



“Análisis de seguridad de situaciones accidentales en un depósito para el almacenamiento transitorio de residuos radioactivos de aceites de uranio”

Carrera: Especialización en Radioquímica y Aplicaciones Nucleares

Alumna: Lic. Regina Mancuso  
Director: Esp. Lucas Chao  
Co-directora: Esp. Ayelén Giomi

18 de Julio 2023





## **Agradecimientos**

Para la Especialista Silvina Marabini por el aporte esencial para la realización del presente trabajo y a mis colegas del PNGRR que colaboraron con datos e información sobre la instalación.

Un agradecimiento para Ayelén Giomi y especialmente para Lucas Chao por su esmerada dedicación y acompañamiento a lo largo del camino recorrido.



## Contenido

### LISTADO DE ABREVIATURAS

|  |    |
|--|----|
| 1. RESUMEN .....   |    |
| 2. INTRODUCCIÓN .....  | 1  |
| 2.1 Objetivos.....   | 2  |
| 2.2 Evaluaciones de impacto radiológico.....                     | 3  |
| 2.3 HOTSPOT.....   | 3  |
| 2.4 Importancia radiológica de los compuestos de uranio .....    | 6  |
| 2.5 Marco Regulatorio Argentino .....                            | 8  |
| 2.6 Proceso de gestión de RR y combustibles gastados .....       | 10 |
| 3. DESARROLLO .....  | 17 |
| 3.1 Antecedentes .....   | 17 |
| 3.2 Escenario accidental – Hipótesis.....                        | 20 |
| 3.3 Estimación de dosis durante accidente .....                  | 21 |
| 3.4 Estimación de dosis ocupacional en caso de accidente.....    | 34 |
| 4. RESULTADOS Y DISCUSIÓN .....                                  | 36 |
| 4.1 Estimación de dosis al público por accidentes/incendio ..... | 36 |
| 4.2 Estimación de dosis ocupacional por accidente/incendio ..... | 43 |
| 5. CONCLUSIONES Y RECOMENDACIONES.....                           | 45 |
| 6. BIBLIOGRAFÍA .....  | 47 |
| 7. ANEXOS.....   | 49 |

.....



## **LISTADO DE ABREVIATURAS**

**AD:** Diámetro aerodinámico

**AGE:** Área de Gestión Ezeiza

**ALI:** Límite de Incorporación

**AMAD:** Activity Median Aerodynamic Diameter

**ARF:** Airborne fraction

**ARN:** Autoridad Regulatoria Nuclear

**Bq:** Becquerel - unidad de medida de actividad

**CAE:** Centro Atómico Ezeiza

**CNEA:** Comisión Nacional Energía Atómica

**CONUAR:** Combustibles Nucleares Argentinos

**DAC:** Concentración derivada en aire

**DGR:** Declaración del Generador de Residuos

**DOE:** Departamento de Energía de EEUU

**DR:** Damage Ratio

**IAEA/OIEA:** Organismo Internacional de Energía Atómica

**ICRP:** International Commission on Radiological Protection

**LPF:** Leakpath factor

**MAR:** Material at risk

**NARAC:** National Atmospheric Release Advisory Center

**NUREG/NCR:** U.S Nuclear Regulatory Commission

**PMEB:** Playa de Maniobras y Estibas

**PNGRR:** Programa Nacional de Gestión de Residuos Radiactivos

**RA-10:** Reactor Argentino N°10 multipropósito

**RA-3:** Reactor Argentino N°3

**RF:** Respirable fraction

**FGR:** Federal Guidance Report

**STORER:** Sistema de trazabilidad en la operación de residuos radiactivos del PNGRR



## **1. RESUMEN**

Las instalaciones relevantes o instalaciones clase I según la Normativa Básica AR 10.1.1 Rev. 4, presentan los mayores riesgos radiológicos asociados a sus prácticas. Las mismas deben poseer evaluaciones de seguridad que consideren situaciones tanto en operación normal como potenciales situaciones accidentales.

El presente trabajo busca realizar una evaluación de seguridad en situaciones accidentales en una instalación hipotética del Programa Nacional de Gestión de Residuos Radiactivos (PNGRR) emplazada en Área de Gestión Ezeiza (AGE). Como premisa se asume que la misma almacena de forma transitoria soluciones orgánicas contaminadas con uranio.

Se planteará un escenario incidental y se realizará la evaluación utilizando el software HOSPOT 3.12. Este código fue creado como herramienta para la respuesta a emergencia en caso de incidentes radiológicos. Con este programa se estimará la dosis efectiva comprometida a recibir por la persona representativa frente al escenario hipotético.

Adicionalmente, se completará la evaluación de seguridad en condiciones accidentales, realizando una estimación de la dosis efectiva que recibirá del personal ocupacionalmente expuesto, utilizando metodologías presentes en documentación del DOE y NUREG.

### **PALABRAS CLAVE**

EVALUACION DE SEGURIDAD - MODELO DISPERSION ATMOSFERICA - HOTSPOT - INCENDIO URANIO - DOSIS EFECTIVA COMPROMETIDA - PERSONA REPRESENTATIVA Y PERSONAL OCUPACIONALMENTE EXPUESTO.



## 2. INTRODUCCIÓN

Las prácticas desarrolladas desde el comienzo de la actividad nuclear en nuestro país, hace setenta y tres años, han generado volúmenes de residuos radiactivos de diferentes características, tales como aquellos producidos en la operación de las centrales nucleares, en las diferentes etapas de la fabricación de los elementos combustibles y en las actividades desarrolladas en los centros de investigación nuclear, universidades, hospitales, industrias, etc.

Los mayores volúmenes de residuos radiactivos generados en Argentina, se originan en la operación de las tres centrales nucleares dependientes de la empresa Nucleoeléctrica Argentina S.A. Mientras que otra importante cantidad de residuos proviene del ciclo de combustible nuclear, con actividades que incluyen la minería del uranio, refinación de los concentrados, conversión a dióxido de uranio ( $UO_2$ ), sinterización de  $UO_2$  en pastillas y fabricación de los elementos combustibles utilizados en las plantas nucleoelectricas. El resto de los residuos que se gestionan, se originan en actividades no comprendidas en el ciclo del combustible nuclear, tales como las llevadas a cabo en las plantas de producción de radioisótopos, centros de investigación, universidades, hospitales, industrias, etc.

Dentro de la categoría de residuos radiactivos se encuentra la de líquidos orgánicos que generalmente, involucran un pequeño volumen comparado con el total de los residuos radiactivos. Por definición se llama residuo radiactivo orgánico a todo material que contiene en su mayoría compuestos orgánicos, para los cuales no se prevé ningún uso en el futuro, y que, por sus características radiológicas no pueden ser dispersados en el ambiente de acuerdo con los límites establecidos por la ARN.

Los generadores de residuos líquidos orgánicos registrados en Argentina son CONUAR S.A, Laboratorios de investigación y Aplicación Radiológica; y las Centrales Nucleares Atucha 1 y 2. Los dos primeros generadores almacenan sus residuos en el AGE mientras que los provenientes de las centrales nucleares se almacenan en cada central.

La empresa CONUAR SA fabrica pastillas de uranio, tanto natural como levemente enriquecido, y los componentes estructurales para la conformación de los combustibles para reactores nucleares de potencia (Atucha 1, Atucha 2 y Embalse) y reactores de investigación o producción (RA 3) entre otros. Por la propia actividad que desarrolla genera residuos tanto sólidos, como efluentes líquidos y emisiones gaseosas que contienen uranio y como parte del proceso de fabricación de pastillas se producen descartes recuperables y no recuperables. El material líquido no recuperable proviene de la actividad operativa del prensado de pastillas constituido por dos fases: una sólida en el fondo del recipiente de aproximadamente 20% de dióxido de uranio y una fase líquida con una concentración aproximada de 200 ppm de uranio. La empresa CONUAR cumple con la gestión de residuos establecida en la legislación vigente como así también la CNEA hace lo propio con los residuos radiactivos a través del PNGRR [1].

Respecto al marco legislativo en la Ley N°25.018 define los residuos radiactivos y los aspectos básicos de la gestión que deben realizarse. En dicha ley se exige un Plan de gestión en la que incluye la investigación y el desarrollo de tecnologías de tratamiento y acondicionamiento para los residuos líquidos orgánicos. A su vez, en el caso que a futuro un tratamiento pudiera permitir su desregularización por parte de ARN, estos líquidos orgánicos debieran tratarse como residuos peligrosos según la Ley N°24.051 en función de su categoría de desecho y/o por constituyente<sup>1</sup> ya que pueden causar daño a seres vivos y/o contaminar el ambiente.

Cabe destacar que la regulación y la fiscalización de la gestión de los residuos radiactivos son funciones propias del Estado Nacional, realizadas por la ARN. Dentro del marco regulatorio de la ARN se hace uso principalmente a la Norma AR 10.1.1, que es la Norma básica de seguridad radiológica la cual establece los requisitos básicos de seguridad radiológica para todas las actividades nucleares que se desarrollan en el país. Esta norma clasifica las instalaciones en tres niveles y les asigna modelos de control regulatorio basados en un enfoque gradual asociado a los riesgos radiológicos de exposición a saber,

- Exposición planificada
- Exposición de emergencia
- Exposición existente

La Norma de gestión de residuos radiactivos AR 10.12.1 también cabe ser citada ya que establece los requisitos generales y específicos tanto para el almacenamiento como para la gestora de residuos radiactivos. Uno de los requisitos específicos menciona que se deben llevar a cabo evaluaciones de seguridad en las etapas de licenciamiento a satisfacción de la ARN y que deben contemplar al menos un escenario de migración normal de material radiactivo y una situación resultante de eventos disruptivos concebibles durante el período de aislamiento previsto.

## 2.1 Objetivos

En el presente trabajo se prevé analizar el caso de incendio en un depósito hipotético que almacene sólo garrafas que contienen aceites lubricantes con uranio natural proveniente de la empresa CONUAR S.A, con el fin de facilitar el análisis de un escenario de liberación de radionucleidos. Los resultados permiten estimar una dosis efectiva comprometida para la persona del público representativa tanto adulto como niño localizados en el barrio La Celia ubicado a 940 m en dirección sudoeste del depósito en cuestión. Para la obtención de licencia de operación otorgada por la ARN el tipo de información obtenida permitirá complementar la evaluación de seguridad necesaria para demostrar la seguridad radiológica de una instalación relevante o clase I en caso de accidente por incendio.

---

<sup>1</sup> Constituyente: concepto que se desprende del anexo I del decreto reglamentario N°831/93 de la Ley N° 24.051 de Residuos Peligrosos.

Ejemplo: para disponer un residuo peligroso este se puede clasificar por el tipo de corriente de desecho que podría ser Y9 - Mezclas y emulsiones de desecho de aceite y agua o de hidrocarburos y agua o bien Y18 - Residuos resultantes de las operaciones de eliminación de desechos industriales. Además puede también clasificarse como residuo peligroso por contener o estar contaminado por constituyente como un metal pesado.

## **2.2 Evaluaciones de impacto radiológico**

Una evaluación de impacto radiológico ambiental es una herramienta de análisis prospectivo que permite estimar y controlar los efectos de la radiación sobre el público y el ambiente. Se propone como parte del proceso de autorización, y cuando es aplicable, como parte del proceso de toma de decisiones gubernamental para facilidades y actividades nucleares [2]. Las situaciones que comprende una evaluación radiológica incluyen tanto las exposiciones esperadas durante la operación normal como las exposiciones potenciales. Se incluye además la consideración del riesgo de los efectos de la radiación en humanos y en las poblaciones de biota no humana.

La OIEA provee guías sobre el tipo de suposiciones y datos de entrada que deben utilizarse, en los modelos para transferencia de radionucleidos al medioambiente necesarios para la evaluación de dosis de radiación y las definiciones y uso de criterios relevantes.

La Entidad responsable de una gestionadora de residuos radiactivos debe llevar a cabo las evaluaciones de seguridad del almacenamiento en las etapas de licenciamiento, a satisfacción de la ARN. Las evaluaciones de seguridad del almacenamiento deberán realizarse para las etapas de diseño, desde la búsqueda del emplazamiento hasta la construcción del depósito para almacenamiento así como para la operación, dando como resultado la definición de previsiones de seguridad tanto para la operación normal como para situaciones anormales (inundaciones, terremotos, incendio u otros eventos de baja probabilidad de ocurrencia). Los riesgos asociados no deben exceder los niveles de riesgo aceptable.

Adicionalmente los resultados de los análisis de seguridad en situaciones anormales nos darán información a utilizar en la elaboración del alcance del plan de emergencia de la instalación.

## **2.3 HOTSPOT**

Para la estimación de la exposición al público se empleará el código HOTSPOT de Salud Física creado por el NARAC (National Atmospheric Release Advisory Center) perteneciente al LLNL (Lawrence Livermore National Laboratory) organismo que depende del departamento de Energía de EEUU. Los códigos de modelos de dispersión atmosféricos del HOTSPOT son una aproximación de primer orden de los efectos de radiación asociados con la liberación atmosférica de los materiales radiactivos en el corto plazo. Este software provee un rápido set de herramientas para dar una respuesta de emergencia al personal de planeamiento de emergencias que evalúa incidentes que involucran material radiactivo y es también empleado para el análisis de seguridad de las facilidades que manipulan dicho material [3].

