurezas como cloruros, sulfatos, fluoruros siendo los mismos aniones que pueden generar corrosión localizada en estos aceros.

Los productos de corrosión de los materiales constitutivos del circuito primario de refrigeración (principalmente hierro, cromo, níquel e impurezas de cobalto), en su tránsito por el núcleo se activan en su pasaje por cercanía de campos neutrónicos elevados y luego son transportados en el agua del circuito primario, pudiendo luego depositarse en puntos fríos de las cañerías y componentes del sistema conformando el denominado CRUD (Chalk River Unidentified Deposits), transportando de este modo actividad a través del sistema primario pudiendo generar altos campos de radiación en lugares lejanos del sistema primario. Se estima que durante las tareas de mantenimiento estos depósitos serán los responsables de más del 90% de los campos de radiación del circuito primario fuera del núcleo siendo el más relevante el Co-60. Es necesaria una adecuada selección de materiales, se limita la utilización de componentes que contengan impurezas de cobalto por este motivo.

En la Tabla 1 se presentan algunas de las reacciones nucleares de activación de productos de corrosión a modo de ejemplo.

Tabla 1 - Reacciones de Activación de Productos de Corrosión

ISOTOPO BLANCO	TIPO DE REACCION NUCLEAR	ISOTOPO RADIATIVO OBTENIDO
Cr-50	n,γ	Cr-51
Fe-54	n,p	Mn-54
Fe-58	n,γ	Fe-59
Ni-58	n,p	Co-58
Co-59	n,γ	Co-60

Activación del agua y sus aditivos durante la operación normal de la central

Durante la operación normal de la central y en presencia de campos neutrónicos elevados, se produce la activación del agua y sus aditivos, siendo los nucleídos más relevantes desde el punto de vista de protección radiológica:

-**N¹⁶** debido a la activación del agua mediante la reacción $O^{16}(n,p)N^{16}$. La vida media del N^{16} , es de aproximadamente de 7 segundos. Puede considerarse despreciable su aporte al término fuente al transcurrir 10 vidas medias, con lo cual aproximadamente 70 segundos luego de abandonar el recipiente de presión del reactor ya puede desestimarse. Conociendo el tendido de cañerías en cuanto a su longitud y diámetro, como así también el caudal que circula, es posible determinar hasta qué punto del sistema es significativo el aporte de N^{16} .

-**H³** producido tanto por activación del H^2 al capturar neutrones y también mediante la reacción $Li^6(n,\alpha)H^3$, siendo el litio (hidróxido de litio) un aditivo regulador del pH empleado en el acondicionamiento químico del agua.

-**C¹⁴** producido mayormente debido al nitrógeno disuelto en el agua del primario mediante la reacción $N^{14}(n,p)C^{14}$.

Capítulo 2

2. Estimación de Términos Fuente

2.1 Estimación del Término Fuente del Agua del Primario

En la estimación del término fuente del agua del primario, se adoptó anteriormente para la central nuclear CAREM 25, la metodología propuesta por la norma “American National Standard ANSI/ANS-18.1-1999 - Radioactive Source Term for Normal Operation of Light Water Reactors”. Fueron luego modificados parámetros como el caudal del sistema de purificación del sistema primario e inventario de agua del primario debido a cambios en el diseño de la ingeniería, que dieron origen a una nueva evaluación de dicho término fuente con los parámetros actualizados.

La norma antes mencionada provee valores de referencia de concentraciones de nucleídos en distintas corrientes principales, y en particular de interés para este trabajo, del sistema primario. Está basada en la experiencia operativa de centrales nucleares en operación y resulta aplicable a reactores de potencia de tipo PWR o BWR refrigerados con agua liviana que utilizan como combustible UO_2 , zirconio como material constitutivo de las vainas. Si bien el tratamiento para ambos tipos de reactores es similar, difieren en sus valores numéricos debido a las diferencias de diseño que existe entre ellos.

La central nuclear CAREM 25 es similar a un PWR en cuanto al sistema primario, con lo cual, las concentraciones de referencia del sistema primario que deben adoptarse según la normativa serán las dadas para un PWR de referencia, y luego corregidas a través de factores de ajuste. Estos factores dependen de parámetros tanto de la central nuclear de referencia indicada en la normativa como de la central nuclear en estudio, siendo los mismos: potencia de la central, inventario de agua del primario, factores de remoción en los sistemas de purificación y constantes de semidesintegración de los nucleídos.

Según la normativa citada, los nucleídos son agrupados en seis clases de acuerdo sólo a su comportamiento fisicoquímico, sin tener en cuenta las vidas medias o el origen de estos isótopos (fisión o activación). Esta clasificación se resume en la Tabla 2. Esta división sólo fue realizada, según se indica en la norma, con el único propósito de facilitar el procedimiento de ajuste según los parámetros de diseño propios de la central.

Tabla 2 - Clasificación de nucleídos según ANSI/ANS-18.1-1999

Clase 1: Gases nobles	Xe, Kr
Clase 2: Halógenos	Br, I
Clase 3: Cesio, Rubidio	Cs, Rb
Clase 4: Productos de activación del agua	N-16
Clase 5: Tritio	H-3
Clase 6: otros nucleídos no clasificados	Cr, Mn, Fe, Co, Te, Rh, Ce, etc

Los valores de concentración numéricos de referencia ($\mu\text{Ci/g}$) dados por la norma ANSI/ANS-18.1-1999 para los distintos nucleídos en el agua del primario de un reactor PWR se presentan en la Tabla 3:

Tabla 3 - Término fuente del agua del primario de referencia según Norma ANSI/ANS-18.1-1999

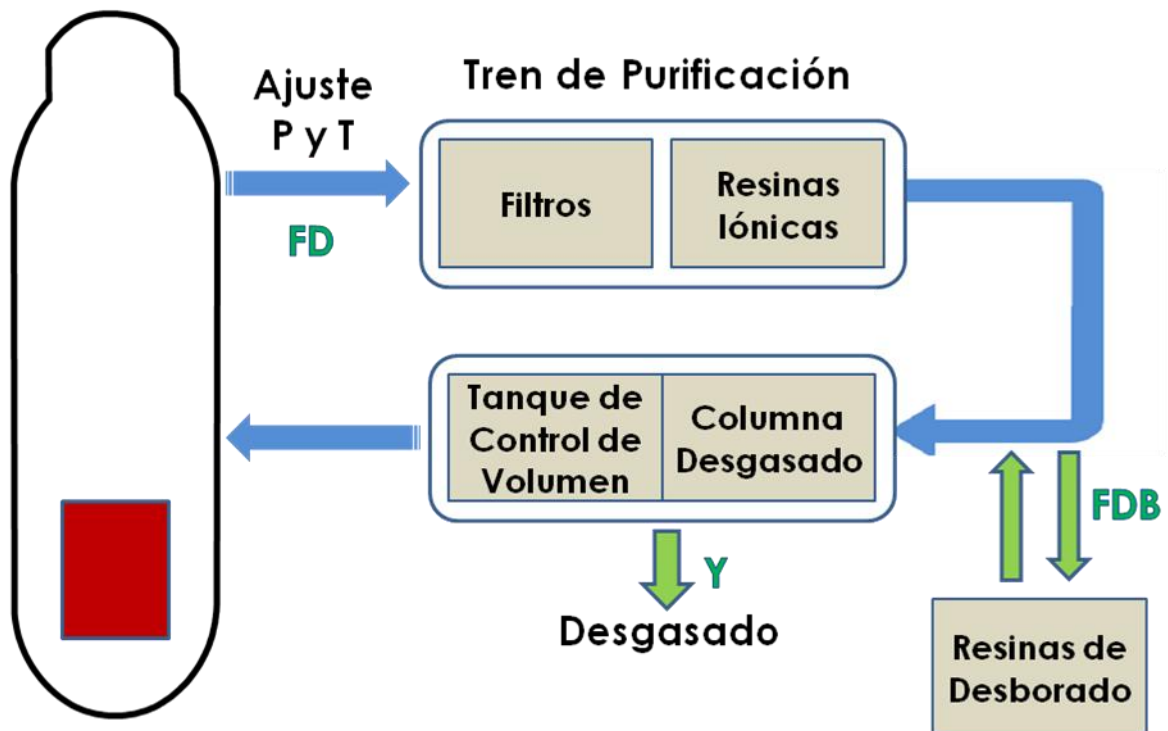
NUCLEIDO		CONCENTRACIÓN DE REFERENCIA SISTEMA PRIMARIO ($\mu\text{Ci/g}$)
CLASE 1	Kr-85m	1,60E-01
	Kr-85	4,30E-01
	Kr-87	1,70E-02
	Kr-88	1,80E-02
	Xe-131m	7,30E-01
	Xe-133m	7,00E-02
	Xe-133	2,90E-02
	Xe-135m	1,30E-01
	Xe-135	8,50E-01
	Xe-137	3,40E-02
Xe-138	6,10E-02	
CLASE 2	Br-84	1,60E-02
	I-131	2,00E-03
	I-132	6,00E-02
	I-133	2,60E-02
	I-134	1,00E-01
I-135	5,50E-02	
CLASE 3	Rb-88	1,90E-01
	Cs-134	3,70E-05
	Cs-136	8,70E-04
	Cs-137,	5,30E-05
CLASE 4	N-16	4,00E+01
CLASE 5	H-3	1,00E+00

