

***“DESARROLLO DE METODOLOGÍA Y ANÁLISIS DE LOS
SISTEMAS DE LA CENTRAL CAREM-25 PARA DETERMINAR SI
CUMPLEN EL ROL DE BARRERA REQUERIDO POR
PROTECCIÓN RADIOLÓGICA”***

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

Autora: María Macarena Ruiz Vázquez

Director: Gabriel Tomasi

Abril de 2017



UNSAM
UNIVERSIDAD
NACIONAL DE
SAN MARTÍN

INDICE

RESUMEN	2
1 CAPÍTULO 1	4
1.1 INTRODUCCIÓN	4
1.1.1 Referencias Internacionales	4
2 CAPÍTULO 2	6
2.1 METODOLOGÍA DE ANÁLISIS	6
2.2 SISTEMAS ANALIZADOS DE LA CENTRAL CAREM-25	9
2.2.1 Características de la Central Nuclear CAREM-25	9
2.2.2 Descripción de los sistemas analizados de la Central Nuclear CAREM-25	9
2.2.3 Actividad específica de los sistemas evaluados	10
3 CAPÍTULO 3	11
3.1 DESARROLLO	11
3.1.1 Hipótesis consideradas	14
3.1.2 Cálculo de concentración máxima	16
3.1.3 Vías de exposición	19
3.1.4 Dosis efectiva debida a inhalación	20
3.1.5 Dosis efectiva debida a irradiación por inmersión en nube radiactiva	22
3.1.6 Dosis efectiva debida a irradiación por depósito	24
3.1.7 Dosis efectiva por Tritio	26
3.1.8 Dosis efectiva por Carbono 14	27
3.1.9 Dosis total hipotética en el grupo crítico	28
3.1.10 Cálculo de la actividad de referencia descargada	30
3.1.11 Cálculo de la descarga	32
3.1.12 Eventos considerados en el análisis	33
3.2 RESULTADOS	36
4 CONCLUSIONES	37
5 REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS	40

RESUMEN

Es de importancia para el proyecto CAREM-25, en su actual etapa de diseño, la correcta clasificación mecánica de sus distintas estructuras, sistemas y componentes, teniendo en cuenta la función de seguridad que deban cumplir dentro de la instalación. Con este fin, en el presente trabajo se analiza cuáles de los distintos sistemas deben asegurar el confinamiento y limitar la liberación del material radiactivo con el fin de proteger al público de las emisiones que pudieran ser liberadas en caso de falla o rotura durante el estado normal de operación. A esta función se la denomina rol de barrera desde el punto de vista de protección radiológica.

Este estudio se realiza para sistemas de la Central Nuclear CAREM-25 que no contengan residuos radiactivos, por tener un tratamiento particular fuera del alcance del presente trabajo, y para aquellos no contemplados en una clase mecánica superior por la función de seguridad que cumplen.

Este trabajo propone una metodología para llevar a cabo la evaluación de los sistemas anteriormente mencionados y, al no contar en la actualidad con una metodología establecida a nivel nacional, se adoptan diferentes criterios que surgen de la integración de referencias internacionales.

Esta integración se refleja en la combinación de dos criterios de evaluación. En primer lugar, se estudian aquellos sistemas cuya actividad específica supera 1 MBq/l, valor adoptado del UK EPR Pre-construction Safety Report. Para estos sistemas se simula que el impacto radiológico potencial fuera de la instalación debido a la falla o rotura de sus estructuras, sistemas o componentes, sea en el grupo crítico 5 mSv, el cual es el criterio adoptado de la NRC Regulatory Guide 1.26, considerando distintos escenarios bajo hipótesis conservativas. Para cada uno de dichos escenarios se estima el término fuente que debería liberarse dentro de la instalación para obtener el impacto radiológico anteriormente mencionado, de manera tal de poder evaluar si los sistemas estudiados deben cumplir el rol de barrera debido a aspectos radiológicos.

Posteriormente, en conjunto con otras áreas técnicas, debe analizarse la factibilidad de ocurrencia de liberación del término fuente anteriormente mencionado. En el caso de que dicha liberación resulte factible, se elevará la consecuente necesidad de clasificación mecánica desde el punto de vista de protección radiológica, para así asegurar el confinamiento del material radiactivo y limitar su liberación protegiendo al público de las potenciales emisiones.

CAPÍTULO 1

1.1 INTRODUCCIÓN

Las estructuras, sistemas y componentes se diseñan, fabrican, erigen y prueban según normas de calidad acordes con la importancia de la función de seguridad que desempeñan, entre las que se encuentra el confinamiento del material radiactivo y la limitación de emisiones radiactivas durante eventos de falla o rotura, de modo tal de proteger al público de las liberaciones que pudieran ocurrir. Esta función de seguridad se define, desde el punto de vista radiológico, como rol de barrera.

Para proteger al público ante eventos que provoquen la liberación de material radiactivo, se deben tener en cuenta tanto la fuente radiactiva a confinar, como así también el impacto radiológico fuera de la instalación que provocaría su hipotética liberación.

Desde el punto de vista radiológico, la fuente radiactiva a confinar está definida por la actividad específica de cada sistema de la central nuclear, la cual depende de las características de diseño y operación de la central nuclear bajo análisis.

En el presente trabajo se establecen los criterios radiológicos y la metodología implementada para analizar que sistemas de la central nuclear CAREM-25 deben cumplir la función de seguridad de rol de barrera desde el punto de vista radiológico, para un evento de falla o rotura de estructuras, sistemas o componentes durante el estado normal de operación, de manera tal que permita la correcta clasificación mecánica necesaria para asegurar el cumplimiento de dicha función de seguridad.

1.1.1 Referencias Internacionales

UK EPR Pre-Construction Safety Report de AREVA [1]

AREVA es una empresa de origen francés con amplia experiencia en la construcción y provisión de componentes para plantas nucleares a nivel internacional. Al día de hoy ha participado en más de cien plantas tanto su desarrollo técnico como en servicios de asesoramiento.

En su documento UK EPR Pre-Construction Safety Report se adopta como criterio clasificar aquellas estructuras, sistemas y componentes que tengan actividad específica mayor a 1 MBq/l.

NRC Regulatory Guide 1.26 [2]

La guía regulatoria 1.26 de la NRC (Nuclear Regulatory Commission) establece 5 mSv en el grupo crítico como criterio radiológico para analizar los distintos sistemas que contienen material radiactivo, de tal manera de establecer si los mismos deben cumplir con la función de rol de barrera desde el punto de vista de protección radiológica.

Para aquellas estructuras, sistemas y componentes de los sistemas que cumplen dicho rol, según se indica en la guía, se considera inactivo tanto el aislamiento automático como el sistema de tratamiento del material radiactivo liberado, a menos que el aislamiento o capacidad de tratamiento se encuentre diseñada acorde y sea capaz de soportar pérdida de energía externa.

Cabe destacar que se encuentran excluidos del análisis los sistemas que contienen residuos radiactivos (tratados en la Guía regulatoria NRC Regulatory Guide 1.143) y aquellos que por la función de seguridad que desempeñan, ya contemplan el mencionado rol de barrera por tener una clasificación de seguridad superior.