Los códigos HOTSPOT involucrados en la dispersión de material radiactivo utilizan modelos Gaussianos que producen resultados que acuerdan con datos experimentales en condiciones meteorológicas y de terreno simples, razón por la cual están ampliamente difundidos en la comunidad científica y están validados en las diferentes agencias internacionales gubernamentales. HOTSPOT utiliza las metodologías de evaluaciones dosimétricas recomendadas por la ICRP y la OIEA. Estas metodologías se encuentran resumidas en el FGR N°13 que provee los coeficientes de dosis empleados en el nuevo modelo de tracto respiratorio [4].

En los códigos HOTSPOT, el origen de coordenadas está localizado a nivel del suelo, debajo del punto de liberación del radionucleido ( $x = 0, y = 0, z = 0$ ) como se ilustra en la Figura 1. El eje x es el de la dirección del viento, el eje y perpendicular al viento también de extensión horizontal. El eje z, en cambio, se extiende verticalmente desde el suelo.

Adicionalmente se asume que la persona representativa se mantiene fija en la misma ubicación ( $x, y, z$ ) mientras la pluma viaja en la dirección del viento x.

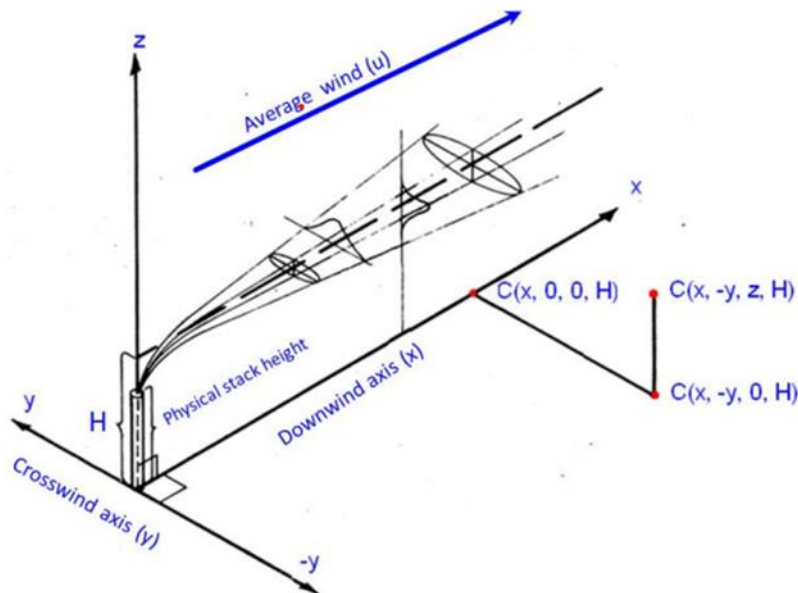


Figura 1: Sistema de coordenadas empleado por los códigos HOTSPOT

La ecuación [1] de concentración del radionucleido dispersado en el punto ( $x,y,z$ ) se muestra a continuación,

$$C(x, y, z, H) = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z u} \exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{y}{\sigma_y}\right)^2\right] \left\{ \exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{z-H}{\sigma_z}\right)^2\right] + \exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{z+H}{\sigma_z}\right)^2\right] \right\} \quad (1)$$

Ecuación 1: Ecuación de concentración del radionucleido

Donde:

C = concentración atmosférica integrada en el tiempo (Bq-s)/m<sup>3</sup>

Q = término fuente (Bq)

H = altura efectiva de liberación (m)

$\lambda$  = constante de decaimiento radiactiva (s<sup>-1</sup>)

x = dirección del viento (m)

y = dirección perpendicular al viento (m)

z = distancia eje vertical (m)

$\sigma_y$  = desviación estándar de la distribución de concentración integrada en la dirección perpendicular al viento (m).

$\sigma_z$  = desviación estándar de la distribución de concentración integrada en la dirección vertical (m).

u = velocidad promedio del viento a la altura efectiva de liberación (m/s)

Para conocer el potencial impacto radiológico en caso de incendio con uranio, HOTSPOT estima la dosis efectiva comprometida E(r) a partir de las concentraciones calculadas a partir de (1). Es necesario previamente conocer el término fuente Q, y el mismo puede calcularse a partir de la ecuación (2) a continuación,

$$\text{Término Fuente Respirable} = MAR \times DR \times LPF \times ARF \times RF \quad (2)$$

Ecuación 2: Término fuente respirable

Donde,

Material at Risk (MAR): es la cantidad total de radionucleido involucrado en el escenario de liberación.

Damage Ratio (DR): es la fracción del MAR que es realmente impactada en el escenario de liberación.

Leakpath Factor (LPF): es la fracción del MAR que atraviesa algún tipo de confinamiento o mecanismo de filtración. Para escenarios de liberación sin mitigación el LPF es igual a 1.

Airborne Fraction (ARF): es la fracción de MAR que es aerosolizada y liberada a la atmósfera.

Respirable Fraction (RF): es la fracción de material aerosolizada que es respirable (AD)  $\leq$  10 micrones.

La fracción de liberación respirable es la fracción del MAR que es dispersada en la atmósfera con diámetro AD  $\leq$  10 micrones.

$$\text{Fracción de liberación respirable} = ARF \times RF \quad (3)$$

Ecuación 3: Fracción de liberación respirable

La fracción de liberación no respirable es la fracción de MAR que es dispersada en la atmósfera con un diámetro AD  $\geq$  10 micrones

$$\text{Fracción de liberación No respirable} = ARF \times (1 - RF) \quad (4)$$

Ecuación 4: Fracción de liberación no respirable

El componente respirable de liberación es la fracción de la cantidad de material involucrado en el incendio que es respirable y disponible para la dispersión en la atmósfera. Este componente tiene un valor por defecto de 0,3 cm/sec para gases no nobles.

## 2.4 Importancia radiológica de los compuestos de uranio

El uranio es un elemento actínido que se encuentra predominantemente en el estado de oxidación V y VI y sus tres principales isótopos son el  $U^{238}$ ,  $U^{235}$  (físil) y el  $U^{234}$ . En la industria se pueden encontrar frecuentemente como óxidos ( $UO_3$ ,  $UO_4$ ,  $UO_2$ ,  $U_3O_8$ ), sales inorgánicas (nitratos, cloruros, fluoruros y fosfatos) o también como compuestos orgánicos. El comportamiento químico de cualquiera de los anteriores es similar cualquiera sea la concentración es decir, como uranio depletado ( $\leq 0,72$  % m/m  $U^{235}$ ), natural (0,72 % m/m  $U^{235}$ ) o como enriquecido ( $\geq 0,72$  % m/m  $U^{235}$ ).

Desde el punto de vista radiológico, el mayor riesgo asociado a los compuestos de uranio es el de contaminación interna, considerando la inhalación como la vía de entrada más probable al organismo.

El comportamiento de los compuestos de uranio post deposición en el tracto respiratorio es extrapolado a partir de numerosos experimentos en animales mayormente de ratones, estudios *in vivo* e *in vitro* en facilidades de fabricación de combustible nuclear y en algunas situaciones de incorporación accidental citados en la publicación del ICRP [5].

La publicación número 66 del ICRP (1994) plantea un modelo metabólico de tipo compartimental para evaluar la dosis por inhalación de radionucleidos, en él se describen los procesos biológicos reales en el tracto respiratorio tomando en cuenta la variabilidad biológica entre sujetos evaluando de manera separada el depósito inicial y la depuración de radionucleido del sistema. Surgen de este modelo entonces, los sistemas de ecuaciones diferenciales de primer orden con coeficientes constantes y las ecuaciones de retención y excreción resultantes necesarias para completar las evaluaciones dosimétricas.

Para comprender el pasaje y la permanencia del radionucleido inhalado en cuestión es necesario presentar someramente el modelo de tracto respiratorio dividido en 5 regiones o compartimentos (Figura 2)

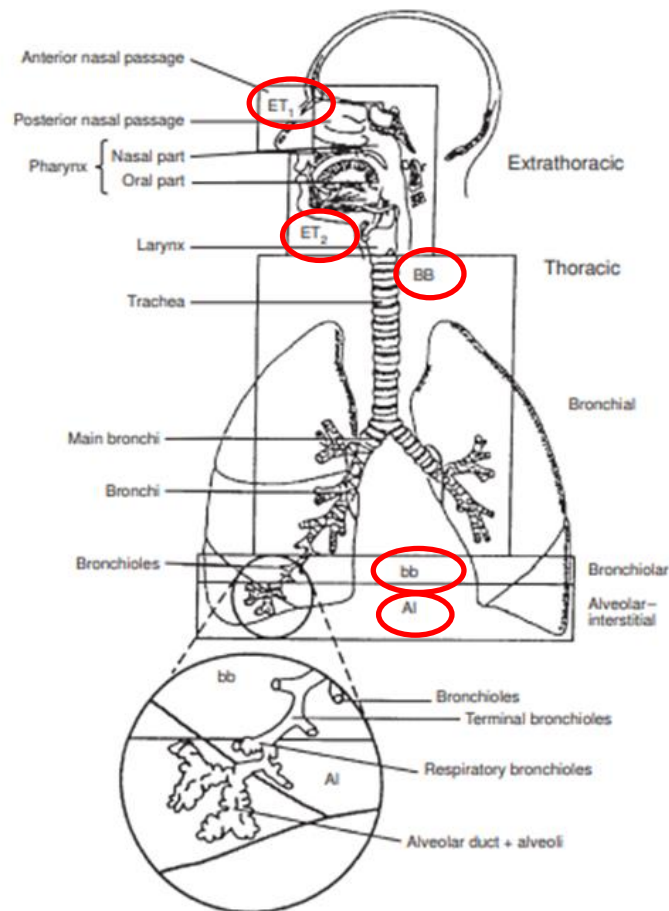


Figura 2: Esquema de Tracto Respiratorio con las cinco regiones ET<sub>1</sub> y ET<sub>2</sub> (extratorácicos) y BB, bb y Al (torácicos)

Una vez producida la incorporación del material vía inhalatoria, el depósito en cada una de las regiones depende de las propiedades aerodinámicas del aerosol. A saber, las partículas de mayor tamaño quedan retenidas en las vías superiores mientras que las más pequeñas llegarán a nivel alveolar. La determinación del tamaño de partícula se hace por medio de propiedades aerodinámicas de las partículas y midiendo su actividad se determina el AMAD. Los porcentajes de material inhalado depositado en cada zona varían de acuerdo al AMAD del aerosol, y son calculadas teniendo en cuenta las diferentes condiciones de edad, sexo, actividad física, etc.

La depuración del material particulado - excepto para la región ET<sub>1</sub> que puede ser removido al exterior por soplido nasal - se presenta como una competencia de transporte de partículas entre el tracto gastrointestinal, nódulos linfáticos y por absorción a sangre. Para el primer proceso de transporte la velocidad de remoción es independiente de las características físico químicas del material mientras que en el proceso de absorción por sangre los compuestos de uranio si dependen de las características físico químicas y pueden clasificarse en función del  $t_{1/2}$  de absorción típicamente como,

|               |          |   |                         |
|---------------|----------|---|-------------------------|
| F (fast):     | Rápido   | → | compuestos hidrofílicos |
| M (moderate): | Moderado | → | compuestos intermedios  |
| S (slow):     | Lento    | → | compuestos hidrofóbicos |

De todas maneras, existe evidencia experimental que avala una clasificación más específica para compuestos relativamente solubles como los nitratos, los peróxidos y trióxidos de uranio que justifica el empleo de un nuevo coeficiente de absorción intermedio entre el tipo F y el M. Algo similar ocurre para los dióxidos y octóxidos de uranio dada su relativa poca solubilidad, razón que justifica también el empleo de otro nuevo coeficiente intermedio de absorción pero en este caso entre el tipo M y S. [5].

La incorporación de los compuestos de uranio que se absorben más fácilmente se encuentra limitada por su toxicidad química más que por su dosis por radiación [5]

Es importante aclarar que a pesar de la descripción actualizada para la inhalación accidental de aerosoles de composición de octóxidos o dióxidos de uranio, el presente trabajo, al usar el código HOTSPOT 3.12 basado en ICRP - 66, 2010 obtiene la dosis efectiva comprometida con factores de absorción ya obsoletos. Sin embargo, la diferencia en el coeficiente no representa un cambio significativo en el valor final de la dosis efectiva comprometida pero es válida esta aclaración.

Se entiende por dosis efectiva comprometida como la suma de los productos de las dosis equivalentes comprometidas en órganos o tejidos y de los factores de ponderación del órgano o tejido donde el tiempo de integración considerado es de 50 años para adultos y 70 años para recién nacidos. También existen factores considerando miembros del público entre 1 y 18 años.

## **2.5 Marco Regulatorio Argentino**

La creación del Régimen de Gestión de Residuos Radiactivos se inscribió bajo la Ley N° 25.018 del año 1998 que da origen al PNGRR.

En el año 2000 la Ley N° 25.279 aprueba a la Convención Conjunta sobre seguridad de gestión de combustibles gastados y seguridad de gestión de desechos<sup>2</sup> radiactivos se asume el compromiso de informar cada 3 años el estado del arte sobre la gestión en Argentina.