Continuación Tabla 3

NUCLEIDO		CONCENTRACIÓN DE REFERENCIA SISTEMA PRIMARIO ($\mu\text{Ci/g}$)
CLASE 6	Na-24	4,70E-02
	Cr-51	3,10E-03
	Mn-54	1,60E-03
	Fe-55	1,20E-03
	Fe-59	3,00E-04
	Co-58	4,60E-03
	Co-60	5,30E-04
	Zn-65	5,10E-04
	Sr-89	1,40E-04
	Sr-90	1,20E-05
	Sr-91	9,60E-04
	Y-91M	4,60E-04
	Y-91	5,20E-06
	Y-93	4,20E-03
	Zr-95	3,90E-04
	Nb-95	2,80E-04
	Mo-99	6,40E-03
	Tc-99m	4,70E-03
	Ru-103	7,50E-03
	Ru-106	9,00E-02
	Ag-110m	1,30E-03
	Te-129m	1,90E-04
	Te-129	2,40E-02
	Te-131m	1,50E-03
	Te-131	7,70E-03
	Te-132	1,70E-03
	Ba-140	1,30E-02
	La-140	2,50E-02
	Ce-141	1,50E-04
	Ce-143	2,80E-03
Ce-144	3,90E-03	
W-187	2,50E-03	
Np-239	2,20E-03	

En el Esquema 1 se observa el sistema de purificación del sistema primario de la central nuclear CAREM 25 con sus parámetros característicos principales cuyos valores se encuentran en la Tabla 4.

Esquema 1 - Sistema de purificación del sistema primario de la central nuclear CAREM 25



Mediante un sistema de purificación, una fracción del agua del primario es continuamente extraída del recipiente de presión, enfriada y reducida en presión, para luego ingresar al tren de purificación compuesto por filtros y resinas de intercambio iónico.

. La circulación del refrigerante primario se encontrará principalmente contenida en el recipiente de presión, que contendrá a los generadores de vapor. Sólo una fracción del refrigerante primario (FD) circulará a través del sistema de purificación.

El tren de purificación retendrá especies iónicas y particuladas correspondientes a nucleídos de las clases 2,3 y 6, no pudiendo retener gases nobles (clase 1), N^{16} (clase 4) ni tritio (clase 5).

Principales componentes del sistema de purificación del sistema primario

Filtros de retención

-Filtros de retención de 50 μm (uno operativo y otro en reserva). Estos filtros son del tipo malla metálica. Tienen como finalidad proteger al lecho de resinas.

-Filtros de retención de 5 μm (uno operativo y otro en reserva). Estos filtros son del tipo cartucho y sus elementos filtrantes de material celulósico. Retienen partículas provenientes principalmente del desprendimiento de productos de corrosión que son transportados por el sistema primario.

Resinas iónicas

Estos lechos (uno en operación y otro en reserva) contienen resina aniónica y catiónica (lecho mixto) que permiten la eliminación de especies en solución o suspensión coloidal. La fracción NBI representa la fracción que es retenida en las resinas de intercambio iónico.

Desborado

El caudal de purificación, luego de su paso por las resinas iónicas, podrá desviarse hacia las resinas de desborado. Este sistema no participará de la operación normal, sino solo para operaciones ocasionales de desborado cuando se haya inyectado boro al haber actuado el segundo sistema de extinción de la central. Por lo tanto el caudal FDB para operación normal resulta cero.

Desgasado

Este sistema no participará de la operación normal, por lo que la fracción de gases removida durante la operación normal (Y) se considera cero. El desgasado se realiza durante la parada de la central

Tabla 4 - Parámetros del Reactor CAREM 25

PARAMETRO	SIMBOLO	VALOR NOMINAL
Potencia térmica	P	100 MWth
Masa de agua en el primario (Inventario)	WP	35888 Kg
Caudal de purificación	FD	12500 Kg/h
Caudal de purificación de boro	FDB	0
Fracción de gases nobles que se extraen del caudal de purificación	Y	0

Factores de Ajuste

La norma provee, además, un conjunto de algoritmos para modificar las concentraciones de referencia de la Tabla 3, de acuerdo a los parámetros característicos del CAREM 25, a través de factores de ajuste, uno por cada clase de nucleídos, y que son funciones de la potencia del reactor, volumen de agua del primario, ritmos de purificación de los diversos sistemas (resinas, desgasado, desborado) y periodo de semidesintegración de cada nucleído. Estos algoritmos se describen en la Tabla 5.

Tabla 5 - Factores de ajuste F_j para el refrigerante primario según Norma ANSI/ANS-18.1-1999

CLASE DE ELEMENTO	F_j PRIMARIO
Clase 1: Gases nobles	$\frac{P \times WP_n \times (Rn_1 + \lambda_j)}{WP \times Pn \times (R_1 + \lambda_j)}$
Clase 2: Halógenos	$\frac{P \times WP_n \times (Rn_2 + \lambda_j)}{WP \times Pn \times (R_2 + \lambda_j)}$
Clase 3: Cs/Rb	$\frac{P \times WP_n \times (Rn_3 + \lambda_j)}{WP \times Pn \times (R_3 + \lambda_j)}$
Clase 4: N-16	1,0 (a)
Clase 5: Tritio	1,0 (b)
Clase 6: Otros	$\frac{P \times WP_n \times (Rn_6 + \lambda_j)}{WP \times Pn \times (R_6 + \lambda_j)}$

(a) El N-16 si bien no es removido por las resinas de intercambio iónico, su concentración se controla por decaimiento debido a su corto semiperiodo de desintegración.

(b) La concentración de tritio indicada en la Tabla 3 se considera un valor constante y representativo de un PWR.

Donde:

λ_j : Constante de decaimiento radiactivo del isótopo j , expresada en hr^{-1} . Para cada clase existe un sólo ritmo de remoción R , pero la fórmula es de aplicación para cada isótopo j .

WP_n : Masa de agua nominal de referencia en el sistema de refrigeración 5,5E+05 lb (obtenida de la Norma ANSI/ANS-18.1-1999)

WP : Masa de agua en el sistema de refrigeración en lb CAREM 25 (Tabla 4)

P_n : Potencia térmica nominal de referencia 3400 MWt (obtenida de la Norma ANSI/ANS-18.1-1999)

P: Potencia térmica CAREM 25 (Tabla 4)

R_i : Ritmo de remoción del nucleído i en el refrigerante primario CAREM 25 (Tabla 6)

R_{ni} : Ritmo de remoción del nucleído i de referencia (obtenidos de Norma ANSI/ANS-18.1-1999 e indicados en Tabla 8 para cada clase de nucleído)

F_j : Factores de ajuste para el refrigerante primario (Tabla 9)

Ritmos de Remoción

Los ritmos de remoción de nucleídos del refrigerante primario (R_i) en operación normal son números definidos a partir de otras magnitudes: caudal de purificación (FD), las fracciones retenidas en las resinas de intercambio iónico (NB_i), la masa de agua en el primario (WP), (Y) fracción de gases nobles que se extraen mediante desgasado del caudal de purificación, mediante la aplicación de las siguientes ecuaciones obtenidas de la norma ANSI/ANS-18.1-1999 y adaptadas con los parámetros propios de la central nuclear CAREM 25:

$$R_1 = \frac{FD \times Y}{WP}$$

Para nucleído clase 1 - Ecuación 1

$$R_i = \frac{FD \times NB_i}{WP}$$

Para nucleído clase $i = 2, 3, 6$ - Ecuación 2

Los valores de R_i obtenidos a través de las ecuaciones 1 y 2 se presentan en la Tabla 6.

Tabla 6 - Ritmos de remoción calculados para el CAREM 25 (hr^{-1})

	CLASE DE ELEMENTO					
	1	2	3	4	5	6
R_i	0	0,345	0.174	0	0	0,341

Tabla 7 - Fracción removida en resinas iónicas de referencia según Norma ANSI/ANS-18.1-1999

	CLASE DE ELEMENTO					
	1	2	3	4	5	6
NB_i	0	0.99	0.5	0	0	0.98

Tabla 8 - Ritmos de remoción de referencia (hr^{-1}) según Norma ANSI/ANS-18.1-1999

	CLASE DE ELEMENTO					
	1	2	3	4	5	6
R_{ni}	0,0009	0,067	0,037	0	0	0,066

En la Tabla 9 se presenta la lista de nucleídos que constituyen el término fuente del agua del primario de la central CAREM 25 agrupados por clase. La última columna de la Tabla expresa la concentración calculada de cada nucleído, que corresponde al valor de la concentración de referencia de la normativa presentados en la Tabla 3 multiplicada por el factor de ajuste (F) calculado según las fórmulas de la Tabla 5.

Esta concentración calculada corresponde a la actividad específica ($\mu\text{Ci/g}$) del agua del primario estimada para el reactor CAREM 25 y será empleada en este trabajo para inferir la actividad retenida en los filtros y resinas de intercambio iónico del sistema de purificación del agua del primario de dicha central.