CAPÍTULO 2

2.1 METODOLOGÍA DE ANÁLISIS

A efectos de analizar el rol de barrera desde el punto de vista de protección radiológica que pudieran cumplir las distintas estructuras, sistemas y componentes de los distintos sistemas de la central nuclear es necesario establecer un criterio para definir que sistemas serán analizados. Para ello, al no contar con una metodología establecida a nivel nacional, se adoptan determinados criterios utilizados por el UK EPR Pre-Construction Safety Report [1] y la NRC Regulatory Guide 1.26 [2], efectuando de esta manera una integración de los criterios de dichas referencias internacionales.

En una primera instancia quedan excluidos de este análisis aquellos sistemas que contengan residuos radiactivos y aquellos que por la función de seguridad que desempeñan, ya contemplan el mencionado rol de barrera por tener una clasificación de seguridad superior (Por ejemplo, la envuelta de presión).

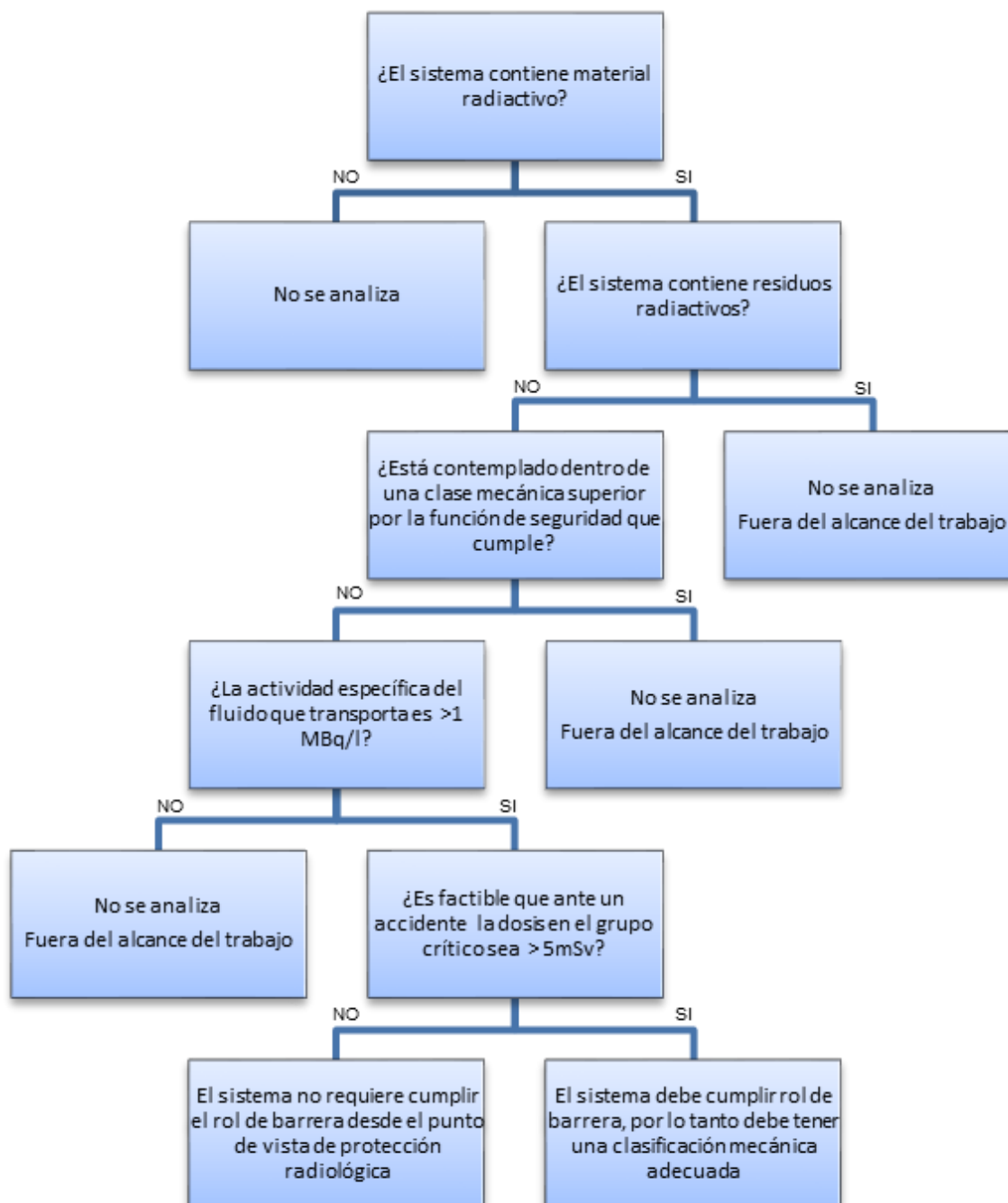
Luego, de los sistemas de la Central Nuclear CAREM-25, se analizan sólo aquellos que transportan fluidos radiactivos con una actividad específica mayor a 1 MBq/l [1]. Para estos sistemas se simula un impacto radiológico potencial de 5 mSv en el grupo crítico fuera de la instalación debido a una falla o rotura de sus estructuras, sistemas o componentes [2], considerando distintos escenarios bajo hipótesis conservativas durante la operación normal. Para cada uno de dichos escenarios se estima el término fuente que debería liberarse dentro de la instalación para obtener el impacto radiológico anteriormente mencionado, de manera tal de poder evaluar si los sistemas estudiados deben cumplir el rol de barrera debido a aspectos radiológicos.

Al integrar el segundo criterio con el primero, se mejora el análisis, de modo tal de lograr una optimización de recursos asociados a dicha clasificación.

Para el análisis de los eventos se postula una duración de una hora, asumiendo conservativamente que dicho tiempo es aceptable para la detección y la actuación manual para la aislación de la vía de liberación en cuestión.

Cabe destacar que el término fuente que ocasionaría una dosis de 5 mSv se simula a los fines de analizar, posteriormente con otras áreas técnicas, la factibilidad de ocurrencia de la misma. En caso de que la descarga sea factible, se elevará la necesidad de clasificación mecánica para su implementación.

A continuación se presenta un esquema de la metodología de análisis anteriormente descripta (Esquema 1).



Esquema 1: Metodología de Análisis

2.2 SISTEMAS ANALIZADOS DE LA CENTRAL CAREM-25

2.2.1 Características de la Central Nuclear CAREM-25

El proyecto CAREM 25 se basa en el diseño innovador de un reactor nuclear de baja potencia (100 MWt), el cual se encuentra en proceso de construcción en la localidad de Lima, Provincia de Buenos Aires.

Esta nueva central nuclear cuenta con soluciones simples e innovadoras que incrementan y optimizan los estándares de seguridad. El concepto central sobre el que se desarrolla su diseño y que lo caracteriza, se basa en que el circuito primario, los mecanismos de control de la fisión nuclear y parte del circuito secundario se encuentran integrados en el recipiente de presión, el cual se encuentra auto-presurizado y la refrigeración del núcleo se realiza por convección natural.

El diseño de la Central Nuclear CAREM-25 prevé un amplio respaldo para garantizar la seguridad, con sistemas pasivos que reducen el margen de fallas y aportan mayor confiabilidad.

2.2.2 Descripción de los sistemas analizados de la Central Nuclear CAREM-25

A continuación, se describen brevemente los sistemas en estudio que contienen material radiactivo con una actividad específica mayor a 1 MBq/l, excluyendo del presente trabajo aquellos sistemas que transporten residuos radiactivos y aquellos que por la función de seguridad que desempeñan, ya contemplan una clasificación de seguridad superior.