La existencia de una sólida base normativa y ética obliga a la CNEA, a través del PNGRR, a gestionar residuos radiactivos y combustible gastado, y garantiza que esta gestión se lleve a cabo conforme a normas básicas de seguridad y protección de las personas y el ambiente.

---

<sup>2</sup> Desechos radiactivos a fines de este trabajo se usa como sinónimo de residuos radiactivo

El sistema normativo de la ARN posee 64 normas de carácter mandatorio y 11 guías regulatorias que se toman como recomendaciones, es decir no son de aplicación obligatoria por parte de la Entidad Responsable. El enfoque regulatorio básico de las normas es de performance, es decir que establecen el cumplimiento de objetivos de seguridad, complementándose con requerimientos prescriptivos. La entidad responsable debe tomar decisiones apropiadas mientras que la ARN a través del proceso de fiscalización en las distintas etapas de licenciamiento es la que complementa el proceso para alcanzar los objetivos.

La norma regulatoria AR 10.1.1 Norma Básica de Seguridad Radiológica establece los requisitos para la protección de las personas y el ambiente contra los efectos nocivos de la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación. Las instalaciones se clasifican como I, II y III en función del riesgo radiológico asociado a la fuente de radiación en la instalación o práctica, el impacto radiológico ambiental, las consecuencias radiológicas de exposiciones potenciales o las dosis ocupacionales involucradas.

La persona representativa, por definición de la Norma básica de seguridad radiológica, es una persona del público que recibe una dosis representativa de las dosis que reciben las personas más expuestas en la población.

Las normas regulatorias AR 0.0.1 y la AR 10.1.1 establecen las responsabilidades de la Entidad Responsable que entre las más relevantes responsabilidades que da sentido al presente trabajo es la de,

- La Entidad Responsable debe hacer todo lo razonable y compatible con sus posibilidades en favor de la seguridad, cumpliendo como mínimo con las normas y requerimientos emitidos por la ARN. Esa responsabilidad se extiende para las etapas de emplazamiento, diseño y construcción, puesta en marcha, operación y clausura.
- Efectuar la evaluación de seguridad de la instalación nuclear y presentar a la ARN la documentación técnica correspondiente para el otorgamiento de la licencia requerida.

El sistema de licenciamiento para seguridad radiológica esta también definido en la norma básica AR10.1.1 donde las gestadoras de desechos radiactivos como así también de combustible gastado de centrales nucleares como de reactores de investigación son categorizadas de clase I por tanto se deben ser aplicadas tanto la norma de licenciamiento de instalaciones como la Norma 0.11.1 de licenciamiento de personal de clase I.

La vigencia de las licencias se encuentra supeditada al cumplimiento de las condiciones de las mismas y de los requerimientos emitidos por el ente regulador. El no cumplimiento de las mismas puede causar la suspensión o revocación de la Licencia según el régimen de sanciones de la ARN.

Este proceso de licenciamiento requiere una serie de documentos cuyos principales se presentan a continuación,

- Informe de seguridad
- Manual de calidad y de operación

- Código de prácticas que incluye Plan de emergencias, monitoreo ambiental y gestión de residuos
- Documentación relacionada con la seguridad radiológica y nuclear, las salvaguardas y la protección física, entre otros.
- Manual de capacitación y programa de entrenamiento del personal.

Cabe mencionar también que según la Ley N° 24.084 deben cumplimentarse el régimen de inspecciones y auditorías regulatorias en dicha instalación.

Además la norma de gestión de residuos radiactivos AR 10.12.1 establece los requisitos para realizar una gestión con nivel adecuado protección radiológica para las personas y el medio ambiente para las generaciones presentes y futuras.

La Guía AR13 sobre el almacenamiento de residuos radiactivos en las instalaciones clase I también recomienda la realización de las evaluaciones de seguridad para las distintas etapas de: diseño, construcción, como así también de la operación de los depósitos del almacenamiento tanto en operación normal como para situaciones anormales como ser: inundaciones terremotos, incendio u otros eventos de baja probabilidad de ocurrencia.

Existen dos conceptos que se encuentran tipificados en el sistema regulatorio de residuos exención y la dispensa y son presentados simplemente para completitud del trabajo. La exención la ARN la autoriza cuando exime del cumplimiento de los requisitos establecidos en la normativa regulatoria a una práctica o una fuente de radiación que, en el caso de los isótopos del uranio  $U^{234}$ ,  $U^{235}$  y  $U^{238}$ , es de  $1 \times 10^1$  Bq/g para la concentración de actividad y de  $1 \times 10^4$  Bq respectivamente para la actividad. (Guía AR 6 rev.1. Niveles genéricos de exención). En cambio la dispensa de residuos radiactivos queda fuera del sistema regulatorio liberando de la aplicación de todo control ulterior por parte de la Autoridad Regulatoria del material con contenido radiactivo utilizado en prácticas licenciadas, autorizadas o registradas por dicha autoridad. (Guía AR 8 rev.1. Niveles genéricos de Dispensa).

## **2.6 Proceso de gestión de RR y combustibles gastados**

La generación de los residuos radiactivos y combustibles gastados en todas las actividades nucleares de la Argentina requiere una gestión segura y eficiente. La CNEA, a través del PNGRR, es responsable por Ley N° 25.018 por su gestión en el corto, mediano y largo plazo.

Anteriormente ya fueron definidos los residuos radiactivos como aquellos materiales que por su concentración de actividad y/o actividad total no pueden ser dispersados en el ambiente y que por lo tanto requieren, tratamiento, acondicionamiento y disposición final.

Por otro lado, se encuentran los combustibles gastados que son considerados un recurso energético potencial ya que una vez utilizados en los reactores nucleares de potencia, de investigación y/o producción aún conservan una cantidad apreciable de material fisionable que puede ser recuperado. Por esta razón, los mismos no son considerados residuo

radiactivo y deben informarse por separado como se dispuso en los términos de la Convención Conjunta. En los próximos años, Argentina tiene previsto definir cuál será la política que adoptará respecto al combustible gastado, la cual puede incluir el reprocesamiento que es optar por el ciclo de combustible cerrado o bien su disposición final y optar por un ciclo de combustible abierto.

El objetivo principal de la gestión del combustible gastado y de los residuos radiactivos es aislar los mismos de la biosfera el tiempo necesario para que su radiactividad haya decaído a un nivel tal que su eventual reingreso a la misma no implique riesgos para el ser humano ni efectos sobre el ambiente que no sean aceptables en el presente, sin dejar cargas innecesarias a las generaciones futuras.

Se entiende por gestión de residuos radiactivos al conjunto de actividades, relativas al manejo administrativo y operativo de residuos radiactivos, que incluye segregación, registro de inventario, caracterización, tratamiento, acondicionamiento, almacenamiento, transporte y disposición final como se puede observar en la Figura 3

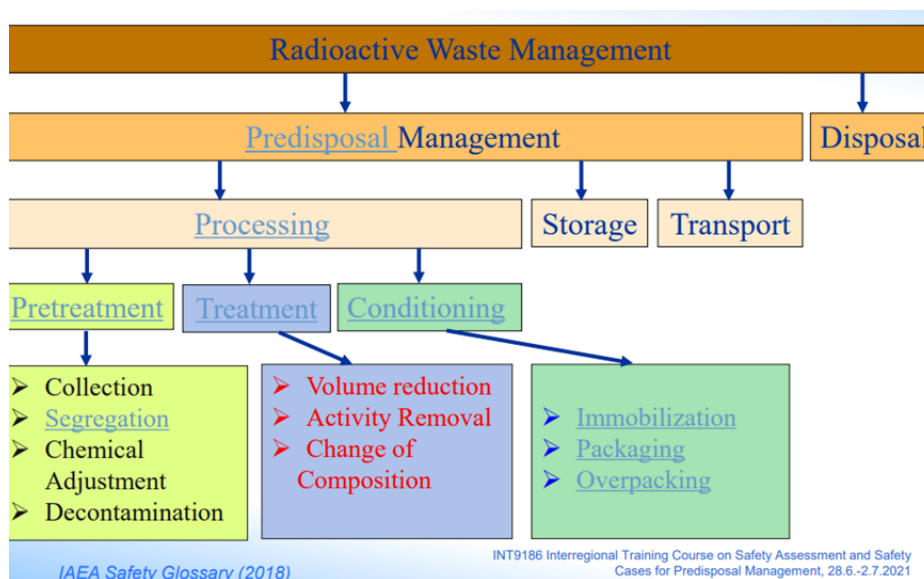


Figura 3: Gestión de residuos radiactivos (IAEA Training Course, 2021)

Tanto el término almacenamiento como el término disposición suele prestar a confusión en la traducción de literatura internacional pero es necesario aclarar que el almacenamiento siempre hace referencia al aislamiento y contención transitoria que requiere cierto residuo radiactivo mientras se encuentra a la espera de una solución final. En cambio, cuando se habla de disposición, se refiere siempre a la disposición final como por ejemplo para residuos de nivel alto y combustibles gastados son los repositorios geológicos profundos.

La OIEA elabora normas de seguridad para la gestión de residuos que comprenden guías para la clasificación en función de sus propiedades físicas, químicas y/o radiológicas. La clasificación recomendada por OIEA [6] es la centrada en la seguridad a largo plazo y se muestra como la actividad en función de la vida media. La misma se presenta en la Figura 4 con los 6 tipos de residuos a saber,

- HLW: High level waste
- ILW: Intermediate level waste
- LLW: Low level waste
- VSLW: Very short level waste
- VLLW: Very low level waste
- EW: Excepted waste

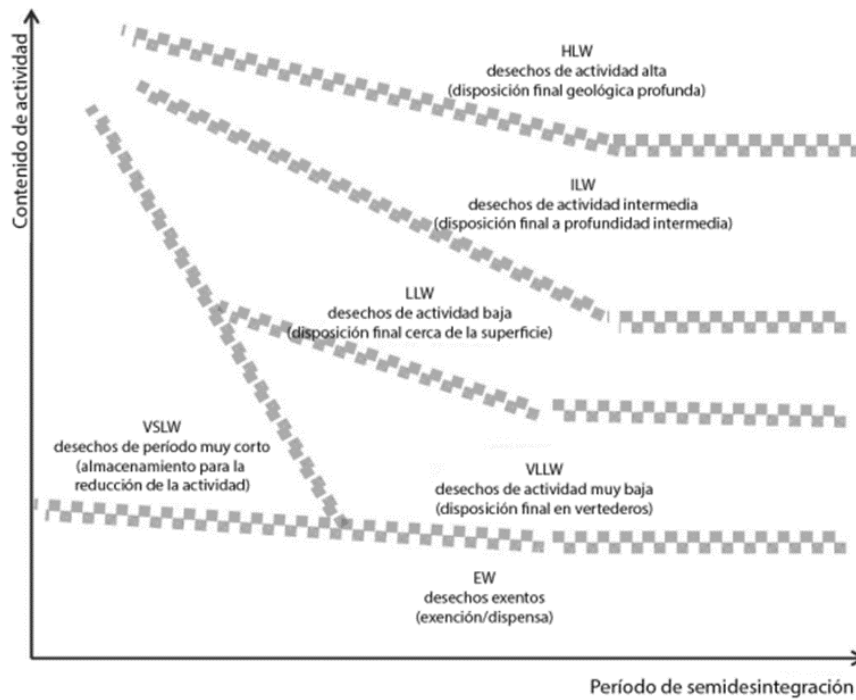


Figura 4: Clasificación de Residuos Radiactivos (OIEA Safety Series GSG-1, 2009)

En nuestro país optamos por un esquema más simplificado y operativo en función de las características de nuestros residuos e instalaciones que se asemeja al mostrado en la Figura 5,

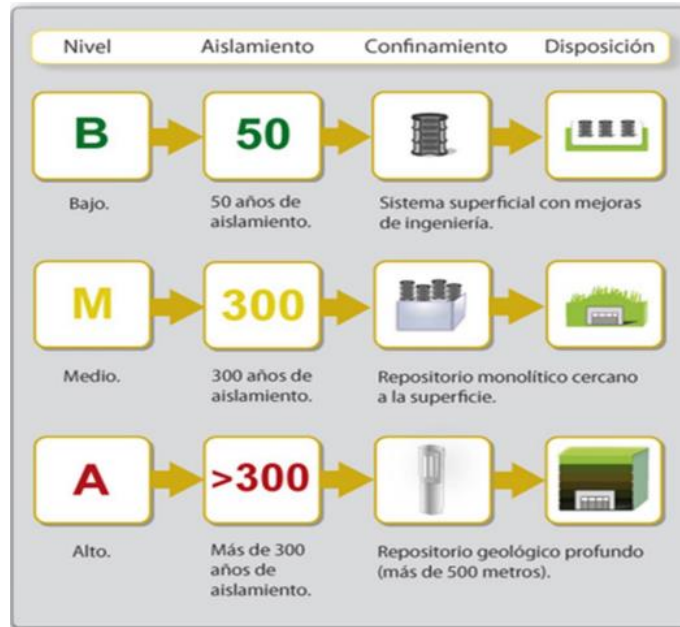


Figura 5: Esquema de Clasificación de residuos radiactivos empleado en AGE

Se puede considerar, en una primera aproximación, que los residuos radiactivos de nivel muy bajo provienen principalmente del desmantelamiento de instalaciones nucleares y radiactivas. Los radionucleidos contenidos poseen valores de actividad superiores a los niveles de exención pero con muy baja concentración de actividad, pueden ser dispuestos en instalaciones superficiales con un limitado control regulatorio.