Tabla 9 - Concentración de nucleídos estimada en el agua del sistema primario del reactor CAREM 25 ($\mu\text{Ci/g}$)

NUCLEIDO		CONCENTRACIÓN DE REFERENCIA SISTEMA PRIMARIO ($\mu\text{Ci/g}$)	FACTOR DE AJUSTE F_j	CONCENTRACIÓN CALCULADA SISTEMA PRIMARIO CAREM 25 ($\mu\text{Ci/g}$)
CLASE 1	Kr-85m	1,60E-01	2,06E-01	3,29E-02
	Kr-85	4,30E-01	2,51E+01	1,08E+01
	Kr-87	1,70E-02	2,05E-01	3,48E-03
	Kr-88	1,80E-02	2,05E-01	3,69E-03
	Xe-131m	7,30E-01	2,80E-01	2,05E-01
	Xe-133m	7,00E-02	2,19E-01	1,53E-02
	Xe-133	2,90E-02	2,38E-01	6,90E-03
	Xe-135m	1,30E-01	2,05E-01	2,66E-02
	Xe-135	8,50E-01	2,07E-01	1,76E-01
	Xe-137	3,40E-02	2,04E-01	6,95E-03
	Xe-138	6,10E-02	2,05E-01	1,25E-02
CLASE 2	Br-84	1,60E-02	1,70E-01	2,72E-03
	I-131	2,00E-03	4,14E-02	8,29E-05
	I-132	6,00E-02	1,17E-01	6,99E-03
	I-133	2,60E-02	5,43E-02	1,41E-03
	I-134	1,00E-01	1,54E-01	1,54E-02
	I-135	5,50E-02	7,82E-02	4,30E-03
CLASE 3	Rb-88	1,90E-01	1,93E-01	3,67E-02
	Cs-134	3,70E-05	4,35E-02	1,61E-06
	Cs-136	8,70E-04	4,54E-02	3,95E-05
	Cs-137	5,30E-05	4,34E-02	2,30E-06
CLASE 4	N-16	4,00E+01	1,00E+00	4,00E+01
CLASE 5	H-3	1,00E+00	1,00E+00	1,00E+00

Continuación Tabla 9

NUCLEIDO		CONCENTRACIÓN DE REFERENCIA SISTEMA PRIMARIO ($\mu\text{Ci/g}$)	FACTOR DE AJUSTE F_j	CONCENTRACIÓN CALCULADA SISTEMA PRIMARIO CAREM 25 ($\mu\text{Ci/g}$)
CLASE 6	Na-24	4,70E-02	5,91E-02	2,78E-03
	Cr-51	3,10E-03	4,00E-02	1,24E-04
	Mn-54	1,60E-03	3,96E-02	6,33E-05
	Fe-55	1,20E-03	3,95E-02	4,75E-05
	Fe-59	3,00E-04	3,98E-02	1,20E-05
	Co-58	4,60E-03	3,97E-02	1,83E-04
	Co-60	5,30E-04	3,95E-02	2,10E-05
	Zn-65	5,10E-04	3,96E-02	2,02E-05
	Sr-89	1,40E-04	3,98E-02	5,57E-06
	Sr-90	1,20E-05	3,95E-02	4,74E-07
	Sr-91	9,60E-04	6,86E-02	6,58E-05
	Y-91m	4,60E-04	1,57E-01	7,21E-05
	Y-91	5,20E-06	3,98E-02	2,07E-07
	Y-93	4,20E-03	6,73E-02	2,83E-04
	Zr-95	3,90E-04	3,98E-02	1,55E-05
	Nb-95	2,80E-04	3,99E-02	1,12E-05
	Mo-99	6,40E-03	4,45E-02	2,85E-04
	Tc-99m	4,70E-03	8,11E-02	3,81E-04
	Ru-103	7,50E-03	3,99E-02	2,99E-04
	Ru-106	9,00E-02	3,96E-02	3,56E-03
	Ag-110m	1,30E-03	3,96E-02	5,15E-05
	Te-129m	1,90E-04	3,99E-02	7,59E-06
	Te-129	2,40E-02	1,45E-01	3,47E-03
	Te-131m	1,50E-03	4,99E-02	7,49E-05
	Te-131	7,70E-03	1,76E-01	1,36E-03
	Te-132	1,70E-03	4,37E-02	7,43E-05
	Ba-140	1,30E-02	4,06E-02	5,28E-04
	La-140	2,50E-02	4,74E-02	1,18E-03
	Ce-141	1,50E-04	4,00E-02	5,99E-06
	Ce-143	2,80E-03	4,91E-02	1,37E-04
	Ce-144	3,90E-03	3,96E-02	1,54E-04
	W-187	2,50E-03	5,24E-02	1,31E-04
Np-239	2,20E-03	4,51E-02	9,93E-05	

2.2 Estimación del Término Fuente en Resinas de Intercambio Iónico

Se considera conservativamente recambio anual de resinas, con lo cual se acumulará material radiactivo en las mismas durante el transcurso de ese periodo de operación. La actividad retenida por los lechos, que es inferida de la actividad del agua del primario, se estima para un caudal en estado estacionario, contemplando las fracciones de retención para cada nucleído y sus tiempos de decaimiento.

Por dichas resinas circula un caudal FD de 12500 kg/h de agua del sistema primario cuya actividad específica fue estimada anteriormente y se indica en la Tabla 9.

Se considera que la fracción del nucleído retenida en resinas (N_{B_i}) será la que corresponda al grupo de nucleídos al que pertenezca y se encuentran tabuladas en la Tabla 7.

Se considera para el término fuente en resinas aquellas clases de nucleídos que circulen por las resinas en el agua del primario y que sean susceptibles de ser retenidos por las resinas de intercambio iónico.

Se retienen nucleídos de las clases 2,3 y 6, no pudiendo retener en resinas gases nobles (clase 1), N^{16} (clase 4) ni tritio (clase 5).

Con respecto al N^{16} , además de no ser susceptible de ser retenido, su vida media es de aproximadamente de 7 segundos. Puede considerarse despreciable su aporte al término fuente al transcurrir 10 vidas medias, con lo cual aproximadamente 70 segundos luego de abandonar el recipiente de presión ya puede desestimarse. Conociendo el tendido de cañerías en cuanto a su longitud y diámetro, como así también el caudal que circula, es posible determinar hasta qué punto del sistema es significativo el aporte de N^{16} . Por cálculos realizados, se conoce que en el reactor CAREM 25 será despreciable el aporte del N^{16} fuera de la contención y por lo tanto queda excluido del término fuente a considerar en el cálculo de blindaje de recintos de filtros y resinas por encontrarse estos recintos ubicados fuera de la contención.

La actividad del nucleído i retenida en las resinas luego de un año de operación, teniendo en cuenta la acumulación y el decaimiento será:

$$A_i(\text{anual}) = A_{i0} \cdot \left(1 + e^{-\lambda_i \cdot t} + e^{-2 \cdot \lambda_i \cdot t} + \dots + e^{-n \cdot \lambda_i \cdot t} \right) \quad \text{Ecuación 3}$$

Siendo:

$$A_{i0} = C_{i0} \cdot FD \cdot NB_i \quad \text{Ecuación 4}$$

Donde:

A_i (anual): Actividad acumulada debido al nucleído i en resinas durante 1 año en C_i

A_{i0} : Actividad inicial del nucleído i en el agua del primario

C_{i0} : Concentración del nucleído i en el agua del primario en C_i/g (Tabla 3)

FD: Caudal de purificación del primario en g/h (Tabla 4)

NB_i : Fracción de remoción del nucleído i en las resinas (Tabla 7)

t : Tiempo de duración de 1 ciclo. Se considera 1 hora.

λ_i : Constante de decaimiento radiactivo del nucleído i en h^{-1}

n : Cantidad de ciclos (8760 ciclos)

El término fuente retenido en las resinas durante un año de operación se presenta en la Tabla 10

Tabla 10 - Término fuente en Resinas de intercambio iónico del sistema de purificación del reactor CAREM 25

NUCLEIDO		ACTIVIDAD RETENIDA EN RESINAS DURANTE UN AÑO (Ci)
CLASE 2	Br-84	4,61E-02
	I-131	2,85E-01
	I-132	3,33E-01
	I-133	5,32E-01
	I-134	3,49E-01
	I-135	5,34E-01
CLASE 3	Rb-88	2,54E-01
	Cs-134	7,48E-02
	Cs-136	1,12E-01
	Cs-137,	1,25E-01
CLASE 6	Na-24	7,57E-01
	Cr-51	1,46E+00
	Mn-54	4,65E+00
	Fe-55	4,50E+00
	Fe-59	2,25E-01
	Co-58	5,35E+00
	Co-60	2,11E+00
	Zn-65	1,35E+00
	Sr-89	1,19E-01
	Sr-90	5,03E-02
	Sr-91	1,15E-02
	Y -91M	1,55E-03
	Y-91	5,07E-03
	Y-93	5,19E-02
	Zr-95	4,14E-01
	Nb-95	1,66E-01
	Mo-99	3,34E-01
	Tc-99m	4,30E-02
	Ru-103	4,99E+00
Ru-106	2,76E+02	

Continuación Tabla 10

NUCLEIDO		ACTIVIDAD RETENIDA EN RESINAS DURANTE UN AÑO (Ci)
CLASE 6	Ag-110m	3,47E+00
	Te-129m	1,08E-01
	Te-129	9,43E-02
	Te-131m	4,04E-02
	Te-131	2,05E-02
	Te-132	1,03E-01
	Ba-140	2,82E+00
	La-140	8,60E-01
	Ce-141	8,26E-02
	Ce-143	8,10E-02
	Ce-144	1,10E+01
	W-187	5,62E-02
	Np-239	1,02E-01

2.3 Estimación del Término Fuente en Filtros

Se propone conservativamente un recambio anual de filtros, por lo que se prevé acumulación de material radiactivo que se encuentre en forma de partícula en los filtros durante ese período de operación.