- **Sistema de purificación y control de volumen**

Tiene como función acondicionar el agua del sistema primario para mantener las especificaciones físicas, químicas y radiológicas dentro de los valores requeridos. También tiene como función controlar la presión y nivel del recipiente de presión durante la secuencia de arranque, parada y operación normal del reactor.

- **Gestión de corrientes líquidas radiactivas**

Este sistema recibirá las corrientes líquidas originadas en la planta, teniendo la capacidad de tratar dichas corrientes antes de su descarga para cumplir con los requerimientos químicos y radiológicos ambientales. Para ello se dispone de tres métodos diferentes de tratamiento de acuerdo a la calidad de agua a tratar y el destino de la misma: dosificación de reactivos, evaporación de las corrientes líquidas para su concentración o purificación vía lecho de intercambio iónico.

- **Sistema de gestión de corrientes gaseosas radiactivas**

El sistema cumple la función de colección y tratamiento de las corrientes gaseosas radiactivas provenientes de los venteos de líneas y equipos, barridos y del desgasado del agua del sistema primario.

2.2.3 Actividad específica de los sistemas evaluados

Tabla 1: Actividad específica de los sistemas

Sistema	Actividad específica (MBq/l)
Sistema de purificación y control de volumen Hasta filtros y resinas	4,57x10 ²
Sistema de purificación y control de volumen Después de filtros y resinas	4,17x10 ²
Sistema de gestión de corrientes líquidas radiactivas	3,70x10 ¹
Sistema de gestión de corrientes gaseosas radiactivas	1,08x10 ³

CAPÍTULO 3

3.1 DESARROLLO

Para cada nucleído susceptible de ser liberado ante la falla de un sistema, estructura o componente se determina la actividad de referencia a descargar (J_i) que dé como resultado una dosis efectiva en el grupo crítico de 5 mSv utilizando la técnica de derivación de límites [6]. Para esto se parte de una descarga hipotética, que a los fines prácticos del trabajo se fija en 1 Bq/s, y se calcula la dosis hipotética que esta descarga produce en el grupo crítico durante el período que ocurre el evento, el cual se estimó conservativamente en 1 hora, para la detección y la actuación manual con el fin de efectuar la aislación de la vía de liberación de material radiactivo.

Luego, mediante la ecuación 1, puede calcularse la actividad de referencia a descargar de tal manera de producir en el grupo crítico una dosis de 5 mSv.

$$j_i = \frac{5mSv \times 1Bq/seg}{Dosis_{hi}} \times t \times \frac{3600seg}{h} \times \frac{TBq}{10^{12} Bq} \quad \text{Ecuación 1}$$

Donde:

J_i : Actividad de referencia descargada por el nucleído i por chimenea (TBq)

$Dosis_{hi}$: Dosis hipotética que produce en el grupo crítico una descarga de 1 Bq/s del nucleído i en mSv para el período considerado para el evento

t : Tiempo durante el cual ocurre el evento (se asume 1 hora)

Para estimar la actividad descargada de una mezcla de nucleídos de tal manera de obtener un impacto radiológico de 5 mSv en el grupo crítico, debe cumplirse que:

$$\sum_{i=1}^n \frac{Q_i}{J_i} \leq 1 \quad \text{Ecuación 2}$$

Siendo Q_i :

$$Q_i = Q_{Ts} \times X_{is} \times ARF_i \times (1 - f_{Ri}) \times RF_i \quad \text{Ecuación 3}$$

Por lo tanto, despejando Q_{Ts} de la ecuación 3, la actividad descargada para cada evento considerado es la siguiente:

$$Q_{Ts} = \frac{1}{\sum_{i=1}^n \frac{X_{is} \times ARF_i \times (1 - f_{Ri}) \times RF_i}{J_i}} \quad \text{Ecuación 4}$$

Donde:

Q_{Ts} : Descarga total para el evento s (TBq)

Q_i : Descarga por chimenea del nucleído i (TBq)

X_{is} : Fracción de cada nucleído i en el vector considerado en el evento s.

f_{ri} : Factor de retención del sistema de tratamiento de gases activos para el nucleído i

ARF_i : Fracción aerolizable del nucleído i

RF_i : Fracción respirable del nucleído i

J_i : Actividad de referencia descargada por chimenea por el nucleído i (TBq)

Finalmente, el valor de descarga total estimada (Q_{Ts}) se analiza en conjunto con las demás áreas técnicas involucradas a fin de determinar si existen fallas o roturas factibles que se correspondan con ese valor de descarga, con el objetivo de llevar a cabo su correcta clasificación mecánica.

A continuación se presentan las hipótesis consideradas como así también el proceso de cálculo.

3.1.1 Hipótesis consideradas

- **Instalación**

Los nucleídos que constituyen el término fuente de los distintos sistemas de la Central Nuclear CAREM 25 fueron estimados por el grupo de protección radiológica en una etapa anterior según lo propuesto por la normativa ANSI/ANS-18.1-1999 [7] que reúne información operacional de los distintos reactores de potencia de agua liviana en operación normal.

Para halógenos se consideró una fracción aerolizable $ARF=1$ y una fracción respirable $FR=1$, mientras que para el resto de las especies químicas para soluciones líquidas se consideró $ARF=0,1$ y $FR=0,7$ según bibliografía [8]

El factor de retención f_{ri} del sistema de tratamiento de gases activos para el nucleído i , será cero, ya que no se considera activo el sistema de filtrado de aire de la ventilación.

Las fracciones de cada nucleído para los distintos eventos considerados se presentan en la tabla 8.

- **Modelo de dispersión**

El modelo adoptado para las descargas gaseosas es el gaussiano de dispersión atmosférica. Este modelo se utilizó para predecir de la concentración de nucleídos en la ubicación del grupo crítico.

- **Grupo crítico**

Las dosis efectivas recibidas por los miembros del público varían significativamente, dependiendo de factores tales como la edad, el metabolismo, la dieta y otros hábitos, así como de factores ambientales. En protección radiológica, esta variabilidad se contempla mediante la definición de grupo crítico hipotético.

Cuando se estudia el impacto radiológico de una instalación nuclear, el grupo crítico es considerado como un grupo hipotético que habita en los puntos de mayor

concentración de nucleídos descargados por la instalación, residiendo allí todo el año. Estas suposiciones de máxima tienen en cuenta los posibles cambios que tengan lugar en las condiciones de vida y usos del ambiente durante el período operacional de las instalaciones.

En el presente trabajo se considera conservativamente como grupo crítico conservativamente a una población hipotética de infantes menores de un año que se encuentra a una distancia de 1000 metros de la instalación y en dirección al viento desde la central CAREM-25. Dicha distancia corresponde a la ubicación de máxima concentración para las características de la instalación (altura de chimenea 40 m y velocidad de viento 1 m/s [9]).