Se clasifican de nivel bajo aquellos residuos que contienen radionucleidos con valores de actividad superiores a los niveles de exención, pero con cantidades limitadas de radioisótopos de período de semi desintegración largo. Los mismos requieren de fuerte aislamiento y contención por períodos de cientos de años y pueden ser dispuestos en instalaciones superficiales con mejoras de ingeniería y control regulatorio por algunos cientos de años.

La generación de los residuos radiactivos de nivel bajo y medio provienen de las actividades del ciclo de combustible como la conversión y el enriquecimiento de uranio, de la operación y mantenimiento de reactores nucleares, de la producción de radioisótopos y sus aplicaciones y del desmantelamiento de instalaciones nucleares y radiactivas.

Para los clasificados como de nivel medio se requiere disposición a profundidades del orden de centenas de metros ya que sus actividades no decaen a niveles aceptables durante el período de control institucional y no pueden ser dispuestos en repositorios superficiales. Este tipo de residuos contienen cantidades elevadas de radionucleidos de período de semi desintegración largos y/o emisores alfa con limitada generación de calor.

Los residuos radiactivos clasificados como de nivel alto, contienen radionucleidos de período de semi desintegración largo y/o emisores alfa con niveles de actividad suficiente como para generar cantidades de calor significativas por decaimiento radiactivo, deben ser inmovilizados en matrices muy insolubles como los vidrios o cerámicos y envasados en contenedores de alta integridad y durabilidad. Este tipo de residuos requieren ser dispuestos en formaciones geológicas profundas y estables como es el caso también de los combustibles gastados.

Los combustibles gastados provenientes de reactores de potencia se almacenan transitoriamente en piletas dentro de las centrales nucleares como se observa Figura 6 a) Pileta Atucha 1, b) Pileta Embalse y c) Silos de hormigón. Una vez transcurrido el tiempo necesario para que los productos de fisión decaigan lo suficiente son luego transferidos a otro almacenamiento interino por vía seca en silos de concreto.

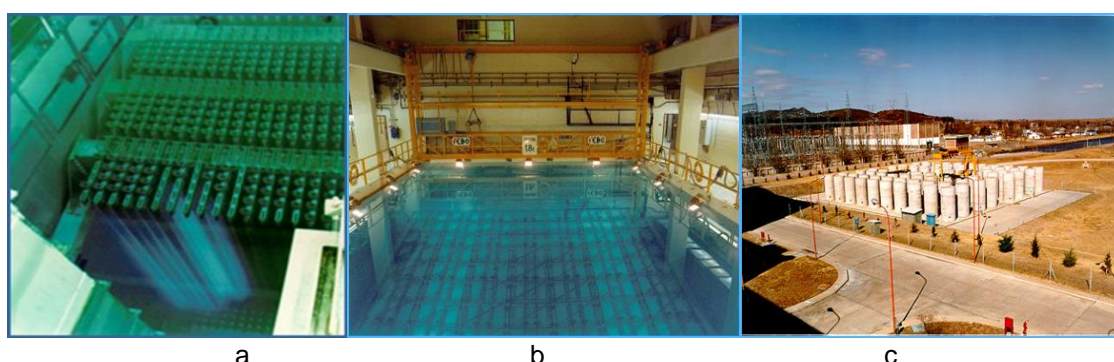


Figura 6: Almacenamiento por vía húmeda y vía seca

La composición total de los residuos radiactivos y de los combustibles gastados almacenados en la Argentina al año 2020 son representados en la Figura 7. Los mismos son reportados anualmente al Congreso de la Nación Argentina y periódicamente a la Convención Conjunta sobre la gestión segura de residuos radiactivos y gestión segura combustibles gastados [7] y [8].

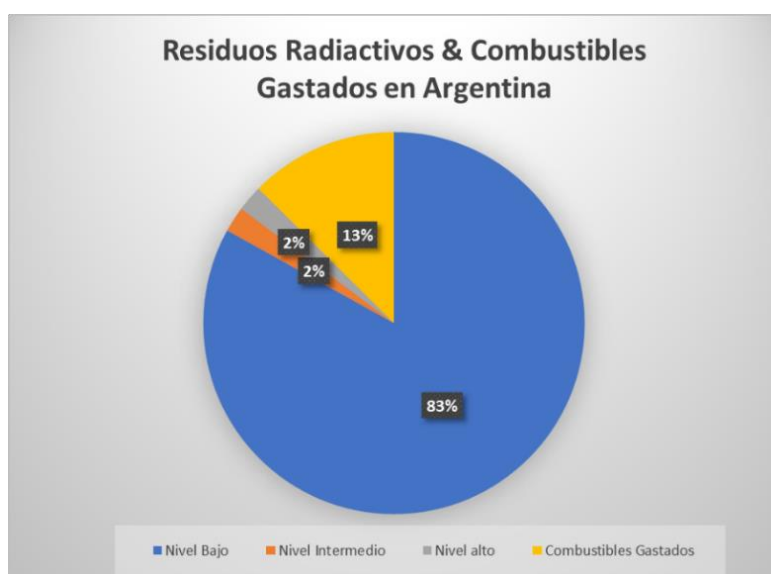


Figura 7: Proporción de residuos radiactivos y combustibles gastados de Argentina (Séptimo Informe a la Convención Conjunta, 2020)

La Argentina en la actualidad, no cuenta con sitios previstos para la disposición final de residuos de nivel bajo, medio ni tampoco de alto nivel y combustible gastado. El AGE es el área dentro de la CNEA destinado exclusivamente al tratamiento, acondicionamiento y almacenamiento de residuos radiactivos sólidos y líquidos y fuentes radiactivas en desuso, como así también a la disposición final de residuos radiactivos históricos. En el AGE se almacenan en forma segura residuos de nivel bajo y medio y combustibles gastados a la espera de contar con un repositorio adecuado para cada categoría de residuo.

Para el caso de residuos de alto nivel y combustible gastado la solución técnica actual - que cuenta con el consenso de la comunidad científica - consiste en colocarlos en sistemas de confinamiento basados en el concepto de barreras múltiples. Los contenedores o canisters con material radiactivo rellenos con bentonita son dispuestos en galerías subterráneas a profundidades de alrededor de 500 m en formaciones geológicas con propiedades mecánicas y físico-químicas estables. El sistema multibarrera tiene por objeto retrasar una potencial transferencia y dispersión de radionucleidos que a través del agua subterránea alcanzaría la biosfera. De esta manera los niveles de actividad alcanzados serían aceptables para las personas y el ambiente en un horizonte temporal del orden del millón de años.

Existen varios programas internacionales de investigación y desarrollo para la disposición como los de Finlandia, Suecia, Suiza, Francia, Canadá, Inglaterra y China, pero el más avanzado es el caso de ONKALO en Finlandia. La construcción del primer repositorio geológico para residuos radiactivos de alto nivel y combustible gastado del mundo representa un hito para la comunidad científica razón por la cual se puede observar a las autoridades de OIEA en la Figura 8 en el túnel en ONKALO. En dicho proyecto se trabaja actualmente para el proceso de licenciamiento de operación prevista para el 2025.



Figura 8: Primer repositorio geológico profundo ONKALO en Finlandia

En el 2020, a partir de un proyecto de cooperación con OIEA con el PNGRR, se creó el proyecto CONFINAR.GEO que busca implementar un sistema de disposición final geológica profunda para los residuos de nivel medio alto y combustibles gastados de la Argentina. Es un proyecto estratégico para garantizar la sustentabilidad del ciclo de combustible y comprende una serie de etapas como: iniciación, evaluación de sitios y selección, caracterización de sitios seleccionados, construcción, operación y cierre, post cierre. Cada una de estas etapas tiene una duración variable que va desde un par de años, lustros e incluso décadas como es el caso para la etapa de operación y cierre de aproximadamente 150 años.

El principal desafío para la gestión de los residuos radiactivos para Argentina como en el resto de los países - que cuentan con centrales nucleares en su matriz energética - es el de involucrar a las partes interesadas desde las primeras y durante todas las etapas del ciclo de vida del proyecto. Para el caso particular de residuos de nivel alto y combustibles gastados el proceso de selección de sitios debe garantizar condiciones de seguridad y estabilidad a muy largo plazo como así también adecuados costos para el transporte, construcción, operación y cierre del proyecto.

La aceptación por parte de la sociedad en su conjunto, es una tarea cotidiana que debe encararse con un enfoque dinámico, adaptativo, flexible y de manera sostenida en el tiempo como se puede ilustrar en la Figura 9.[9]



Figura 9: Esquema de Partes interesadas para proyecto de repositorio geológico profundo (Boletín OIEA, 2017)

### 3. DESARROLLO

#### 3.1 Antecedentes

En los últimos 10 años, los residuos radiactivos líquidos orgánicos ingresaron al AGE en cantidades menores a 100 Kg/año en contenedores de 50 litros de acero inoxidable con tapa a rosca cuyo responsable del 80 % de estos residuos fue la empresa CONUAR S.A. Las características químicas y radiológicas de los mismos se describen en el trabajo de Marabini [10] que reporta una concentración del uranio natural, en promedio, de 0,5 g/Kg de residuo para estos contenedores.

En el año 1998, en el trabajo de Denaro [11], se describe la experiencia de caracterización y descontaminación a escala laboratorio de los líquidos orgánicos sujetos a este trabajo. El aceite está compuesto por una mezcla de varios lubricantes productos como el "OMALA 320", "TELUS 68", "MOLIKOTE" y el autor considera relevante mencionar también la presencia de "Varsol" como solvente. Sobre el desconocimiento de la composición química de los aditivos señala que dificulta la formulación de hipótesis que explique el tipo de combinación química producida entre el uranio y los componentes del aceite. De todas maneras, concluye que los lavados ácidos son más efectivos que los lavados alcalinos en el tratamiento para su descontaminación.

En el trabajo de López [12] se presenta una recopilación de antecedentes a nivel local e internacional sobre los tratamientos de descontaminación de residuos líquidos orgánicos radiactivos. Según la autora, la incineración es la técnica más investigada y desarrollada en escalas experimentales e industriales en varios países pero la Argentina, dicha técnica es de difícil aplicación debido a la falta de aceptación social más allá de la complejidad operativa y de los costos asociados. Menciona además que la tecnología de Plasma es la opción a futuro para el tratamiento de residuos orgánicos pero actualmente sigue en vías de desarrollo.

El PNGRR en su sistema de gestión vigente posee el procedimiento operativo PO-SNA\_PNGRRC-009 019-R Rev.: 3 estipula para la recepción de residuos radiactivos lo siguiente:

- Los contenedores para líquidos pueden solamente contener residuos radiactivos líquidos, orgánicos o acuosos, que hayan sido segregados según lo establecido en el procedimiento.
- Todos los residuos radiactivos líquidos entregados para su gestión en contenedores especiales, deben contar con un análisis químico y radioquímico efectuado sobre una muestra representativa del mismo. El generador debe adjuntar los resultados de dicho análisis al formulario DGR correspondiente, anotando en el DGR el número de protocolo. También debe extraer una muestra adicional, de 15 ml. aproximadamente, representativa de la partida, y envasada en un contenedor provisto por el PNGRR para ser analizada en los laboratorios de caracterización del PNGRR.
- Los contenedores para líquidos de hasta 50 litros inclusive no deben tener una tasa de dosis equivalente ambiental en contacto superior a 1 mSv/h.

- Cada bulto es acompañado por el formulario de DGR correspondiente, el cual es firmado por aquellas personas habilitadas por el generador (responsables designados por el generador ante el PNGRR y cuya firma conste en el registro de firmas), avalando de esta forma los datos consignados en el mismo.

La superficie del AGE es de 80.000 m<sup>2</sup> (8 ha). En dicho predio se asientan el Depósito de Almacenamiento de insumos, el almacenamiento Interino de Fuentes y Residuos Radiactivos, el Depósito Central de Material Fisionable Especial Irradiado, la playa de Maniobra y Estibas de Bultos y la Planta de Tratamiento de Residuos Radiactivos sólidos de Baja Actividad.

La PMEB comprende un área de 750 m<sup>2</sup> con una base de hormigón sobre suelo compactado, está cubierta sobre un 60% por un tinglado parabólico con protección lateral de 4 m de altura. Dicho tinglado posee una estructura de hierro tipo reticular, en el que uno de sus laterales está construido con ladrillos de 15 cm de espesor con refuerzos estructurales cada 3 m y el resto de los laterales fueron cerrados con chapas metálicas. Se utilizaron portones corredizos y muretes de 0,5 m de altura con mampostería de bloques de hormigón para cerrar el galpón.

En este depósito se almacenan residuos radiactivos de bajo y medio nivel como así también residuos radiactivos estructurales de dimensiones adaptables a tambores de 200 litros y residuos radiactivos líquidos tanto acuosos como orgánicos y sólidos húmedos [13].