A los efectos de determinar el patrón de acumulación se adopta como hipótesis que el sistema de filtrado sólo retiene partículas de diámetro superior a 5 μm , que el filtro se encuentra lleno del agua activada del primario, y que además contiene homogéneamente distribuidos a los nucleídos principalmente de la clase 6 y productos de fisión, que componen la matriz de nucleídos que constituyen el denominado CRUD (Chalk River Unidentified Deposits).

. El CRUD está constituido principalmente por una matriz de óxidos metálicos originados fundamentalmente por la corrosión de los materiales constitutivos del circuito primario de refrigeración y entre ellos se destaca el hierro, cromo, níquel e impurezas de cobalto.

Si bien también pueden encontrarse productos de fisión en dicha matriz del CRUD, los productos de corrosión activados son los responsables de más del 90% de los campos de radiación del circuito primario fuera del núcleo siendo el más relevante el Co^{60} .

Se postula a los efectos del cálculo que el 90% de la actividad del CRUD estará constituida por productos de corrosión activados, y entre ellos se han seleccionado los más relevantes desde el punto de vista radiológico. El 10% restante de la actividad retenida en los filtros se postula como productos de fisión y entre ellos conservativamente se le asigna ese 10% al Cs^{137} por su alto impacto radiológico.

Se seleccionaron los productos de corrosión activados que componen el CRUD indicados en el capítulo 12 del US EPR Final Safety Analysis Report. Se considera una fracción de retención en filtros del 9,1 % de actividad de nucleídos presentes en el sistema primario, valor tomado del mismo informe.

La actividad del nucleído i retenida en los filtros luego de un año de operación teniendo en cuenta la acumulación y el decaimiento será:

$$A_i(\text{anual}) = A_{i0} \cdot \left(1 + e^{-\lambda_i \cdot t} + e^{-2 \cdot \lambda_i \cdot t} + \dots + e^{-n \cdot \lambda_i \cdot t} \right) \quad \text{Ecuación 5}$$

Siendo:

$$A_{i0} = C_{i0} \cdot FD \cdot F_R \quad \text{Ecuación 6}$$

Donde:

A_i (anual): Actividad acumulada debido al nucleído i en filtros durante 1 año en C_i

A_{i0} : Actividad inicial del nucleído i en el agua del primario

C_{i0} : Concentración del nucleído i en el CRUD en C_i/g (de Tabla 11)

FD: Caudal de purificación del primario en g/h (de Tabla 4)

F_R : Fracción de retención en filtros (0,091). Valor tomado de Safety Report del Reactor EPR

t : Tiempo de duración de 1 ciclo. Se considera 1 hora.

λ_i : Constante de decaimiento radiactivo del nucleído i en h^{-1}

n : Cantidad de ciclos (8760 ciclos)

Los resultados de la estimación del término fuente retenido en los filtros durante un año de operación se presentan en la Tabla 11.

Tabla 11 - Término fuente en filtros del sistema de purificación

NUCLEIDO	ACTIVIDAD RETENIDA EN FILTROS DURANTE UN AÑO (C_i)
Na-24	7,03E-02
Cr-51	1,35E-01
Mn-54	4,32E-01
Fe-55	4,18E-01
Fe-59	2,09E-02
Co-58	4,96E-01
Co-60	1,96E-01
Zn-65	1,25E-01
W-187	5,22E-03
Cs-137	1,90E-01

Capítulo 3

3. Cálculo de Blindajes

3.1 Descripción de Operaciones de Recambio de Filtros y Resinas de intercambio iónico

Descripción de la Estrategia de Recambio de Resinas

Las resinas de intercambio iónico se ubicarán en recintos aislados en el nivel +10,00 m en zona controlada.

Las resinas una vez agotadas, debido a su alta actividad, son fluidificadas y transferidas hidráulicamente mediante un sistema de cañerías por gravedad desde los lechos hacia piletas blindadas para su almacenamiento interino y decaimiento a la espera de un tratamiento posterior.

Por razones de radioprotección, el lecho de resinas no se encuentra en el mismo recinto que los acoples y mangueras utilizadas en las operaciones de recambio de las mismas, ya que debido a la alta actividad prevista en estas resinas gastadas, el accionamiento de válvulas que comandan operaciones de drenaje y recambio de resinas es conveniente realizarlo mediante un blindaje interpuesto, desde un recinto ubicado en un nivel inferior. También se tiene en cuenta en lo referido a aspectos de radioprotección, el tendido de cañerías a través del cual se realiza el traspaso desde los lechos hasta las piletas de almacenamiento interino. Oportunamente se evaluará la necesidad de blindaje del mismo. Durante la operación de transferencia de resinas podrá eventualmente realizarse un vallado y señalización de la zona, reduciendo al mínimo la exposición ocupacional durante esta operación, la cual será monitoreada mediante un detector en las cercanías de la línea de transferencia a fin de determinar que la operación ha finalizado.

En cuanto a los recintos, las paredes de los mismos cumplen funciones de blindaje y de confinamiento de material radiactivo evitando dispersión de aerosoles al hall de circulación. Los recintos de mayor actividad se encuentran en depresión con respecto al hall del reactor.

Descripción de la Estrategia de Recambio de Filtros

La propuesta para los filtros ubicados en +15,20 m, es que los mismos sean autoblandados. Tendrán un cuerpo de acero cuyo espesor será tal que permita la operación, recambio y su traslado en forma segura desde el nivel +15,20 m hasta su lugar de almacenamiento interino en el nivel -5,80 m. Debido a este blindaje de acero, la tasa de dosis en contacto con el filtro resulta menor y protege durante tiempos cortos al operador que realice operaciones en las cercanías del mismo.

En el caso que la tasa de dosis en contacto con el filtro resulte mayor a la esperada al momento del recambio del filtro, además de realizar un vallado limitando la cantidad de personal en las inmediaciones al recinto, se podrá colocar un sobreenvase de algún material blindante, por ejemplo de plomo, de modo de disminuir la exposición teniendo en cuenta el criterio ALARA.

En cuanto al recambio de los filtros activos, será el operario quien decida que los filtros se encuentran agotados ya sea por alta presión diferencial, y/o por alta actividad que dificulte la tarea de recambio de los mismos.

Se plantea que el recambio de los filtros se realice mediante una máquina construida ad hoc, en forma de campana blindada, con un mecanismo de izado. Dicha maquina es posible posicionarla sobre el filtro autoblandado. Luego de desabulonada la tapa, levantará y retirará el conjunto tapa y elementos filtrantes del cuerpo autoblandado y los colocará en un portafiltro similar (tanque contenedor) que se encuentra a la espera. Luego se traslada el contenedor con el auxilio del puente grúa que se encuentra en un nivel superior a su lugar de almacenamiento interino.

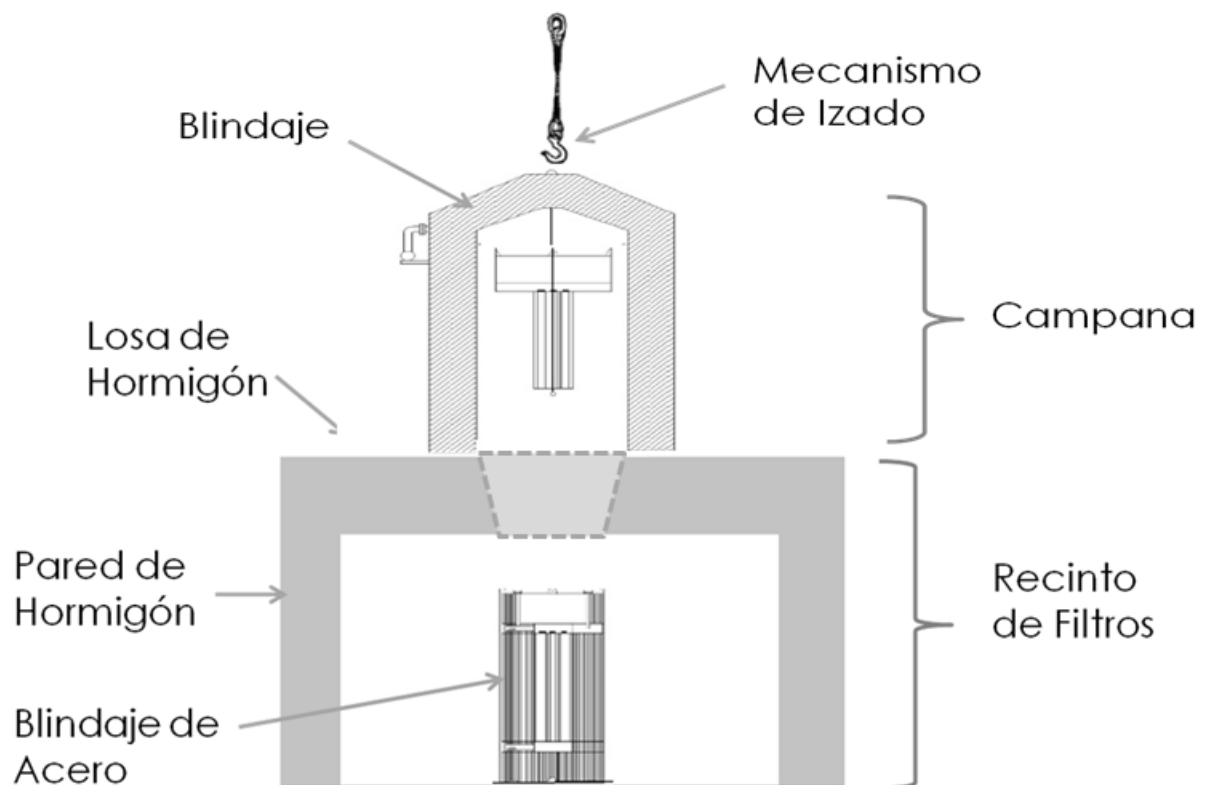
Previo al traslado, se analizará la posibilidad de almacenar el filtro sin su blindaje y en caso de ser posible dicha maniobra, se realizará en una celda que deberá tener los medios de izaje para el filtro.