3.1.2 Cálculo de concentración máxima

La concentración en aire se calcula para cada nucleído de interés según la siguiente ecuación obtenida de bibliografía [5], la cual proporciona datos de concentración de nucleídos a ras de suelo ($z = 0$) y en la dirección del viento ($y = 0$), a lo largo del eje en el que sopla el viento, el eje x :

$$C_{a,i}(x, 0, 0) = \frac{Q_{hi,i}}{\pi u S_y S_z} \times e^{-\frac{h^2}{2 S_z^2}} \times e^{-\frac{\lambda_i x}{u}} \quad \text{Ecuación 5}$$

Donde:

$C_{a,i}$: Concentración en aire a 1000 m del punto de descarga (Bq/m^3)

$Q_{hi,i}$: Descarga hipotética del nucleído i (1Bq/s)

u : Velocidad del viento (1 m/s) [9]

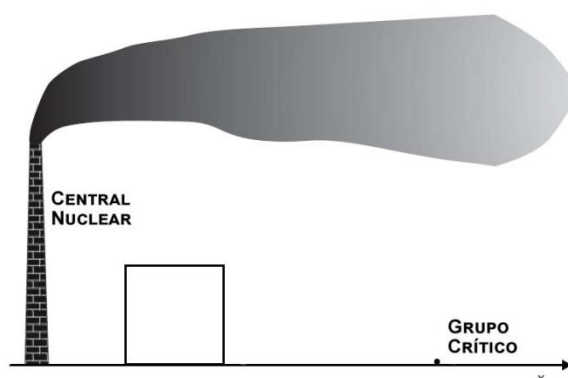
S_y : Coeficiente de dispersión en y (surge de fórmulas de Briggs tomando un valor conservativo de las categorías de estabilidad de Pasquill [9]) (m)

S_z : Coeficiente de dispersión en z (surge de fórmulas de Briggs tomando un valor conservativo de las categorías de estabilidad de Pasquill [9]) (m)

x : Distancia desde el punto de emisión (1000 m)

h : Altura del punto de emisión (40 m)

λ_i : Constante de decaimiento del nucleído i (s^{-1}) - Tabla 2.



Esquema 2: Dispersión de nucleídos en la atmósfera

Los valores de concentración en aire $C_{a,i}$ (Bq/m^3) resultantes de la ecuación 5 para cada nucleído en base a una descarga hipotética de 1 Bq/s y a una distancia de 1000 m donde se encuentra el grupo crítico se indican en la siguiente tabla:

Tabla 2: Concentración $C_{a,i}$ expresada en Bq/m^3 correspondiente a una distancia 1000 m del punto de emisión para una descarga hipotética de 1 Bq/s

NUCLEÍDO	CONSTANTE DE DECAIMIENTO λ_i (hr^{-1})	CONCENTRACION EN AIRE $C_{a,i}$ (Bq/m^3) base 1Bq/s
Kr-85m	1,55E-01	4,74E-05
Kr-85	7,40E-06	4,95E-05
Kr-87	5,50E-01	4,25E-05
Kr-88	2,44E-01	4,63E-05
Xe-131m	2,43E-03	4,95E-05
Xe-133m	1,30E-02	4,93E-05
Xe-133	5,50E-03	4,94E-05
Xe-135m	7,90E-01	3,98E-05
Xe-135	7,60E-02	4,85E-05
Xe-137	1,09E+01	2,40E-06
Xe-138	2,93E+00	2,19E-05
Br-84	1,31E+00	3,44E-05
I-131	3,60E-03	4,95E-05
I-132	3,01E-01	4,55E-05
I-133	3,33E-02	4,91E-05
I-134	7,92E-01	3,97E-05
I-135	1,05E-01	4,81E-05
Rb-88	2,33E+00	2,59E-05
Cs-134	3,85E-05	4,95E-05
Cs-136	2,20E-03	4,95E-05
Cs-137	2,64E-06	4,95E-05
H-3	6,43E-06	4,95E-05
Na-24	4,60E-02	4,89E-05
Cr-51	1,04E-03	4,95E-05
Mn-54	9,30E-05	4,95E-05
Fe-55	2,90E-05	4,95E-05
Fe-59	6,48E-04	4,95E-05
Co-58	4,07E-04	4,95E-05

NUCLEÍDO	CONSTANTE DE DECAIMIENTO λ_i (hr ⁻¹)	CONCENTRACION EN AIRE $C_{a,i}$ (Bq/m ³) base 1Bq/s
Co-60	1,50E-05	4,95E-05
Zn-65	1,18E-04	4,95E-05
Sr-89	5,72E-04	4,95E-05
Sr-90	2,72E-06	4,95E-05
Sr-91	7,30E-02	4,85E-05
Y -91M	8,40E-01	3,92E-05
Y-91	4,93E-04	4,95E-05
Y-93	6,90E-02	4,86E-05
Zr-95	4,50E-04	4,95E-05
Nb-95	8,24E-04	4,95E-05
Mo-99	1,05E-02	4,94E-05
Tc-99m	1,15E-01	4,80E-05
Ru-103	7,34E-04	4,95E-05
Ru-106	7,85E-05	4,95E-05
Ag-110m	1,16E-04	4,95E-05
Te-129m	8,60E-04	4,95E-05
Te-129	6,00E-01	4,19E-05
Te-131m	2,30E-02	4,92E-05
Te-131	1,66E+00	3,12E-05
Te-132	8,86E-03	4,94E-05
Ba-140	2,30E-03	4,95E-05
La-140	1,70E-02	4,93E-05
Ce-141	8,89E-04	4,95E-05
Ce-143	2,10E-02	4,92E-05
Ce-144	1,02E-04	4,95E-05
W-187	2,90E-02	4,91E-05
Np-239	1,20E-02	4,93E-05
Mn-56	2,69E-01	4,95E-05
Ni-63	7,92E-07	4,59E-05

3.1.3 Vías de exposición

Luego de la descarga de material radiactivo a la atmósfera, las principales vías de exposición del hombre a la radiación a medida que la nube radiactiva se dispersa y es transportada por el viento, son la irradiación externa por el material contenido en la nube (Dosis por inmersión), y la irradiación interna debido a inhalación de dicho material (Dosis por inhalación). Los nucleídos se depositan gradualmente sobre el terreno, exponiendo al hombre a la irradiación externa por el material depositado (Dosis debida a depósito), y a la irradiación interna por ingestión de alimentos (Dosis por ingestión).

En el presente trabajo la dosis por ingestión no fue considerada dado que se estima que durante el evento se toman medidas de prevención para evitar la dosis por esa vía, declarando prohibición de consumo de alimentos producidos en la zona afectada.

El Safety Report Series 19 [5] propone evaluar la dosis resultante debida al Tritio y al Carbono 14 utilizando modelos que emplean un enfoque de actividad específica, para una mejor evaluación. Por lo tanto, la dosis total hipotética, será entonces la suma de las dosis debidas a todas las vías consideradas (inmersión en nube, depósito, inhalación, Tritio y Carbono-14).

A continuación se presentan los métodos de cálculo de las diferentes vías de irradiación y los factores dosimétricos extraídos de diversas publicaciones. En todos los casos se consideró conservativamente el factor dosimétrico para infantes que resulta ser más conservativo.

3.1.4 Dosis efectiva debida a inhalación

La dosis efectiva debida a inhalación se calcula para cada nucleído según:

$$E_{inha,i} = C_{a,i} \times e_{inha,i} \times V_{resp} \times t$$

Ecuación 6

Donde:

$E_{inha,i}$: Dosis efectiva debida a inhalación (Sv).