Durante el período 1998 - 2019 se almacenaron en estibas en la Playa de Maniobras y Estiba de Bultos alrededor de 70 garrafas de aceite lubricante cuyo generador es la empresa CONUAR S.A. La Figura 10 muestra un esquema del AGE con la sigla PMEB o “reception and handling yard for waste packages” son las que contienen actualmente las garrafas en estudio.

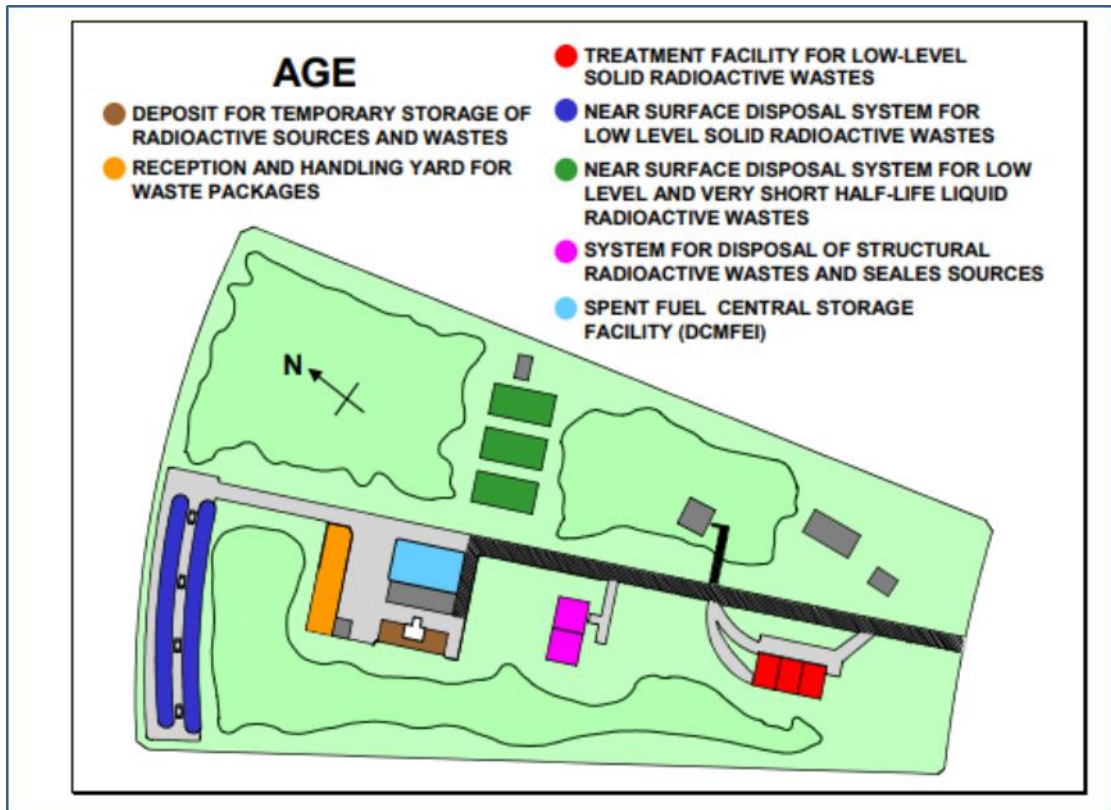


Figura 10: Esquema de Área de Gestión Ezeiza señalizando depósito en cuestión (Primer Informe a la Convención Conjunta, 2003)

Las dimensiones de las garrapas empleadas para el almacenamiento se pueden observar en la Figura 11, mientras que en la Figura 12 se muestra la ubicación real de las mismas. La disposición se realizó por estibas y a su vez se dividió en tres niveles cada uno con su bandeja anti derrame (conforme con lo establecido en la Guía AR13 de ARN) donde se acomodaron como máximo 9 garrapas.

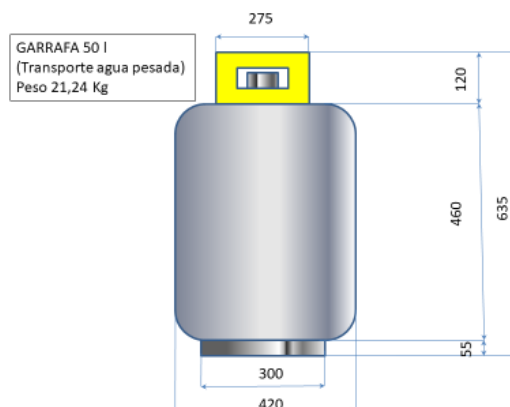


Figura 11: Dimensiones de garrafa (Comunicación personal, Mag. A. Arva)

En la Figura 12 se observa una fotografía reciente del depósito dónde se encuentran almacenadas las garrafas a la espera de un ulterior tratamiento y/o disposición final. Estos residuos representan aproximadamente el 1,5 % del total de residuos radiactivos almacenados en el AGE, pero por tratarse de material combustible e inflamable es fundamental elaborar un estudio de seguridad para contemplar la posibilidad de construcción un nuevo depósito acondicionado que brinde condiciones de seguridad para la totalidad de los residuos radiactivos allí almacenados.



Figura 12: Fotografía del depósito de almacenamiento de garrafas

### 3.2 Escenario accidental – Hipótesis

Los escenarios son conjuntos de condiciones postulados o supuestos y/o eventos que pueden conducir a la exposición humana o la contaminación ambiental durante funcionamiento normal o en situaciones accidentales. El escenario puede ser visto como una representación de cómo se podrían realizar los peligros identificados. Definir un escenario implica especificar la probabilidad de ocurrencia (para escenarios accidentales), el potencial radiológico impactos (consecuencias) y cómo se comportarán los elementos de seguridad pertinentes. Para evaluaciones de accidentes también es posible especificar sucesos iniciadores postulados, teniendo en cuenta que diferentes eventos iniciadores pueden conducir a la misma secuencia de eventos y al mismo impacto.

Como se realizará una evaluación determinística de seguridad, la probabilidad de ocurrencia del evento es 1, sin considerar las probabilidades de ocurrencia de las diferentes secuencias de sucesos que forman parte del escenario accidental.

En el presente trabajo se considerará como escenario accidental el incendio parcial y/o total del depósito, producto del debilitamiento de los sistemas de seguridad por reducción presupuestaria y la consecuente falta de mantenimiento de la instalación.

Si bien una garrafa es un envase que, como contenedor, ofrece condiciones de seguridad para el almacenamiento su condición puede sufrir pérdidas por corrosión del material, entre otros. En primera instancia se realizan los cálculos para el incendio parcial con una bandeja completa con 9 garrafas a un nivel de estiba que por aproximación arden a la altura del suelo. Para este caso se emplea el radio de cilindro de fuego correspondiente a la longitud de bandeja anti derrame cuyo valor es de 0,65 m.

En un segundo cálculo se emplea el total de las garrafas para evaluar el incendio total y la total liberación de radionucleidos almacenados al ambiente. En este caso el radio de liberación empleado es el de 2,6 m considerando un cilindro de fuego cuyo diámetro es equivalente a la longitud aproximada de 4 estibas.

El tiempo de fuego recomendado por bibliografía es de 10 minutos pero se evalúan también los posibles escenarios de respuesta tardía de sistemas de alerta temprana con 30 y 120 minutos de duración del incendio.

Para el presente trabajo no fue considerada la irradiación por superficies contaminadas debido a los bajos valores obtenidos de material dispersado.

### 3.3 Estimación de dosis durante accidente

Para calcular el término MAR definido en la ecuación (2), es necesario conocer la masa total de uranio presente en las garrafas y para ello se debe acceder al STORER [14], el mismo es el sistema de registro de residuos radiactivos del PNGRR (Ver Anexo I con información de garrafas extraída del STORER). Conociendo la masa de uranio total presente en las garrafas, y considerando que se trata de uranio natural (0,72 % m/m U<sup>235</sup>) puede calcularse la actividad de cada uno de los isótopos de la mezcla utilizando los datos que se presentan en la Tabla 1.

| Isótopo Uranio | t 1/2 (años) | $\lambda = \text{Ln}2 / t_{1/2}$ | Abundancia Isotópica | Actividad Especifica (Bq/g) |
|----------------|--------------|----------------------------------|----------------------|-----------------------------|
| U234           | 2,46E+05     | 2.888 E <sup>-06</sup>           | 0.005 %              | 2,30E+08                    |
| U235           | 7,04E+08     | 9.8 E <sup>-10</sup>             | 0.720 %              | 7,97E+04                    |
| U238           | 4,47E+09     | 1.55 E <sup>-10</sup>            | 99.275 %             | 1,24E+04                    |

Tabla 1: Datos del uranio natural (Fuente: STORER)

Del análisis de los datos extraídos del STORER para las garrafas (Anexo I) surge el hallazgo de valores excesivos en la masa de uranio como se observa de manera resumida en la Tabla 2 (no fueron tenidos en cuenta para el cálculo final sino que se reestimaron en la Tabla 3). La heterogeneidad en los valores de uranio total hallados en la Tabla del Anexo I puede ser explicada por la lógica del proceso productivo y por esta razón se muestra en la Figura13 una clasificación de la población de garrafas con los valores corregidos.

| Número de DGR    | Orden de Ingreso al AGE | Fecha de Ingreso | Uranio (g) | Volumen (l) | Número de Seguridad | Número de Prestación | Número Análisis Químico (CONUAR) |
|------------------|-------------------------|------------------|------------|-------------|---------------------|----------------------|----------------------------------|
| 001080 -02183-51 | 8                       | 24/11/1999       | 887,79     | 50          | 02183               | 1735                 | 843/99                           |
| 001080-02597-51  | 13                      | 21/9/2000        | 267,35     | 50          | 02597               | 1831                 | 710/00                           |
| 001080-03053-81  | 19                      | 14/12/2001       | 1.891,60   | 50          | 03053               | 1911                 | 740/01                           |

Tabla 2: Valores de masa de uranio anómalos (Fuente: STORER)

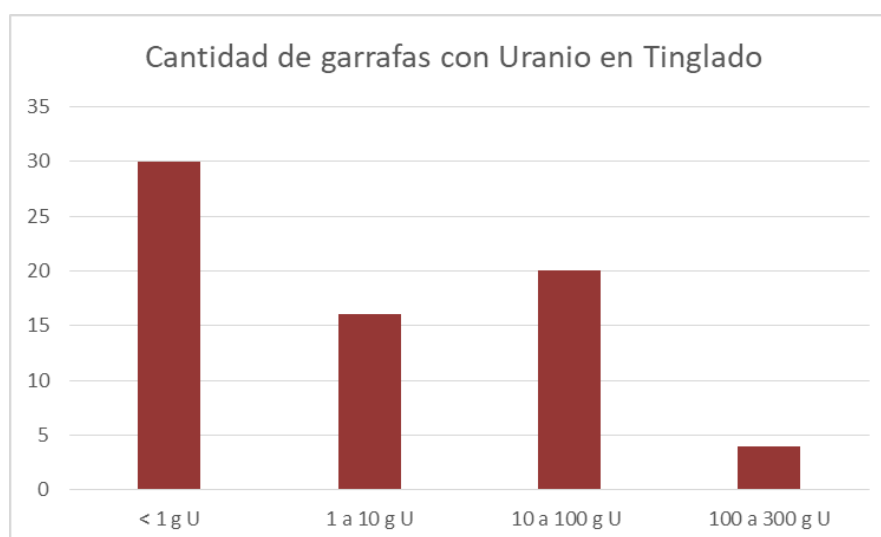


Figura 13: Población de garrafas en función del contenido de uranio (Fuente: STORER)

La presencia de valores anómalos generó dificultades para la estimación de la masa total de uranio, por lo que debió elegirse una estrategia a seguir.

La primera opción es estimar la masa de uranio empleando el valor declarado de actividad total (Bq), el tiempo transcurrido en años desde su recepción y las actividades específicas de cada uno de los isotopos presentes en uranio natural (Bq/g) extraídos del DGR, recordando que el mismo es completado por el generador (CONUAR).

La segunda opción, en cambio, es emplear el resultado de concentración expresada  $\mu\text{g/ml}$  presente en el certificado de análisis químico y como se asume homogeneidad en la solución, calcular la masa de uranio total dentro de la garrafa.

De la revisión de la documentación respectiva surgió el recálculo de los valores anómalos dónde se realizaron correcciones en las unidades de medida de la actividad o en la utilización del dato de concentración de uranio total aportado por el certificado de análisis químico como se puede observar en la Tabla 3.

Cabe destacar que los valores mostrados en la Tabla 2 tampoco eran realistas y posiblemente no podrían haber sido liberados y entregados al PNGRR por control de salvaguardas. El Anexo II contiene los DGRs y certificados de análisis químicos respectivos como documentación respaldatoria para dichos cálculos.