A medida que la actividad de los mismos decae, podrán retirarse y almacenarse en forma definitiva en un depósito fuera del área controlada o bien

recuperar el blindaje y cuerpo del filtro para los que tengan menor actividad, con el fin de reutilizarlos.

En la Ilustración 3 se observa un esquema tentativo del filtro autoblandado donde puede visualizarse el filtro con sus cuatro elementos filtrantes, el cuerpo blindado de acero y la máquina de recambio de filtros (campana blindada).

Ilustración 3 - Esquema del filtro autoblandado y la campana de recambio de filtro



3.2 Hipótesis Generales para el Cálculo de Blindajes

Para realizar el modelado con el código de cálculo MicroShield, es necesario contar con una estimación del término fuente a blindar, los materiales constitutivos, geometría y dimensiones de la fuente. Además, material del blindaje, dimensiones del recinto y el criterio de diseño en el punto evaluado bajo ciertas hipótesis que serán presentadas en cada caso.

Criterio de Diseño: Tasa de Dosis

En el caso del diseño del blindaje de acero de los filtros, dado que el objetivo es proteger a los trabajadores involucrados en tareas cercanas a la fuente como el desacople y traslado de los mismos durante breves períodos de tiempo, se adopta como criterio de diseño el valor indicado en la normativa de transporte AR 1.10.16 Rev 3, siendo la tasa de dosis en contacto con la superficie del bulto comprendida entre 2 y 10 mSv/h, en condiciones de transporte y modalidad de uso exclusivo.

En el caso del diseño de blindajes de los recintos, se considera como criterio de diseño una tasa de dosis en el punto evaluado en contacto con el blindaje menor o igual que 10 μ Sv/h, valor que surge de tomar el límite de dosis ocupacional anual de 20 mSv y dividirlo por 2000 horas anuales laborables.

Se considera que este es un criterio conservativo, ya que se trata de recintos que se encuentran en zona controlada y que no hay tareas previstas en torno a los mismos de modo habitual, siendo los mismos lugares de tránsito y no de permanencia, por lo que el factor de ocupación previsto en esos puntos de evaluación es bajo.

Materiales Blindantes

Con respecto al blindaje estructural, el mismo estará constituido por paredes y losas de hormigón común. El código de cálculo MicroShield tiene la

posibilidad de modelar una serie de fuentes volumétricas, puntuales y superficiales, simular blindajes y claddings tanto en materiales preestablecidos en una base de datos que posee el código, o bien fabricados por el usuario (custom material).

Con respecto a los espesores de hormigón/acero calculados, cabe aclarar que es posible el empleo de otros materiales ante requerimiento de espacio en caso de ser necesario, pudiendo también realizar combinaciones de materiales de mayor densidad. En el presente trabajo los cálculos se realizan considerando blindaje de hormigón común en el caso de las paredes de los recintos y acero en el caso del blindaje de filtros.

Ubicación de la fuente y punto de cálculo

Se considera que la fuente se sitúa en el centro del recinto y el punto de cálculo estará ubicado en contacto con la cara externa del blindaje.

En el caso de los blindajes de recintos, se calcula el espesor de la pared lateral más cercana a la fuente y no de las losas superiores e inferiores, por ser el lateral el lado más expuesto a la fuente, siendo la fuente en los casos analizados de geometría cilíndrica vertical. En puntos superiores e inferiores respecto a la fuente, inciden mayores factores de autoatenuación de la fuente y presentan menores ángulos sólidos.

El proceso de cálculo realizado con el código de cálculo MicroShield, se realiza en estos casos de modo iterativo. Se propone un blindaje y se ejecuta el código (Ver pantallas y carga de datos en ANEXOS). De acuerdo a la tasa de dosis obtenida en el punto de cálculo y su comparación con el criterio de diseño, podrán realizarse modificaciones en los blindajes y ejecutar nuevamente el código.

3.3 Cálculo de Blindaje del Recinto de Resinas

3.3.1 Modelado de la Fuente – Hipótesis Consideradas

A) Dimensiones: Desde el punto de vista geométrico, se considera la fuente como el equipo conteniendo resinas y agua homogéneamente distribuidas. El mismo es considerado como una fuente cilíndrica de 45 cm de radio y 210 cm de altura. El espesor de cladding de acero se considera de ½ pulgada.

En cuanto a dimensiones del recinto, surge de planos de civil que el mismo es de 2,25 m x 4,00 m.

B) Término Fuente - Nucleídos y Actividad: los nucleídos acumulados en las resinas durante un año de operación y las actividades asociadas a los mismos surgen de la Tabla 10. A los fines del modelado, la actividad se considera uniformemente distribuida en el volumen.

C) Custom Material - Consideraciones

Paredes del recinto de hormigón de densidad 2,35 g/lit.

Cladding del recipiente de hierro de densidad 7,86 g/lit.

La fuente es considerada como agua de densidad 1 g/lit.

3.3.2 Resultado

El espesor de blindaje de hormigón de modo que en contacto con la pared externa, la tasa de dosis en el punto evaluado sea 10 $\mu\text{Sv/h}$, resulta ser de 70 cm.

3.4 Cálculo de Blindaje de Filtros

3.4.1 Modelado de la Fuente– Hipótesis Consideradas

A) Dimensiones: Desde el punto de vista geométrico, se considera a la fuente como el equipo conteniendo las velas y lleno de agua del primario. El mismo es considerado como una fuente cilíndrica de 9 cm de radio y 54 cm de altura. El espesor de cladding de acero se considera de ½ pulgada.

B) Término Fuente - Nucleídos y Actividad: Los nucleídos acumulados en los filtros durante un año de operación y las actividades asociadas a los mismos surgen de la Tabla 11. A los fines del modelado, la actividad se considera uniformemente distribuida en el volumen.

C) Custom Material:

Tanto el cladding como el blindaje del recipiente se consideran de hierro de densidad 7,86 g/lit.

La fuente es considerada como agua de densidad 1 g/lit

3.4.2 Resultado

El espesor de acero de modo que la tasa de dosis en contacto con el filtro se encuentre comprendida entre 2 y 10 mSv/h, resulta de 10 cm.

3.5 Cálculo de Blindaje del Recinto de Filtros

3.5.1 Modelado de la Fuente– Hipótesis Consideradas

A) Dimensiones: Desde el punto de vista geométrico, se considera a la fuente como el equipo conteniendo las velas y lleno de agua. El mismo es considerado como una fuente cilíndrica de 9 cm de radio y 54 cm de altura. El espesor de cladding de acero se considera de ½ pulgada y los filtros serán autoblandados con un espesor de 10 cm de hierro según lo calculado en el punto 3.4.

En cuanto a dimensiones de recinto el mismo es de 2,55 mts x 2,20 mts según surge de planos de civil. La fuente se localizaría en el centro del recinto.

B) Término Fuente - Nucleídos y Actividad: Los nucleídos acumulados en los filtros durante un año de operación y las actividades asociadas a los mismos surgen de la Tabla 11. A los fines del modelado, la actividad se considera uniformemente distribuida en el volumen.

C) Custom Material:

Paredes del recinto hormigón de densidad 2,35 g/lit.

Tanto el cladding como el blindaje de 10 cm del recipiente se consideran de hierro de densidad 7,86 g/lit.

La fuente es considerada como agua de densidad 1 g/lit.

3.5.2 Resultado

El espesor de hormigón de modo que en contacto con la pared externa, la tasa de dosis en el punto evaluado sea 10 $\mu\text{Sv/h}$, resulta ser de 22 cm.