$C_{a,i}$: Concentración en aire a 1000 m del punto de descarga (Bq/m³).

V_{resp} : Tasa respiratoria para niños menores de 1 año (1400 m³/año) según Safety Report Series No 19 [5]

$e_{inha,i}$: Factor dosimétrico por inhalación del nucleído i (Sv/Bq) – Tabla 3.

t: Tiempo durante el cual ocurre el evento (se asume 1 hora).

Tabla 3: Factores dosimétricos por inhalación

NUCLEÍDO	FACTOR DOSIMÉTRICO POR INHALACION $e_{inha,i}$ (Sv/Bq)
Br-84	3,70E-10
I-131	7,20E-08
I-132	1,10E-09
I-133	1,90E-08
I-134	4,60E-10
I-135	4,10E-09
Rb-88	1,90E-10
Cs-134	1,10E-08
Cs-136	7,30E-09
Cs-137	8,80E-09
Na-24	2,30E-09
Cr-51	2,60E-10
Mn-54	7,60E-09
Fe-55	4,20E-09
Fe-59	2,40E-08
Co-58	9,20E-09

NUCLEÍDO	FACTOR DOSIMÉTRICO POR INHALACION
	$e_{inha,i}$ (Sv/Bq)
Co-60	9,50E-08
Zn-65	1,90E-08
Sr-89	1,50E-08
Sr-90	1,30E-07
Sr-91	1,40E-09
Y -91M	7,40E-11
Y-91	4,30E-08
Y-93	4,60E-09
Zr-95	2,40E-08
Nb-95	7,70E-09
Mo-99	6,70E-09
Tc-99m	1,40E-10
Ru-103	1,30E-08
Ru-106	2,60E-07
Ag-110m	5,00E-08
Te-129m	3,80E-08
Te-129	3,30E-10
Te-131m	8,70E-09
Te-131	3,50E-10
Te-132	2,20E-08
Ba-140	1,40E-08
La-140	8,80E-09
Ce-141	1,60E-08
Ce-143	5,90E-09
Ce-144	2,10E-07
W-187	2,00E-09
Np-239	5,90E-09
Mn-56	1,10E-09
Ni-63	2,50E-06

3.1.5 Dosis efectiva debida a irradiación por inmersión en nube radiactiva

La dosis efectiva debida a inmersión en nube se calcula para cada nucleído según:

$$E_{inm,i} = C_{a,i} \times O_f \times DF_{inm,i} \times t \quad \text{Ecuación 7}$$

Donde:

$E_{inm,i}$: Dosis efectiva por inmersión (Sv)

$C_{a,i}$: Concentración en aire a 1000 m del punto de descarga (Bq/m³)

$DF_{inm,i}$: Coeficiente de dosis efectiva externa por inmersión en nube (Sv m³/d Bq)

- Tabla 4

O_f : Fracción anual para la cual el grupo crítico se encuentra expuesto por este medio, en forma conservativa se asume como 1.

t : Tiempo durante el cual ocurre el evento (se asume 1 hora)

Tabla 4: Coeficientes de dosis efectiva externa por inmersión en nube

NUCLEIDO	COEFICIENTE DE DOSIS EFECTIVA EXTERNA POR INMERSIÓN EN NUBE DF_{inm} (Sv m ³ /d Bq)
Kr-85m	5,90E-10
Kr-85	2,20E-11
Kr-87	3,40E-09
Kr-88	8,40E-09
Xe-131m	3,20E-11
Xe-133m	1,10E-10
Xe-133	1,20E-10
Xe-135m	1,60E-09
Xe-135	9,60E-10
Xe-137	9,84E-10
Xe-138	4,70E-09
Br-84	5,30E-09
I-131	1,95E-09
I-132	1,25E-08

NUCLEIDO	COEFICIENTE DE DOSIS EFECTIVA EXTERNA POR INMERSIÓN EN NUBE
	DF_{inm} (Sv m ³ /d Bq)
I-133	3,12E-09
I-134	1,42E-08
I-135	8,40E-09
Rb-88	3,59E-09
Cs-134	8,16E-09
Cs-136	1,15E-08
Cs-137	3,12E-09
Na-24	2,39E-10
Cr-51	1,61E-10
Mn-54	4,56E-09
Fe-59	6,24E-09
Co-58	5,04E-09
Co-60	1,34E-08
Zn-65	2,74E-09
Sr-89	7,20E-13
Sr-91	3,59E-09
Y-91	3,30E-09
Zr-95	3,84E-09
Nb-95	4,08E-09
Mo-99	3,29E-09
Tc-99m	6,30E-10
Ru-103	2,40E-09
Ru-106	1,06E-09
Ag-110m	1,37E-08
Te-129m	1,29E-09
Te-129	2,29E-11
Te-131m	9,32E-09
Te-132	1,21E-09
Ba-140	9,84E-10
La-140	1,26E-08
Ce-141	3,84E-10
Ce-143	1,34E-09
Ce-144	7,40E-09
W-187	2,40E-09
Np-239	1,37E-09
Mn-56	1,70E-11

3.1.6 Dosis efectiva debida a irradiación por depósito

Para el cálculo de dosis recibida por irradiación externa debida al depósito se procedió según lo indicado en el Safety Report Series No19 [5]

$$E_{gr,i} = O_f \times \sum C_{gr,i} \times DF_{gr,i} \times t \quad \text{Ecuación 8}$$

$$C_{gr,i} = d_i \times \frac{[1 - \exp(-\lambda E_i \times t_b)]}{\lambda E_i} \quad \text{Ecuación 9}$$

$$d_i = C_{a,i} \times (V_d + V_w) \quad \text{Ecuación 10}$$

$$\lambda E_i = \lambda_i + \lambda_{s,i} \quad \text{Ecuación 11}$$

$$V_{t,i} = V_{d,i} + V_{w,i} \quad \text{Ecuación 12}$$

Donde:

$E_{gr,i}$: Dosis efectiva debida a depósito (Sv)

$DF_{gr,i}$: Coeficiente de dosis efectiva debida a depósito (Sv m²/Bq año) - Tabla 5

$C_{gr,i}$: Concentración superficial (Bq/m²)

$C_{a,i}$: Concentración en aire a 1000 m del punto de descarga (Bq/m³) - Tabla 2

O_f : Fracción anual para la cual el grupo crítico se encuentra expuesto por este medio, en forma conservativa se asume como 1

d_i : Velocidad de deposición (Bq /m²d) [5]

λE_i : Constante de velocidad efectiva de reducción de actividad(d⁻¹)

λ_i : Constante de decaimiento del radionucleído i (d⁻¹) [5]

$\lambda_{s,i}$: Constante de decaimiento superficial del radionucleído (para Cs y Sr se asume dicho valor como 0,00014 d⁻¹; mientras que para el resto se asume como cero) [5]

t_b : Duración de la descarga del material radiactivo (se asume 1 hora) [5]

$V_{d,i}$: Coeficiente de deposición seca (m/d) [5]

$V_{w,i}$: Coeficiente de deposición húmeda (m/d) [5]

$V_{T,i}$: Coeficiente deposición total, en forma conservativa se asume como 1000 m/d [5]

t: Tiempo de exposición al depósito (se considera 1 año sin remediación de suelos)

Tabla 5: Coeficientes de dosis efectiva debida a depósito y constantes de decaimiento superficial