La Tabla 3 es la utilizada finalmente para el cálculo de masa de uranio total con las suposiciones y correcciones anteriormente mencionadas.

| Número de DGR    | Orden de Ingreso al AGE | Fecha de Ingreso | Uranio (g) | Volumen (l) | Número de Seguridad | Número de Prestación | Número Análisis Químico (CONUAR) |
|------------------|-------------------------|------------------|------------|-------------|---------------------|----------------------|----------------------------------|
| 001080 -02183-51 | 8                       | 24/11/1999       | 2,15       | 50          | 02183               | 1735                 | 843/99                           |
| 001080-02597-51  | 13                      | 21/9/2000        | 265,00     | 50          | 02597               | 1831                 | 710/00                           |
| 001080-03053-81  | 19                      | 14/12/2001       | 37,50      | 50          | 03053               | 1911                 | 740/01                           |

Tabla 3: Valores de uranio corregidos que se emplearan en el cálculo del término fuente (Fuente: STORER)

El valor de uranio total para ser empleado como término MAR en la ecuación (2) de término fuente depende del escenario de incendio a utilizar. A continuación en la Tabla 4 se presenta el extracto de garrafas seleccionadas *ad hoc* para el caso de incendio parcial.

| Número de DGR  | Orden de Ingreso al AGE | Fecha de Ingreso | Uranio (g) | Vol. (l) | Número de Seguridad | Número de Prestación |
|----------------|-------------------------|------------------|------------|----------|---------------------|----------------------|
| 001080-1913-51 | 1                       | 10/08/1998       | 0,20       | 50       | 1913                | 1529                 |
| 001080-1914-40 | 2                       | 31/08/1998       | 9,87       | 50       | 1914                | 1536                 |
| 001080-2074-51 | 5                       | 30/03/1999       | 0,05       | 50       | 2074                | 1648                 |
| 001080-2597-51 | 13                      | 21/09/2000       | 265        | 50       | 2597                | 1831                 |
| 001080-3784-60 | 35                      | 03/01/2006       | 0,35       | 50       | 3784                | 2348                 |
| 001080-3786-40 | 39                      | 03/08/2006       | 91,88      | 50       | 3786                | 2422                 |
| 001080-4243-61 | 42                      | 24/11/2006       | 12,91      | 50       | 4243                | 2479                 |
| 001080-4544-20 | 60                      | 12/07/2010       | 26,97      | 50       | 4544                | 2877                 |
| 001080-5133-71 | 69                      | 19/07/2019       | 3,20       | 50       | 5133                | 3813                 |

Tabla 4: Garrafas involucradas en el escenario de incendio parcial (Fuente: STORER)

Por lo tanto el valor del MAR utilizado en los escenarios accidentales a simular se encuentra resumido en la Tabla 5:

|                 | <b>Escenario accidental: Incendio</b> |              |
|-----------------|---------------------------------------|--------------|
|                 | <b>Parcial</b>                        | <b>Total</b> |
| <b>MAR [kg]</b> | 0,41                                  | 1,24         |

Tabla 5: Masa de uranio involucrada en cada escenario accidental

Como se mencionó anteriormente una evaluación de seguridad es el proceso sistemático de análisis y evaluación de los riesgos asociados a las instalaciones y prácticas, y de las correspondientes medidas de seguridad radiológica. Hasta el momento el AGE sólo posee una evaluación de seguridad del sector de trincheras de residuos sólidos, identificada como “near surface disposal system for low level solid radioactive wastes” en la Figura 10. En las trincheras se almacenaron residuos radiactivos históricos hasta el año 1994 posteriormente el ingreso al AGE dejó de ser permitido por los cambios introducidos en la nueva Constitución de la provincia de Buenos Aires.

En un futuro cercano también será necesario realizar una Evaluación de Seguridad de las instalaciones destinadas a la predisposición de los residuos radiactivos. Se utilizarán una serie de requerimientos, guías y documentos técnicos de OIEA que orientan en el proceso de confección de la evaluación para la protección de trabajadores, el público y el medioambiente.

Retomando el cálculo del término fuente, ya con el cálculo del primer término MAR, queda entonces definir el resto de los términos para proseguir con la estimación de la dispersión del contaminante uranio en escenario de incendio.

$$\text{Término Fuente Respirable} = \text{MAR} \times \text{DR} \times \text{LPF} \times \text{ARF} \times \text{RF}$$

Tanto al DR y al LPF se les asigna un valor de 1, recordando que el primero es el coeficiente de daño y en este escenario de incendio parcial se le asigna el valor de 0,65 (1 por software), y el segundo es el coeficiente que considera la mitigación o atenuamiento de liberación de material debido a una barrera de protección como ser pared de la garrafa, en este caso se toma el valor 1 conservativamente.

Para el caso de ARF, que es la fracción aerolizable y de liberación a la atmósfera, se consultaron dos fuentes bibliográficas con escenarios similares al del presente trabajo. Se consultó en primer lugar el handbook del DOE [15],[16]y se comparó con el valor sugerido en el handbook de la autoridad regulatoria de EEUU [17]. Dado que ambos valores de ARF eran de magnitud similar, 0,02 en el caso del DOE y 0,01 en el NRC, se decidió promediar ambos y se utilizará finalmente el valor de 1,5 E-02 como el más adecuado para dicho escenario.

Por último, el término RF se estimó como valor 1 también en función de lo consultado en los handbooks anteriormente mencionados.

Las Figuras 14 a y b ilustran las pestañas del término fuente para incendio parcial y total en el código HOTSPOT. Se debe completar también la actividad específica y la velocidad

de deposición (relación entre el flujo de deposición respirable observado y la concentración de aire respirable observada cercana a la superficie del suelo) es cual tiene un valor de 0,3 cm/sec, valor sugerido por bibliografía. La actividad específica se calcula como la actividad ponderada promedio de los isótopos de uranio presentes en el uranio natural (sin contemplar el  $U^{236}$ ) cuyo valor obtenido es de  $2,5E+04$  Bq/g [18], Anexo III.

The screenshot shows the 'Source Term' tab of the HotSpot software. The 'Model' is set to 'Uranium Fire'. The interface includes several input fields and radio buttons for configuring the source term parameters:

- Radionuclide:** Uranium
- Material-at-Risk (MAR):** 0,41 kg
- Damage Ratio (DR):** 1,000
- Leakpath Factor:** 1,000
- Deposition Velocity:** 0,30 cm/sec
- Specific Activity:** 2,50E+04 Bq/g
- Airborne Fraction (ARF):** 1,50E-02
- Respirable Fraction (RF):** 1,00E+00
- Uranium Specific Activity:**
  - Natural Uranium
  - Calculate Enrichment
  - User-selected option
- Fuel Fire Information:**
  - Enter Cloud Top
  - Enter Heat Emission Rate
  - Enter Fuel and Burn duration
- Physical Height of the Fire:** 0
- Fuel Volume:** 1,19E+02 gal
- Release Radius:** 1,0 m
- Air Temp.:** 25 deg C
- Burn Duration:** 10,0 min
- Heat of Combustion:** 10500 cal/g

Figura 14a: Interfaz del HOTSPOT 3.12 para el término fuente en caso de incendio parcial

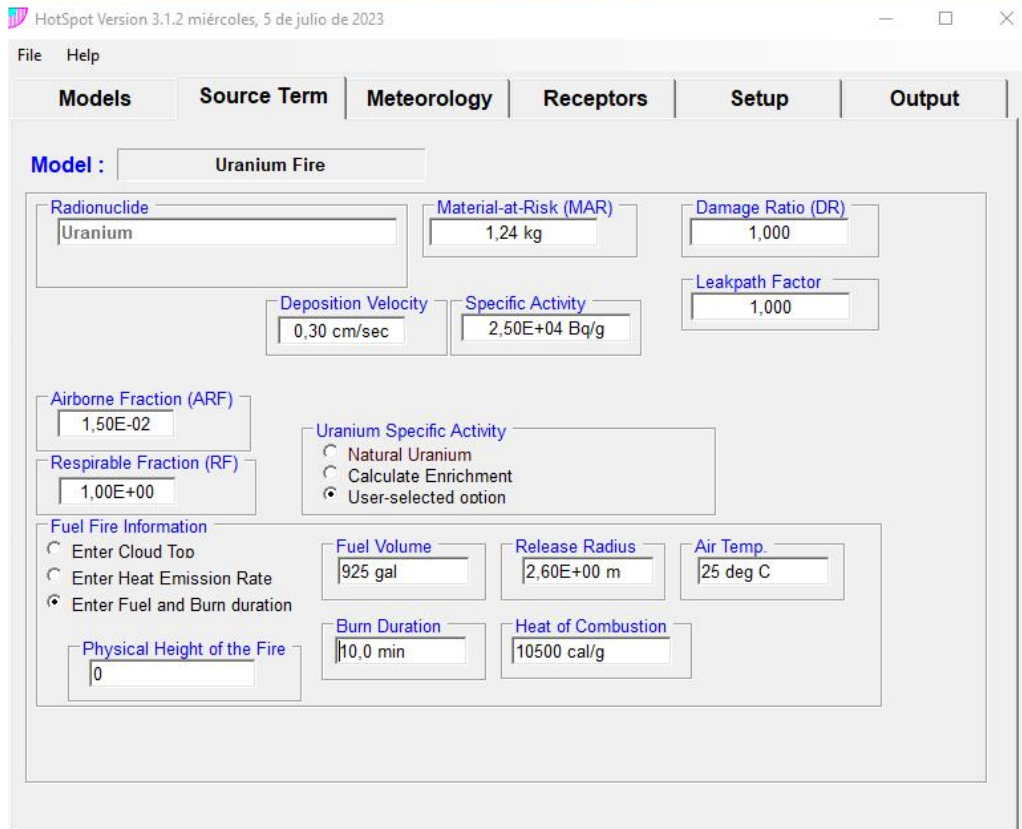


Figura 14b: Interfaz del HOTSPOT 3.12 para el término fuente en caso de incendio total

El último ítem necesario a completar es el relativo a la cantidad de combustible que alimenta el fuego, en el caso de incendio parcial de 9 garrafas (0,41 kg de uranio) es de 450 litros o su equivalente 119 galones. En cambio para incendio total corresponde emplear las 70 garrafas es decir 3500 litros o 925 galones cuyo calor de combustible es 10.500 cal/g que surge como valor promedio del trabajo de Gabiña Iribar [19].

El radio de liberación empleado para el caso de incendio parcial es de 0,65 m por corresponder al radio de cilindro de fuego de una sola bandeja mientras que para el caso de incendio total, es de 2,6 m calculado de manera aproximada según la configuración de almacenamiento ilustrada en la Figura 12.

La temperatura del aire estimada para el escenario de accidente es de 25 °C, el tiempo de duración del incendio es de 10 minutos, este es un valor estándar sugerido por guías de seguridad y por el manual del usuario del código HOTSPOT. Por último la altura física del fuego es 0 m.

Para el caso de incendio, debe considerarse la situación en que la altura de la pluma de dispersión no sea la altura de liberación física (generalmente chimenea o en este caso la altura del galpón). Es decir, puede ocurrir que se produzca una elevación de la pluma debido a la diferencia entre a la velocidad del flujo de salida y a la temperatura diferencial entre el techo del galpón y el aire del entorno. Según el manual de usuario HOTSPOT, en el caso que no se pueda estimar visualmente la altura efectiva se recomienda el uso de la altura física de liberación (altura del galpón) o bien usar cero para liberación a nivel del suelo.

En general el incremento efectivo en la altura de liberación conduce a bajar las concentraciones en el punto de interés (donde se ubicará a la persona representativa), por lo tanto considerar una altura de liberación física a nivel del suelo, o a nivel de la altura del galpón es acertado cuando se busca obtener resultados más conservativos.

En la Figura 15 a continuación, se esquematiza entre la altura de liberación física (alto de la chimenea) y la altura efectiva de la pluma de dispersión.

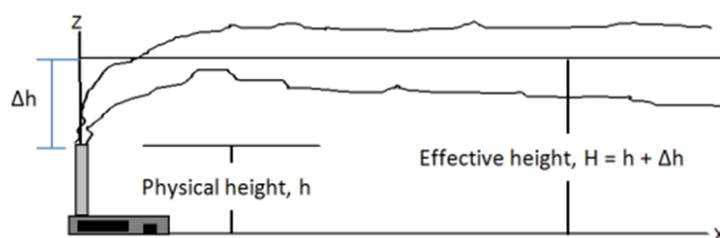


Figura 15: Esquema de altura efectiva vs la altura física

Continuando con el HOTSPOT en la Figura 16 se observa que, es necesario ingresar las variables meteorológicas tales como la velocidad y dirección del viento y la categoría de estabilidad atmosférica.