3.6 Tabla Resumen de los Blindajes Calculados

En la Tabla 12 se resumen los blindajes calculados

Tabla 12 - Blindajes Calculados

	MATERIAL DEL BLINDAJE	ESPESOR (cm)
PARED RECINTO RESINAS	Hormigón Común	70
PARED RECINTO FILTROS	Hormigón Común	22
BLINDAJE ANULAR DE FILTROS	Acero	10

Conclusiones

En el presente trabajo se estimaron los blindajes requeridos en los recintos de purificación del sistema primario que alojan filtros y resinas que componen dicho tren de purificación.

El término fuente debido a filtros y resinas a blindar, estimación que fue realizada en el presente trabajo, fue inferido a partir del término fuente del agua del primario. Este último fue reevaluado con los parámetros de la central nuclear CAREM 25 actualizados según el estado de avance actual.

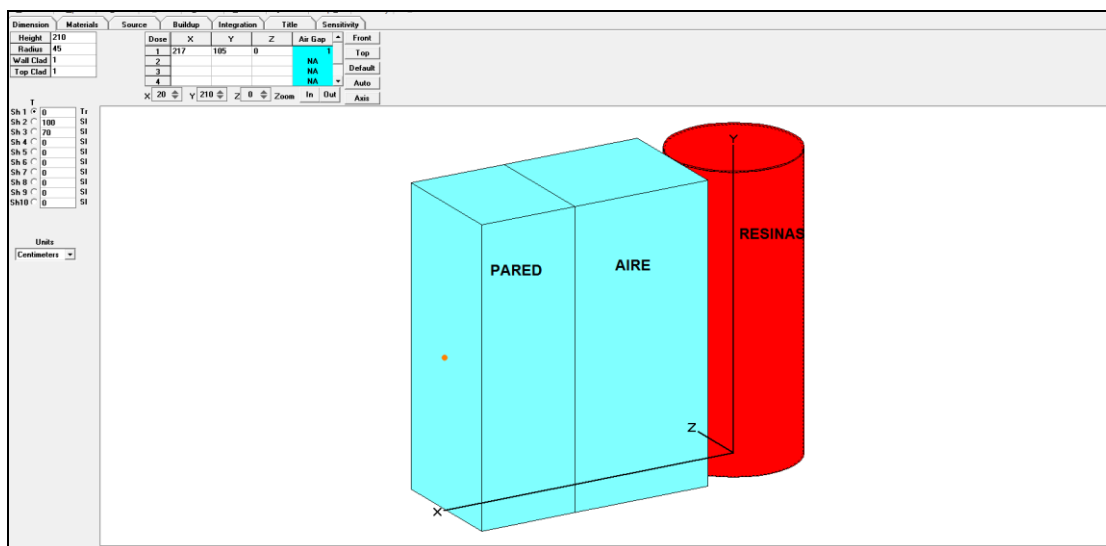
El cálculo de blindajes se realizó mediante el código de cálculo MicroShield. Fueron tenidos en cuenta aspectos de Civil y Lay Out en cuanto a dimensiones y disposición de equipos en planta.

Asimismo mediante las tareas de monitoreo radiológico durante la operación de la planta se puede asegurar el cumplimiento ALARA ante el desvío de los criterios de diseño establecidos mediante la correcta señalización y seguimiento de puntos calientes de modo de evitar exposición inadvertida por parte de los operadores, como así también instalación de blindajes adicionales, e incluso llevar a cabo el recambio anticipado de filtros y resinas ante eventos operacionales que excedan las bases de diseño.

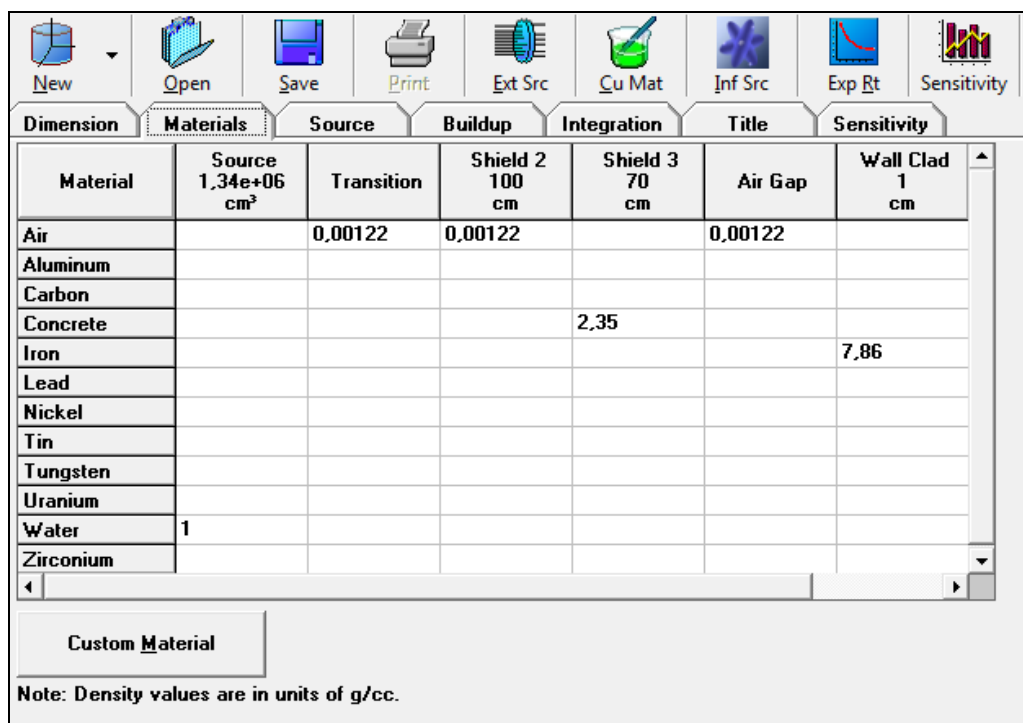
Anexos

ANEXO A) Modelado en MicroShield – Recinto de Resinas

En la primera pantalla de MicroShield se ingresan los datos geométricos de ubicaciones relativas de fuente y blindajes y punto de evaluación de tasa de dosis. Se seleccionó una geometría de las disponibles (en este caso cilíndrica) y la posición del punto del cálculo (lateral en este caso).



La próxima pantalla corresponde a la carga de materiales constitutivos de fuentes, blindajes biológicos y/o estructurales y su respectiva densidad. Serán los materiales descritos anteriormente en 3.3.1 c). El código también permite modelar materiales que no se encuentren preestablecidos y guardarlos en una base de datos.



The screenshot shows a software interface with a menu bar (New, Open, Save, Print, Ext Src, Cu Mat, Inf Src, Exp Rt, Sensitivity) and a tabbed interface with tabs for Dimension, Materials, Source, Buildup, Integration, Title, and Sensitivity. The 'Materials' tab is active, displaying a table with the following data:

Material	Source 1.34e+06 cm ³	Transition	Shield 2 100 cm	Shield 3 70 cm	Air Gap	Wall Clad 1 cm
Air		0,00122	0,00122		0,00122	
Aluminum						
Carbon						
Concrete				2,35		
Iron						7,86
Lead						
Nickel						
Tin						
Tungsten						
Uranium						
Water	1					
Zirconium						

Below the table is a 'Custom Material' button and a note: 'Note: Density values are in units of g/cc.'

En la próxima pantalla se ingresan los datos de la fuente. En esta pantalla se seleccionan nucleídos y se asocia a cada uno la actividad correspondiente. Se cargan los datos de la Tabla 10.

File Edit Display Preferences Tools Window Help

New Open Save Print Ext Src Cu Mat Inf Src Exp Rt Sensitivity VNV

Dimensionn Materials Source Buildup Integration Title Sensitivity

Library : Grove

Standard Indices
 Linear Energy
 Logarithmic
 Exponential

Source Inference (PPS)
 User Defined
 User Defined at Standard Indices

Automatic Groups

Lower Energy Cutoff

Include Photons Below 0.015 MeV
 Exclude Photons Below 0.015 MeV

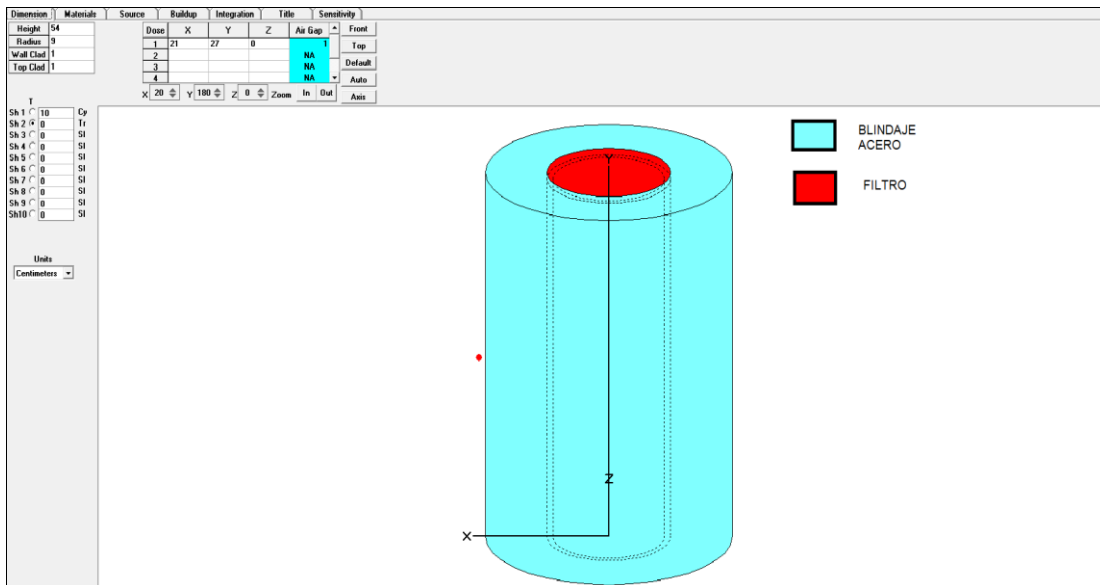
Click on 'Group Photons' to show the photon groupings.