NUCLEIDO	CONSTANTE DE DECAIMIENTO SUPERFICIAL	COEFICIENTE DE DOSIS EFECTIVA DEBIDA A DEPÓSITO
	λ_s (d ⁻¹)	$DF_{gr,i}$ (Sv m ² /año Bq)
I-131	0,00E+00	1,20E-08
I-132	0,00E+00	7,20E-08
I-133	0,00E+00	2,00E-08
I-134	0,00E+00	8,30E-08
I-135	0,00E+00	9,30E-10
Rb-88	0,00E+00	7,20E-08
Cs-134	1,40E-04	4,90E-08
Cs-136	1,40E-04	6,70E-08
Cs-137	1,40E-04	1,80E-08
Na-24	0,00E+00	1,20E-07
Cr-51	0,00E+00	9,80E-10
Mn-54	0,00E+00	2,60E-08
Fe-59	0,00E+00	3,60E-08
Co-58	0,00E+00	3,00E-08
Co-60	0,00E+00	7,50E-08
Zn-65	0,00E+00	1,80E-08
Sr-89	1,40E-04	2,20E-09
Sr-90	1,40E-04	3,50E-09
Sr-91	1,40E-04	2,10E-08
Y -91M	0,00E+00	1,70E-08
Y-91	0,00E+00	2,40E-09
Zr-95	0,00E+00	4,70E-08
Nb-95	0,00E+00	2,40E-08
Mo-99	0,00E+00	9,20E-09
Tc-99m	0,00E+00	3,90E-09
Ru-103	0,00E+00	1,50E-08

NUCLEIDO	CONSTANTE DE DECAIMIENTO SUPERFICIAL	COEFICIENTE DE DOSIS EFECTIVA DEBIDA A DEPÓSITO
	λ_s (d ⁻¹)	DF _{gr,i} (Sv m ² /año Bq)
Ru-106	0,00E+00	1,10E-08
Ag-110m	0,00E+00	8,50E-08
Te-129m	0,00E+00	1,90E-09
Te-129	0,00E+00	1,84E-09
Te-131m	0,00E+00	4,90E-08
Te-131	0,00E+00	1,30E-08
Te-132	0,00E+00	7,90E-08
Ba-140	0,00E+00	5,60E-09
La-140	0,00E+00	6,70E-08
Ce-141	0,00E+00	2,40E-09
Ce-144	0,00E+00	5,70E-09
W-187	0,00E+00	1,50E-08
Np-239	0,00E+00	5,20E-09
Mn-56	0,00E+00	4,90E-08

3.1.7 Dosis efectiva por Tritio

$$E_{H-3} = C_H \times f_H \times E_H/H \times t \quad \text{Ecuación 13}$$

Donde:

E_{H-3}: Dosis efectiva por Tritio (Sv)

C_H: Concentración de H-3 en el grupo crítico (Bq/m³) - Tabla 2

f_H: Fracción de incorporación de agua derivada del vapor de agua atmosférico que contempla absorción a través de piel, inhalación, así como también en la formación de lluvia que se incorpora en los alimentos y agua potable, se asume en forma conservativa como 1. [5]

E_H: Factor de conversión de tasa de dosis (Sv/año por Bq/l de agua contenida en el cuerpo humano) 2,6 x10⁻⁸ Sv l/Bq año [5]

H: Humedad absoluta atmosférica, se asume conservativamente como 6,10⁻³ l/m³ [5]

t: Tiempo durante el cual ocurre el evento (se asume 1 hora)

3.1.8 Dosis efectiva por Carbono 14

$$E_{C-14} = C_C \times f_C \times E_C / H^0 \times t \quad \text{Ecuación 14}$$

Donde:

E_{C14} : Dosis efectiva por Carbono 14 (Sv)

C_C : Concentración de C-14 en el grupo crítico (Bq/m³)

f_C : Fracción total de la dieta de carbono, se asume en forma conservativa como 1 [5]

E_C : Factor de conversión de tasa de dosis (Sv/a) a concentración de C-14 por g de C en la gente, $5,6 \times 10^{-5}$ Sv/a por Bq/g. [5]

H^0 : Concentración de aerosoles de carbono, se asume conservativamente como $0,18 \text{g/m}^3$ [5]

t : Tiempo durante el cual ocurre el evento (se asume 1 hora)

3.1.9 Dosis total hipotética en el grupo crítico

La suma de las dosis calculadas en el grupo crítico para las distintas vías presentadas en los puntos 3.1.4 a 3.1.8 será la dosis hipotética total en el grupo crítico y se presentan a continuación:

Tabla 6: Dosis hipotética que produciría una descarga de 1Bq/s en el grupo crítico a 1000 m del punto de emisión

NUCLEIDO	DOSIS TOTAL HIPOTÉTICA DOSIS_{hi} (mSv) en base a descarga hipotética de 1 Bq/s
Kr-85m	1,17E-12
Kr-85	4,54E-14
Kr-87	6,02E-12
Kr-88	1,62E-11
Xe-131m	6,60E-14
Xe-133m	2,26E-13
Xe-133	2,47E-13
Xe-135m	2,65E-12
Xe-135	1,94E-12
Xe-137	9,83E-14
Xe-138	4,30E-12
Br-84	9,63E-12
I-131	2,53E-08
I-132	1,18E-07
I-133	4,04E-08
I-134	9,49E-08
I-135	1,82E-09
Rb-88	3,01E-08
Cs-134	1,01E-07
Cs-136	1,38E-07
Cs-137	3,72E-08
H-3	2,45E-14
Na-24	2,39E-07
Cr-51	2,02E-09
Mn-54	5,37E-08

NUCLEIDO	DOSIS TOTAL HIPOTÉTICA
	DOSIS _{hi} (mSv) en base a descarga hipotética de 1 Bq/s
Fe-55	3,32E-11
Fe-59	7,44E-08
Co-58	6,19E-08
Co-60	1,55E-07
Zn-65	3,73E-08
Sr-89	4,65E-09
Sr-90	8,25E-09
Sr-91	4,10E-08
Y-91M	1,88E-08
Y-91	5,30E-09
Y-93	3,57E-11
Zr-95	9,71E-08
Nb-95	4,95E-08
Mo-99	1,89E-08
Tc-99m	7,36E-09
Ru-103	3,10E-08
Ru-106	2,47E-08
Ag-110m	1,76 E-07
Te-129m	4,22E-09
Te-129	2,42E-09
Te-131m	9,94E-08
Te-131	8,25E-09
Te-132	1,62E-07
Ba-140	1,16E-08
La-140	1,36E-07
Ce-141	5,07E-09
Ce-143	4,92E-11
Ce-144	1,34E-08
W-187	3,03E-08
Np-239	1,07E-08
Mn-56	8,22E-08
Ni-63	7,85E-11

3.1.10 Cálculo de la actividad de referencia descargada

Para el grupo crítico y con los valores de dosis hipotética que produce en el grupo crítico una descarga de 1 Bq/s del nucleído i (Tabla 6) se puede calcular la actividad de referencia descargada por cada nucleído según a ecuación 1 anteriormente mencionada en el punto 3.1:

$$J_i = \frac{5mSv \times 1Bq/seg}{Dosis_{hi}} \times t \times \frac{3600seg}{h} \times \frac{TBq}{10^{12} Bq}$$