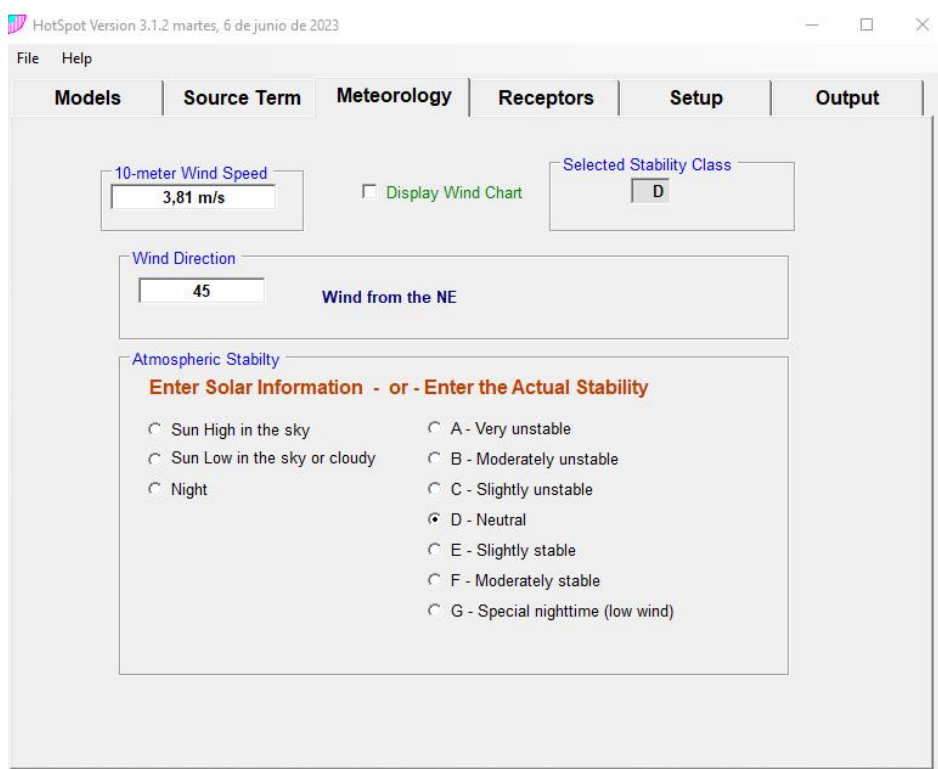


Figura 16: Interfaz del HOTSPOT 3.12 con datos meteorológicos empleados para incendio parcial y total

Los parámetros atmosféricos son críticos para el uso de modelos de difusión de contaminantes y los coeficientes de dispersión que se observan las fórmulas Gaussianas están determinadas por el mezclado o por el poder dispersivo del flujo turbulento dentro de la capa límite de la atmósfera.

En 1961, Pasquill [20] propone un método para la determinación de categorías de estabilidad atmosférica a partir de condiciones atmosféricas sencillas brindadas por una central meteorológica. El método permite asociar cualquier situación atmosférica con las categorías presentes en la Tabla 5a. En la Tabla 5b se presentan los factores determinantes de las categorías ya mencionadas. Los factores determinantes para la clasificación Pasquill son por lo tanto,

- La velocidad del viento
- La nubosidad
- El flujo neto de radiación que llega a la tierra que afecta el gradiente térmico vertical

| <b>Clase de Estabilidad</b> | <b>Definición</b>     |
|-----------------------------|-----------------------|
| <b>A</b>                    | Muy inestable         |
| <b>B</b>                    | Inestable             |
| <b>C</b>                    | Ligeramente inestable |
| <b>D</b>                    | Neutral               |
| <b>E</b>                    | Ligeramente estable   |
| <b>F</b>                    | Estable               |

Tabla 5a: Clasificación de la Estabilidad de Pasquill

| Ground wind speed (m/s) | Sun high in sky | Sun low in sky or cloudy | Night time |
|-------------------------|-----------------|--------------------------|------------|
| < 2                     | A               | B                        | F          |
| 2 - 3                   | A               | C                        | E          |
| 3 - 4                   | B               | C                        | D          |
| 4 - 6                   | C               | D                        | D          |
| > 6                     | C               | D                        | D          |

Tabla 5b: Condiciones meteorológicas para definir las categorías de estabilidad atmosférica (Manual usuario HOTSPOT, 2020)

Los datos de viento pertenecen al período 2001-2010 fueron relevados durante cada hora medidos a una altura de 10 metros extraídos del informe de seguridad del RA-10 [21]. La Figura 17 presenta la rosa de vientos promedio en frecuencias porcentuales y velocidad en km/h extraída del mismo informe.

Del análisis de los datos de vientos se observa que los mismos se concentran entre los sectores NNE y NE, con poco más del 47% de los registros. Si tomamos un promedio global de estos datos, la dirección dominante de los vientos es la NE, con el 12,1% de los registros obtenidos. En el presente trabajo se selecciona la categoría *D* en función de la velocidad del viento predominante extraída de la velocidad promedio anual de 13,7 Km/h (Anexo IV).

En relación a la radiación solar elegida para el evento de incendio del presente trabajo, bien podría corresponder a un escenario de baja radiación solar o incluso nocturno ya que ambos clasifican como categoría *D* como se observa en la Tabla 5b.

Para completar el estudio además, se usarán también el resto de las categorías de Pasquill para evaluar el comportamiento de la pluma de contaminación y sus posibles impactos asociados.

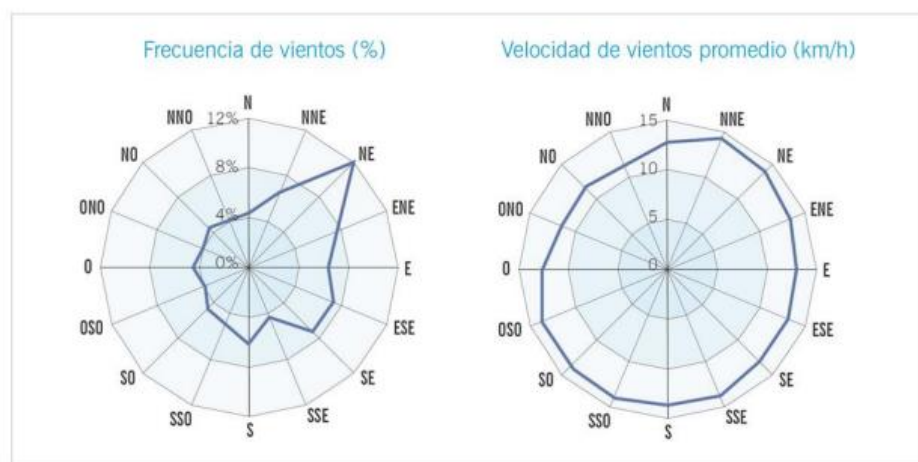


Figura 17: Frecuencia y velocidad promedio de vientos (Inf. Seg RA-10, 2013)

Cabe aclarar que se consultó también la base de datos de vientos utilizados en el Estudio de Seguridad de las trincheras en el AGE [22] y se encontró que el valor promedio utilizado corresponde al período 1996-2005 y no fue tenido en cuenta por corresponderse a un periodo temporal lejano del estudio en cuestión a pesar de su mayor período de años empleados.

Con la categoría de estabilidad atmosférica ya determinada, el código emplea los  $\sigma_y$  y  $\sigma_z$  respectivos a dicha categoría para terreno simple o plano como se observa en la Tabla 6 y en la Figura 18 que permite completar la estimación de la concentración del radionucleido en aire en el punto de interés.

| Pasquill Type | $\sigma_y$ (meter)               | $\sigma_z$ (meter)                |
|---------------|----------------------------------|-----------------------------------|
| A             | $\frac{0.22x}{\sqrt{1+0.0001x}}$ | 0.20x                             |
| B             | $\frac{0.16x}{\sqrt{1+0.0001x}}$ | 0.12x                             |
| C             | $\frac{0.11x}{\sqrt{1+0.0001x}}$ | $\frac{0.080x}{\sqrt{1+0.0002x}}$ |
| D             | $\frac{0.08x}{\sqrt{1+0.0001x}}$ | $\frac{0.060x}{\sqrt{1+0.0015x}}$ |
| E             | $\frac{0.06x}{\sqrt{1+0.0001x}}$ | $\frac{0.030x}{1+0.0003x}$        |
| F             | $\frac{0.04x}{\sqrt{1+0.0001x}}$ | $\frac{0.016x}{1+0.0003x}$        |

Tabla 6: Valores de sigma en función del tipo de estabilidad atmosférica para terreno plano (Manual usuario HOTSPOT, 2020)

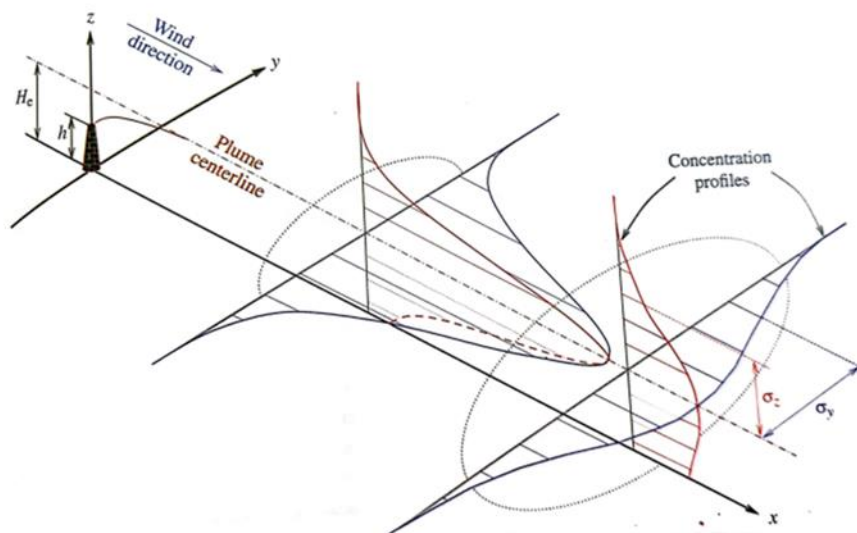


Figura 18: Visualización de  $\sigma$  en trayecto de la pluma de dispersión

Para finalizar el ingreso de datos en el código se debe completar la pestaña de setup como se observa en la Figura 19. Aquí deben elegirse las distintas condiciones para el cálculo como el tipo de terreno, las unidades de trabajo, el tipo de biblioteca de dónde se tomarán los factores dosimétricos, límites de dosis y deposición, entre otros.

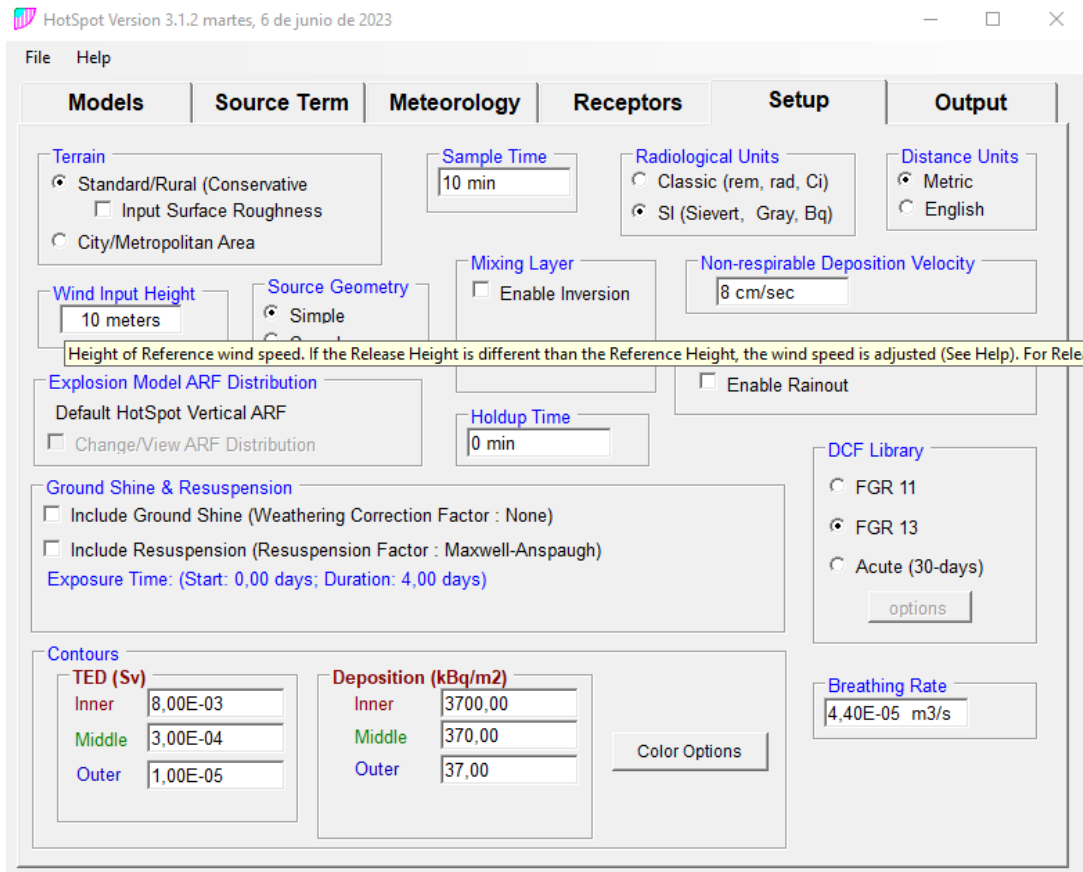


Figura 19: Interfaz del HOTSPOT 3.12 con el set up

Una vez obtenidos los valores de concentración atmosférica integrada en el tiempo se puede obtener la dosis efectiva comprometida para cada radionucleido empleando la Ecuación 5 y se puede entonces graficar en el mapa la sumatoria de las dosis efectivas comprometidas según la Ecuación 6.