Nuclide	curies	becquerels	μCi/cm ²	Bq/cm ²
Aq-110m	3,4700e+000	1,2839e+011	2,5974e+000	9,6103e+004
Ba-137m	1,1825e-001	4,3753e+009	8,8513e-002	3,2750e+003
Ba-140	2,8200e+000	1,0434e+011	2,1108e+000	7,8101e+004
Br-84	4,6100e-002	1,7057e+009	3,4507e-002	1,2768e+003
Ce-141	8,2600e-002	3,0562e+009	6,1828e-002	2,2876e+003
Ce-143	8,1000e-002	2,9970e+009	6,0630e-002	2,2433e+003
Ce-144	1,1000e+001	4,0700e+011	8,2338e+000	3,0465e+005
Co-58	5,3500e+000	1,9795e+011	4,0046e+000	1,4817e+005
Co-60	2,1100e+000	7,8070e+010	1,5794e+000	5,8437e+004
Cr-51	1,4600e+000	5,4020e+010	1,0928e+000	4,0435e+004
Cs-134	7,4800e-002	2,7676e+009	5,5990e-002	2,0716e+003
Cs-136	1,1200e-001	4,1440e+009	8,3835e-002	3,1019e+003
Cs-137	1,2500e-001	4,6250e+009	9,3566e-002	3,4619e+003
Fe-55	4,5000e+000	1,6650e+011	3,3684e+000	1,2463e+005
Fe-59	2,2500e-001	8,3250e+009	1,6842e-001	6,2315e+003
I-131	2,8500e-001	1,0545e+010	2,1333e-001	7,8932e+003
I-132	3,3300e-001	1,2321e+010	2,4926e-001	9,2226e+003
I-133	5,3200e-001	1,9684e+010	3,9821e-001	1,4734e+004
I-134	3,4900e-001	1,2913e+010	2,6123e-001	9,6657e+003
I-135	5,3400e-001	1,9758e+010	3,9971e-001	1,4789e+004
La-140	8,6000e-001	3,1820e+010	6,4373e-001	2,3818e+004
Mn-54	4,6500e+000	1,7205e+011	3,4806e+000	1,2878e+005
Mo-99	3,3400e-001	1,2358e+010	2,5001e-001	9,2503e+003
Na-24	7,5700e-001	2,8009e+010	5,6663e-001	2,0965e+004
Nb-95	1,6600e-001	6,1420e+009	1,2426e-001	4,5974e+003
Np-239	1,0200e-001	3,7740e+009	7,6349e-002	2,8249e+003
Pr-144	1,0843e+001	4,0118e+011	8,1160e+000	3,0029e+005
Rb-88	2,5400e-001	9,3980e+009	1,9013e-001	7,0346e+003
Rh-103m	4,9769e+000	1,8414e+011	3,7253e+000	1,3784e+005
Rh-106	2,7600e+002	1,0212e+013	2,0659e+002	7,6439e+006
Ru-103	4,9900e+000	1,8463e+011	3,7351e+000	1,3820e+005
Ru-106	2,7600e+002	1,0212e+013	2,0659e+002	7,6439e+006
Sr-89	1,1900e-001	4,4030e+009	8,9074e-002	3,2958e+003
Sr-90	5,0300e-002	1,8611e+009	3,7651e-002	1,3931e+003
Sr-91	1,1500e-002	4,2550e+008	8,6080e-003	3,1850e+002
Tc-99m	4,3000e-002	1,5910e+009	3,2187e-002	1,1909e+003
Te-129	9,4300e-002	3,4891e+009	7,0586e-002	2,6117e+003
Te-129m	1,0800e-001	3,9960e+009	8,0841e-002	2,9911e+003
Te-131	2,0500e-002	7,5850e+008	1,5345e-002	5,6776e+002
Te-131m	4,0400e-002	1,4948e+009	3,0240e-002	1,1189e+003
Te-132	1,0300e-001	3,8110e+009	7,7098e-002	2,8526e+003
W-187	5,6200e-002	2,0794e+009	4,2067e-002	1,5565e+003
Y-90	5,0300e-002	1,8611e+009	3,7651e-002	1,3931e+003
Y-91	5,0700e-003	1,8759e+008	3,7950e-003	1,4042e+002
Y-91m	1,5500e-003	5,7350e+007	1,1602e-003	4,2928e+001
Y-93	5,1900e-002	1,9203e+009	3,8848e-002	1,4374e+003

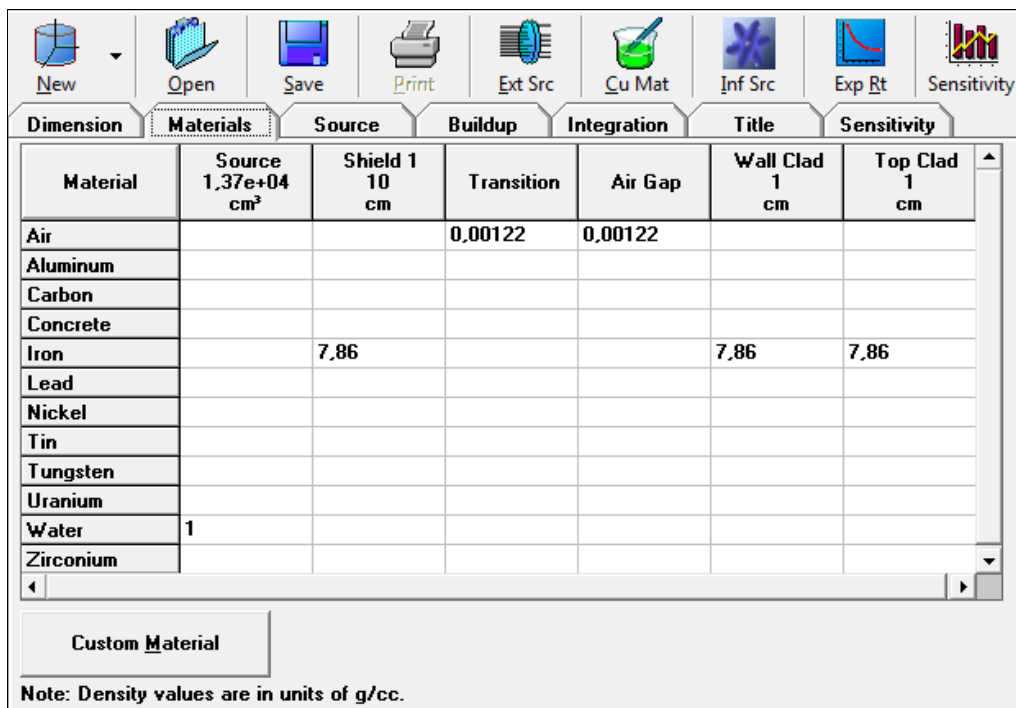
Default
Ext Source
Load external source file.
Decay
Import Nuclides

ANEXO B) Modelado en MicroShield – Filtros Autoblindados

Carga de datos geométricos de ubicaciones relativas de fuente y blindajes y punto de evaluación de tasa de dosis. Se seleccionó geometría cilíndrica y la posición del punto del cálculo lateral.



La próxima pantalla corresponde a la carga de materiales constitutivos de fuentes, blindajes biológicos y/o estructurales y su respectiva densidad. Serán los materiales descritos anteriormente en 3.4.1 c).