Donde:

J_i: Actividad de referencia descargada del radionucleido i por chimenea (TBq) - Tabla 7

Dosis_{hi}: Dosis hipotética que produce en el grupo crítico una descarga de 1 Bq/s del nucleído i en mSv - Tabla 6

t: Tiempo durante el cual ocurre el evento (se asume 1 hora)

Tabla 7: Actividad de referencia descargada (TBq)

NUCLEIDO	ACTIVIDAD DE REFERENCIA DESCARGADA J _i (TBq)
Kr-85m	5,98E+04
Kr-85	1,59E+06
Kr-87	1,07E+04
Kr-88	4,23E+03
Xe-131m	1,09E+06
Xe-133m	3,18E+05
Xe-133	2,91E+05
Xe-135m	2,30E+04
Xe-135	3,65E+04
Xe-137	7,56E+04
Xe-138	9,10E+03
Ar-41	6,76E+03
Br-84	5,69E+03
I-131	2,85E+00
I-132	5,73E-01

NUCLEIDO	ACTIVIDAD DE REFERENCIA DESCARGADA
	Ji (TBq)
I-133	1,77E+00
I-134	6,43E-01
I-135	3,88E+01
Rb-88	1,47E+00
Cs-134	7,12E-01
Cs-136	5,21E-01
Cs-137	1,94E+00
H-3	2,94E+03
Na-24	2,99E-01
Cr-51	3,56E+01
Mn-54	1,34E+00
Fe-55	2,17E+03
Fe-59	9,67E-01
Co-57	2,02E+03
Co-58	1,16E+00
Co-60	4,63E-01
Zn-65	1,93E+00
Sr-89	1,55E+01
Sr-90	8,73E+00
Sr-91	1,73E+00
Y -91M	3,22E+00
Y-91	1,36E+01
Y-93	1,99E+03
Zr-95	7,41E-01
Nb-95	1,45E+00
Mo-99	3,80E+00
Tc-99m	9,55E+00
Ru-103	2,32E+00
Ru-106	2,91E+00
Ag-110m	4,10E-01
Te-129m	1,71E+01
Te-129	2,63E+01
Te-131m	7,21E-01
Te-131	6,17E+00
Te-132	4,44E-01
Ba-140	6,18E+00

NUCLEIDO	ACTIVIDAD DE REFERENCIA DESCARGADA
	Ji (TBq)
La-140	5,26E-01
Ce-141	1,42E+01
Ce-143	1,46E+03
Ce-144	5,36E+00
W-187	2,36E+00
Np-239	6,73E+00
C-14	4,09E+01
Mn-56	8,28E-01
Ni-63	9,17E+02
Sb-125	2,48E+00

3.1.11 Cálculo de la descarga

Para estimar la actividad de referencia descargada de tal manera obtener un impacto radiológico de 5 mSv se utilizará la ecuación 4 mencionada en el punto 3.1:

$$Q_{Ts} = \frac{1}{\sum_{i=1}^n \frac{X_{is} \times ARF_i \times (1 - f_{Ri}) \times RF_i}{J_i}}$$

Donde:

Q_{Ts} : Descarga total para el evento s (TBq)

Q_i : Descarga por chimenea del nucleído i (TBq)

X_{is} : Fracción de cada nucleído en el vector considerado en el evento s. – Tabla 8

f_{ri} : Factor de retención del sistema de tratamiento de gases activos para el nucleído i (0, ya que no se considera activo el sistema de filtrado de aire de la ventilación)

ARF_i : Fracción aerolizable. Para halógenos se consideró un $ARF=1$, mientras que para el resto de las especies químicas para soluciones líquidas se consideró $ARF=0,1$ según bibliografía [8]

RF_i : Fracción respirable del nucleído i. Para halógenos se consideró una $FR=1$, mientras que para el resto de las especies químicas para soluciones líquidas se consideró $FR=0,7$ según bibliografía [8]

j_i : Actividad de referencia descargada por chimenea por el nucleído i (TBq) - Tabla 7

3.1.12 Eventos considerados en el análisis

- **Evento 1: Falla en componente que origina fugas de agua del primario**

Esta falla podría originarse en el sistema de purificación y control de volumen (aguas arriba de filtros y resinas), en los toma muestras, drenajes y venteos del sistema primario antes del sistema de purificación y también en el sistema de corrientes líquidas radiactivas.

- **Evento 2: Falla en componente que origina fugas gaseosas radiactivas aguas abajo del sistema de purificación de agua del primario**

Esta falla puede proceder del sistema de purificación y control de volumen aguas abajo de filtros y resinas tanto en fases líquidas (por ejemplo líneas de retorno del tanque de control de volumen) como gaseosas (por ejemplo domo del tanque de control de volumen, columna desorción, etc.)

- **Evento 3: Falla en componente del sistema que origina fugas de los concentrados del evaporador**

Falla proveniente del sistema de gestión de corrientes líquidas radiactivas (evaporador y concentrados), toma muestras, drenajes y venteos de este sistema.

- **Evento 4: Falla en componente que origina fugas gaseosas radiactivas en tanques de decaimiento y venteos**

Este evento puede producirse en el sistema de gestión de corrientes gaseosas radiactivas en los tanques de decaimiento y venteos.

A continuación se presentan los datos de fracción de nucleídos para cada evento:

Tabla 8: Fracción de cada nucleído por evento

NUCLEIDO	EVENTO 1	EVENTO 2	EVENTO 3	EVENTO 4
	Fracción X_{i1}	Fracción X_{i2}	Fracción X_{i3}	Fracción X_{i4}
Kr-85m	2,66E-03	2,91E-03	0,00E+00	2,94E-03
Kr-85	8,73E-01	9,57E-01	0,00E+00	9,66E-01
Kr-87	2,82E-04	3,09E-04	0,00E+00	3,12E-04
Kr-88	2,99E-04	3,28E-04	0,00E+00	3,31E-04
Xe-131m	1,66E-02	1,82E-02	0,00E+00	1,40E-02
Xe-133m	1,24E-03	1,36E-03	0,00E+00	1,04E-03
Xe-133	5,59E-04	6,12E-04	0,00E+00	4,71E-04
Xe-135m	2,15E-03	2,91E-03	0,00E+00	1,81E-03
Xe-135	1,42E-02	1,56E-02	0,00E+00	1,20E-02
Xe-137	5,63E-04	6,17E-04	0,00E+00	4,74E-04
Xe-138	1,01E-03	1,11E-03	0,00E+00	8,50E-04
Br-84	2,20E-04	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
I-131	6,71E-06	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
I-132	5,66E-04	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
I-133	1,14E-04	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
I-134	1,25E-03	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
I-135	3,48E-04	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Rb-88	2,97E-03	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Cs-134	1,30E-07	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Cs-136	3,20E-06	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Cs-137	1,86E-07	0,00E+00	1,00E-01	0,00E+00
H-3	8,10E-02	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Na-24	2,25E-04	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Cr-51	1,00E-05	0,00E+00	2,60E-02	0,00E+00
Mn-54	5,13E-06	0,00E+00	5,13E-02	0,00E+00
Fe-55	3,84E-06	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Fe-59	9,68E-07	0,00E+00	3,60E-06	0,00E+00
Co-58	1,48E-05	0,00E+00	9,90E-02	0,00E+00
Co-60	1,70E-06	0,00E+00	5,57E-01	0,00E+00
Zn-65	1,63E-06	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Sr-89	4,51E-07	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Sr-90	3,84E-08	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00

NUCLEIDO	EVENTO 1	EVENTO 2	EVENTO 3	EVENTO 4
	Fracción X_{i1}	Fracción X_{i2}	Fracción X_{i3}	Fracción X_{i4}
Sr-91	5,33E-06	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Y -91M	5,84E-06	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Y-91	1,67E-08	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Y-93	2,29E-05	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Zr-95	1,26E-06	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Nb-95	9,05E-07	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Mo-99	2,30E-05	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Tc-99m	3,09E-05	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Ru-103	2,42E-05	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Ru-106	2,88E-04	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Ag-110m	4,17E-06	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Te-129m	6,14E-07	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Te-129	2,81E-04	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Te-131m	6,06E-06	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Te-131	1,10E-04	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Te-132	6,01E-06	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Ba-140	4,28E-05	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
La-140	9,58E-05	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Ce-141	4,85E-07	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Ce-143	1,11E-05	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Ce-144	1,25E-05	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
W-187	1,06E-05	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Np-239	8,04E-06	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Mn-56	0,00E+00	0,00E+00	8,95E-06	0,00E+00
Ni-63	0,00E+00	0,00E+00	1,63E-01	0,00E+00

3.2 RESULTADOS

A continuación se presenta la tabla de resultados en la que puede observarse la descarga producida (Q_{TS}) en una hora para cada evento, que representaría un impacto radiológico de 5 mSv en el grupo crítico.

Tabla 9: Descargas (Q_{TS})

	EVENTO 1	EVENTO 2	EVENTO 3	EVENTO 4
DESCARGA EN 1 HORA	$8,80 \times 10^1 \text{TBq}$	$1,83 \times 10^5 \text{TBq}$	$2,59 \times 10^0 \text{TBq}$	$2,06 \times 10^5 \text{TBq}$

CONCLUSIONES

- **EVENTO 1**

La descarga en 1 hora de 88 TBq equivale a $1,94 \times 10^5$ Kg de agua del primario. Por lo tanto, la masa de agua que debería ser liberada durante este evento para alcanzar el valor establecido como criterio de rol de barrera es mayor a la cantidad total de agua del sistema primario en el recipiente de presión (35888 Kg).

Cabe aclarar que además desde el punto de vista de procesos el sistema de purificación y control de volumen cuenta con instrumentación correctamente clasificada que permite que se detecte la fuga/pérdida dentro de un tiempo razonable (menor a una hora como se ha planteado), evitando de esta manera la pérdida completa del agua del sistema primario.

El tiempo para que ocurra la pérdida total del agua del sistema primario supera el tiempo razonable en que el operador tuvo que haber realizado acciones para evitar la fuga/pérdida en base a los parámetros de procesos medidos en el recipiente de presión (tales como nivel y presión del recipiente) y del sistema de procesos (presión, caudal de bomba, enclavamiento de bombas por bajo nivel en el recipiente de presión, etc.). Además, si se produce un evento por pérdida de refrigerante, sin acción de lo de los sistemas activos, entrará el sistema de inyección de seguridad, para evitar el descubrimiento del núcleo, de tal manera que se diluye el agua del primario.

Debido al tiempo disponible para llevar a cabo la acción de detectar y aislar el sistema, no es requerido un bloqueo automático de estos sistemas que aislen la fuga/pérdida desde el punto de vista de rol de barrera.

Por otro lado, la pileta que contiene corrientes líquidas radiactivas posee un volumen inferior al volumen que debería ser descargado para alcanzar el valor establecido como rol de barrera.

Se concluye entonces que las estructuras, sistemas y componentes involucradas en el evento 1 no requieren una clasificación mecánica superior.

- **EVENTO 2**

La actividad de gases nobles que tendría que ser liberada durante este evento para alcanzar el valor establecido como criterio de rol de barrera equivale a $4,39 \times 10^8$ Kg de agua del primario, la cual supera la cantidad de gases nobles presentes al momento de la parada tanto para eventos en fase líquida, en la cual debería liberarse una masa de agua del primario mucho mayor a la presente en el tanque de control de volumen (37300 Kg, considerando, conservativamente, todo el volumen disponible) como así también en fase gaseosa ya que debería liberarse una actividad 2500 veces mayor que la existente al momento de la parada, la cual es de 73,6 TBq.

Desde el punto de vista de procesos, el tanque de control de volumen cuenta con un control de presión que hace que pequeñas fugas sean compensadas a través de la inyección de N_2 . Por lo tanto, se tendrá que analizar el caudal de este gas requerido y analizar la tendencia con relación al consumo en operación normal.

Todas las estructuras y componentes asociados poseen instrumentación clasificada correctamente de manera de asegurar la correcta detección de una falla o rotura. Esto es válido tanto para el tanque de control de volumen como para la torre de absorción/desorción.

Por lo expresado anteriormente se concluye que la descarga que podría ocurrir debido a la falla en las estructuras, sistemas y componentes englobados en este evento producirán un impacto radiológico en el grupo crítico por debajo del valor establecido como rol de barrera, con lo cual no requieren una clasificación mecánica superior

- **EVENTO 3**

La descarga en 1 hora de 2,59 TBq representa 70 m^3 de concentrados. Por lo tanto, el volumen de concentrados que tendría que ser liberado durante este evento para alcanzar un impacto en el grupo crítico igual al establecido como criterio de rol de barrera es mucho mayor al volumen de concentrados que podría haber en la planta (dos tanques de $1,63 \text{ m}^3$ cada uno) por lo cual estas estructuras, sistemas y componentes no requieren una clasificación superior.

- **EVENTO 4**

La actividad de gases nobles que tendría que ser liberada ante la falla o rotura de estructuras, sistemas y componentes involucradas durante este evento para alcanzar un impacto en el grupo crítico igual al establecido como criterio de rol de barrera es 2800 veces mayor a la actividad acumulada de gases nobles en la planta (73,6 TBq). Por lo tanto las mismas no requieren una clasificación mecánica superior.

REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] UK EPR Pre-Construction Safety Report.
- [2] NRC Regulatory Guide 1.26. "Quality group classifications and standards for water – ,steam – ,and radioactive – waste – containing components of nuclear power plants"
- [3] Guía AR 1, Rev1. "Factores dosimétricos para irradiación externa y contaminación interna, y niveles de intervención para alimentos"
- [4] Norma AR 10.1.1, Rev 3. "Norma básica de seguridad radiológica". ARN.
- [5] Safety Reports Series No.19 – "Generic models for use in assessing the impact of discharges of radioactive substances to the environment" - International Atomic Energy Agency, Vienna, 2001.
- [6] IAEA TECDOC 1380 "Derivation of activity limits for the disposal of radioactive waste in near surface disposal facilities"
- [7] American National Standard, ANSI/ANS-18.1-1999, "Radioactive source term for normal operation of light water reactors".
- [8] DOE-HDBK-3010-94 "Airborne release fractions/rates and respirable fractions for nonreactor nuclear facilities"
- [9] NRC Regulatory Guide 1.4 "Assumptions used for evaluating the potencial radiological consequences of a loss of coolant accident for pressurized water reactors".