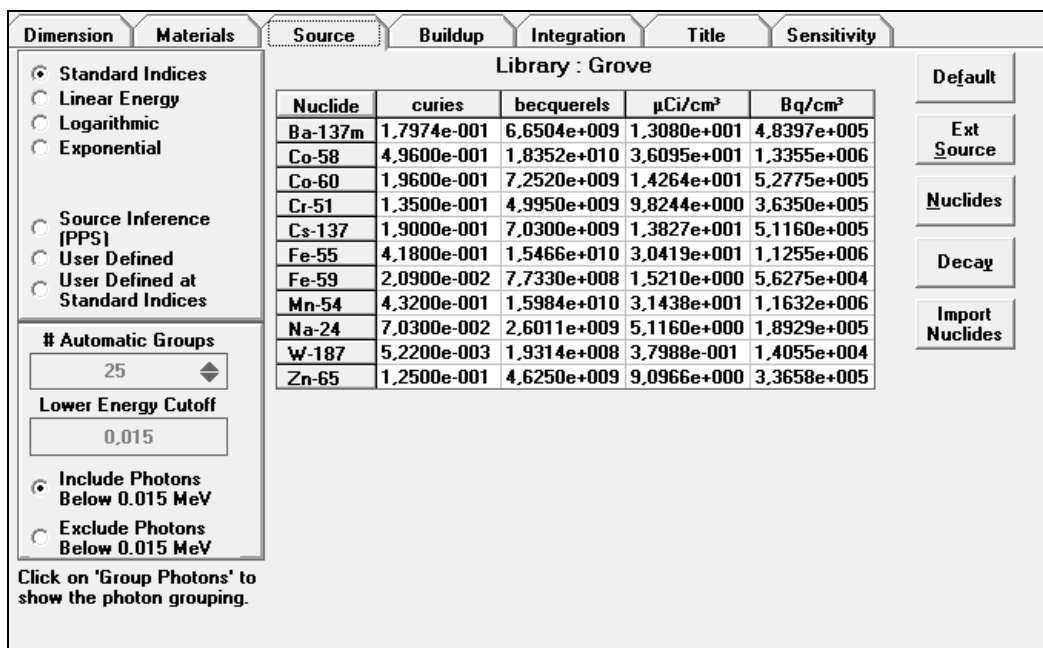
Dimension Materials Source Buildup Integration Title Sensitivity

Material	Source 1.37e+04 cm ²	Shield 1 10 cm	Transition	Air Gap	Wall Clad 1 cm	Top Clad 1 cm
Air			0,00122	0,00122		
Aluminum						
Carbon						
Concrete						
Iron		7,86			7,86	7,86
Lead						
Nickel						
Tin						
Tungsten						
Uranium						
Water	1					
Zirconium						

Custom Material

Note: Density values are in units of g/cc.

A continuación se ingresan los datos de la fuente. En esta pantalla se seleccionan nucleídos y se asocia a cada uno la actividad correspondiente. Se cargan los datos de la Tabla 11.



Dimension Materials Source Buildup Integration Title Sensitivity

Library : Grove

Nuclide	curies	becquerels	μCi/cm ²	Bq/cm ²
Ba-137m	1,7974e-001	6,6504e+009	1,3080e+001	4,8397e+005
Co-58	4,9600e-001	1,8352e+010	3,6095e+001	1,3355e+006
Co-60	1,9600e-001	7,2520e+009	1,4264e+001	5,2775e+005
Cr-51	1,3500e-001	4,9950e+009	9,8244e+000	3,6350e+005
Cs-137	1,9000e-001	7,0300e+009	1,3827e+001	5,1160e+005
Fe-55	4,1800e-001	1,5466e+010	3,0419e+001	1,1255e+006
Fe-59	2,0900e-002	7,7330e+008	1,5210e+000	5,6275e+004
Mn-54	4,3200e-001	1,5984e+010	3,1438e+001	1,1632e+006
Na-24	7,0300e-002	2,6011e+009	5,1160e+000	1,8929e+005
W-187	5,2200e-003	1,9314e+008	3,7988e-001	1,4055e+004
Zn-65	1,2500e-001	4,6250e+009	9,0966e+000	3,3658e+005

Standard Indices
 Standard Indices
 Linear Energy
 Logarithmic
 Exponential

Source Inference (PPS)
 User Defined
 User Defined at Standard Indices

Automatic Groups

Lower Energy Cutoff

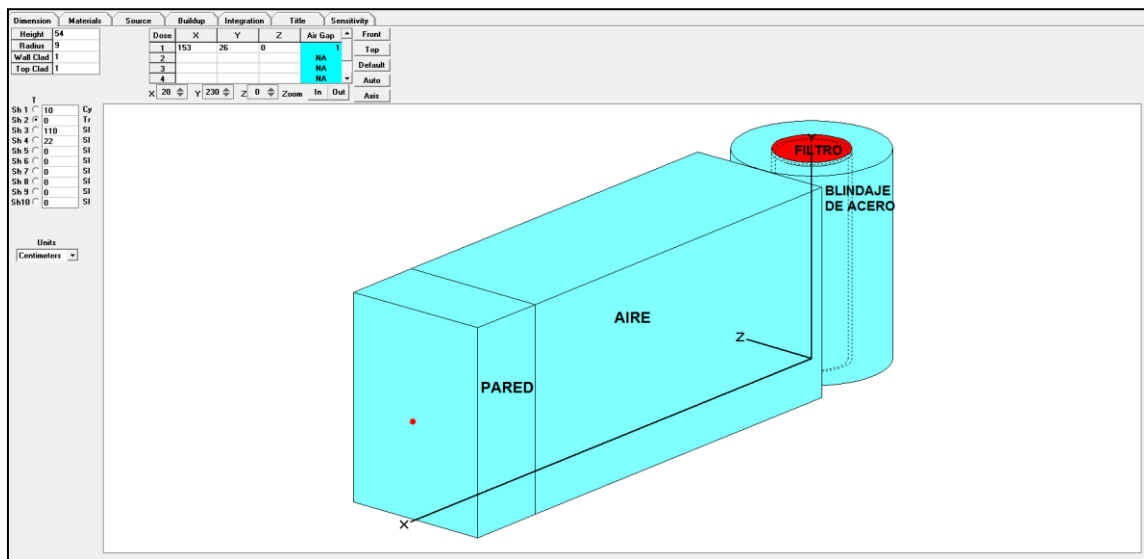
Include Photons Below 0.015 MeV
 Exclude Photons Below 0.015 MeV

Click on 'Group Photons' to show the photon grouping.

Default
 Ext Source
 Nuclides
 Decay
 Import Nuclides

ANEXO C) Modelado en MicroShield - Recinto de Filtros

Puede visualizarse en la primera pantalla de MicroShield los datos geométricos de ubicaciones relativas de fuente y blindajes y punto de evaluación de tasa de dosis. Se seleccionó una geometría de las disponibles (en este caso cilíndrica) y la posición del punto del cálculo (lateral en este caso).



La próxima pantalla corresponde a la carga de materiales constitutivos de fuentes, blindajes biológicos y/o estructurales y su respectiva densidad. Serán los materiales descritos anteriormente en 3.5.1 c).

Dimension	Materials	Source	Buildup	Integration	Title	Sensitivity
Material	Source 1,37e+04 cm ³	Shield 1 10 cm	Transition	Shield 3 110 cm	Shield 4 22 cm	Air Gap
Air			0,00122	0,00122		0,00122
Aluminum						
Carbon						
Concrete					2,35	
Iron		7,86				
Lead						
Nickel						
Tin						
Tungsten						
Uranium						
Water	1					
Zirconium						

Custom Material

Note: Density values are in units of g/cc.

A continuación se ingresan los datos de la fuente. En esta pantalla se seleccionan nucleídos y se asocia a cada uno la actividad correspondiente. Se cargan los datos de la Tabla 11.

Dimension	Materials	Source	Buildup	Integration	Title	Sensitivity
<input checked="" type="radio"/> Standard Indices <input type="radio"/> Linear Energy <input type="radio"/> Logarithmic <input type="radio"/> Exponential <input type="radio"/> Source Inference (PPS) <input type="radio"/> User Defined <input type="radio"/> User Defined at Standard Indices # Automatic Groups: 25 Lower Energy Cutoff: 0,015 <input checked="" type="radio"/> Include Photons Below 0.015 MeV <input type="radio"/> Exclude Photons Below 0.015 MeV Click on 'Group Photons' to show the photon grouping.						
Library : Grove						
Nuclide	curies	becquerels	µCi/cm ³	Bq/cm ³		
Ba-137m	1,7974e-001	6,6504e+009	1,3080e+001	4,8397e+005		
Co-58	4,9600e-001	1,8352e+010	3,6095e+001	1,3355e+006		
Co-60	1,9600e-001	7,2520e+009	1,4264e+001	5,2775e+005		
Cr-51	1,3500e-001	4,9950e+009	9,8244e+000	3,6350e+005		
Cs-137	1,9000e-001	7,0300e+009	1,3827e+001	5,1160e+005		
Fe-55	4,1800e-001	1,5466e+010	3,0419e+001	1,1255e+006		
Fe-59	2,0900e-002	7,7330e+008	1,5210e+000	5,6275e+004		
Mn-54	4,3200e-001	1,5984e+010	3,1438e+001	1,1632e+006		
Na-24	7,0300e-002	2,6011e+009	5,1160e+000	1,8929e+005		
W-187	5,2200e-003	1,9314e+008	3,7988e-001	1,4055e+004		
Zn-65	1,2500e-001	4,6250e+009	9,0966e+000	3,3658e+005		

Default
Ext Source
Nuclides
Decay
Import Nuclides

Referencias Bibliográficas

- ANSI/ANS- American National Standard, ANSI/ANS-18.1-1999, “Radioactive Source Term for Normal Operation of Light Water Reactors”
- Capítulo 12 UK EPR Safety Analysis Report, AREVA -2012
- Transporte de Materiales Radiactivos - Norma AR 10.16.1
- Curso de Posgrado en Protección Radiológica y Seguridad Nuclear de las Fuentes de Radiación - 2006