$$E_{i(T)} = C_i \cdot T_{\text{resp}} \cdot e_{\text{inh } i(T)} \quad (5)$$

Ecuación 5: Dosis efectiva comprometida expresada en Sv

Donde,

$E_{i(T)}$  = dosis comprometida efectiva para radionucleido  $i$  integrado en el tiempo (Sv)

$C_i$  = concentración atmosférica integrada en el tiempo para radionucleido (Bq-s)/m<sup>3</sup>

$T_{\text{resp}}$  = tasa de respiración para cada grupo de edades (m<sup>3</sup>/s)

$e_{\text{inh } i}$  = factor dosimétrico de inhalación del radionucleido  $i$  para cada grupo de edades (Sv/Bq)

$T$  = período de integración para cada grupo de edades (s)

$$E_{(T)} = \sum E_{i(T)} \quad (6)$$

Ecuación 6: Sumatoria de dosis efectiva comprometida de isotopos del uranio natural expresada en Sv

En capítulos previos se comentó que la dosis que permite cuantificar el impacto radiológico en público es la dosis efectiva comprometida y a continuación se muestra la Tabla 7 con los parámetros dosimétricos asociados a los compuestos de uranio para exposición a público empleados en el presente caso de estudio [23].

| Radio-Nucleido i | Tasa respiración niños (m <sup>3</sup> /s) | e <sup>inh i</sup> niños (Sv/Bq) | T niños (años) | Tasa respiración adultos (m <sup>3</sup> /s) | e <sup>inh i</sup> adultos (Sv/Bq) | T adultos (años) |
|------------------|--|----------------------------------|----------------|--|------------------------------------|------------------|
| U <sup>234</sup> | 4.44 E-05                                  | 2,9 E-05                         | 70             | 2,66 E-04                                    | 9,4 E-06                           | 50               |
| U <sup>235</sup> | 4.44 E-05                                  | 2,6 E-05                         | 70             | 2,66 E-04                                    | 8,5 E-06                           | 50               |
| U <sup>238</sup> | 4.44 E-05                                  | 2,5 E-05                         | 70             | 2,66 E-04                                    | 8,0 E-06                           | 50               |

Tabla 7: Coeficientes dosimétricos y Tasa de respiración (Safety Series Report 19, 2001)

Los valores presentados en la Tabla 7 son consistentes con los valores empleados en el código HOTSPOT 3.12.

Hasta el aquí sólo se mencionaron las personas representativas de manera genérica, sin señalar la ubicación geográfica real en el presente trabajo.

El AGE se encuentra ubicado en el predio del CAE, situado en el Partido de Ezeiza, provincia de Buenos Aires, aproximadamente a 33 km al suroeste de la Ciudad Autónoma de Buenos Aires. El Partido de Ezeiza limita al norte y oeste con La Matanza, al este con Esteban Echeverría; al suroeste con Cañuelas y al sureste con San Vicente.

El predio del CAE comprende una superficie de 840 hectáreas distribuidas en dos áreas aproximadamente rectangulares y de tamaño similar divididas por el camino de acceso Presbítero Luis González y Aragón. El predio del CAE se encuentra atravesado por dos arroyos, el Arroyo Aguirre cruza el CAE de Sur a Norte en diagonal, desembocando en el Río Matanza, mientras que en el Arroyo El Palo ingresa en el predio por la zona sur desembocando en el Arroyo Aguirre.

Al oeste del CAE se encuentra el barrio La Celia cuyo uso de suelo es residencial como se observa en la Figura 20. El área donde se encuentra el CAE pertenece a una zona parcialmente urbanizada, aunque de crecimiento limitado en el entorno más cercano por la existencia del Aeropuerto, los clubes recreativos y terrenos. A pesar de estas características, la zona sostiene un marcado crecimiento demográfico en los últimos años y se espera que continúe la tendencia a futuro [21]

Todos los cálculos de dosis expresados para persona representativa se refieren tanto niños como adultos que habitan en dicho Barrio dada la proximidad del mismo.

En la Figura 21 se muestra la distancia entre el PMEB dentro del AGE y el Barrio La Celia para la estimación de dosis al público por el código HOTSPOT.



### 3.4 Estimación de dosis ocupacional en caso de accidente

Para el control ocupacional de la contaminación interna se definen los límites secundarios que son de utilidad para monitoreo de áreas de trabajo y para el diseño de las instalaciones.

El ALI es la actividad máxima de un radionucleido que puede incorporarse anualmente al organismo de una persona para que la dosis comprometida asociada con esa incorporación no supere el límite de dosis efectiva anual. Para cada radionucleido corresponde un valor distinto del ALI, en razón de las características físicas y metabólicas del mismo. La ecuación 7 es el cociente entonces entre los 20 mSv anuales y el factor de dosis efectiva comprometida de cada radionucleido.

$$ALI = \frac{0,02 \text{ Sv}}{e(50)} \quad (7)$$

Ecuación 7: Límite Anual de Incorporación expresado en Bq

Los factores dosimétricos  $e(50)$  para el caso del adulto fueron tomados del Safety Security Report N° 37 [24] que figuran en la Tabla 7 y con ellos se pueden calcular los ALI como se observan en la Tabla 8.

La concentración derivada en aire (DAC) es un límite derivado que se utiliza en protección radiológica y es el cociente entre el valor del límite anual de incorporación de ese radionucleido y 2500 m<sup>3</sup> de aire (Norma AR 6.1.1), este valor es el resultado de multiplicar la tasa de respiración promedio de un trabajador y sus 2000 hs de trabajo anual, los resultados se muestran en la Tabla 8.

$$DAC = \frac{ALI}{2500} \quad (8)$$

Ecuación 8: Concentración derivada en aire expresado en Bq/m<sup>3</sup>

|                        | <b>ALI<br/>(Bq)</b>    | <b>DAC<br/>(Bq/m<sup>3</sup>)</b> |
|------------------------|------------------------|-----------------------------------|
| <b>U<sup>234</sup></b> | 2,13 E+03              | 8,50 E-01                         |
| <b>U<sup>235</sup></b> | 2,35 E+03              | 9,40 E-01                         |
| <b>U<sup>238</sup></b> | 2,50 E+03              | 1,00 E 00                         |
| <b>U<sub>nat</sub></b> | 2,32 E+03 <sup>3</sup> | 9,28 E-01                         |

Tabla 8: Resultados para el cálculo del ALI y el DAC para los radionucleidos del uranio natural

<sup>3</sup>El cálculo de ALI del uranio natural se calcula como la sumatoria del radionucleido  $i$  por la fracción de actividad del radionucleido  $i$ . La planilla con los cálculos se adjunta como Tabla en el Anexo III.

Las dimensiones del depósito se estimaron sabiendo que el área total del PMEB es de  $750 \text{ m}^2$ , tomando que el ancho es de 15 m, 50 m de profundidad y 6 m de altura máxima, el volumen del depósito es de  $4500 \text{ m}^3$  aproximadamente.

## 4. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

### 4.1 Estimación de dosis al público por accidentes/incendio

De la salida del código HOTSPOT, para el caso del incendio parcial en condiciones de atmósfera neutra y con un tiempo de duración del incendio de 10 minutos se obtuvo un valor máximo de dosis efectiva comprometida de  $2,9 \text{ E-}08 \text{ mSv}$  para niño representativo a una distancia de 4 km. Para el adulto representativo en cambio se obtuvo un valor máximo de  $1,76 \text{ E-}7 \text{ mSv}$ .

Con las mismas condiciones para el caso de incendio total se puede observar que los valores máximos de dosis efectiva comprometida alcanzan los  $5,7 \text{ E-}09 \text{ mSv}$  para niño y  $3,45 \text{ E-}08 \text{ mSv}$  para adultos se ubican a los 35 km en dirección sudoeste del depósito de garrafas. Para completar el estudio de comportamiento de la pluma de contaminante se muestra en las gráficas de tipo logarítmica, como varían las dosis efectivas comprometidas en función de la distancia al depósito para todas las categorías atmosféricas posibles.

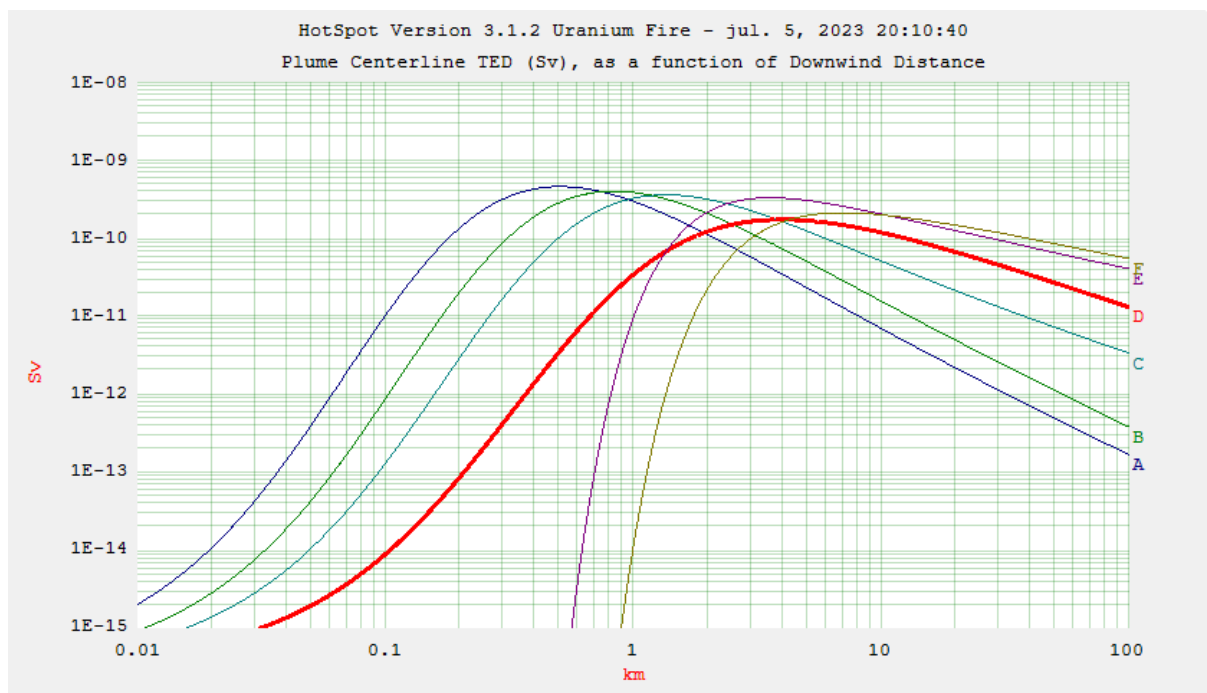
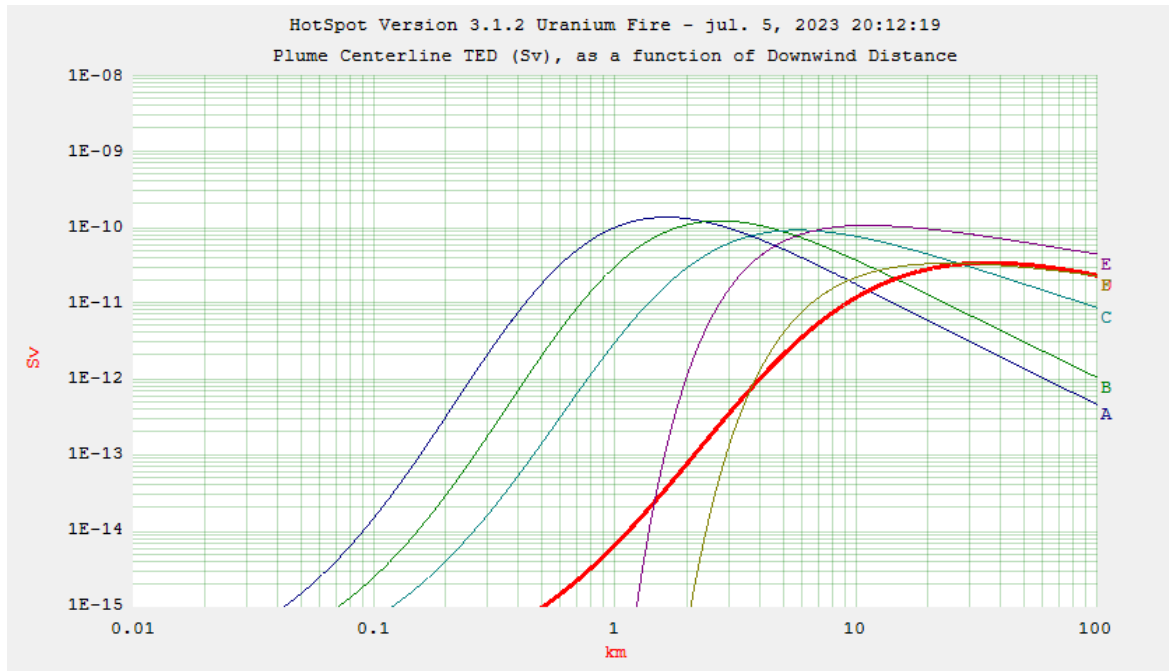


Figura 22a: Dosis efectiva comprometida en adulto en función de la distancia del depósito con incendio parcial para todas las categorías atmosféricas.



Grafica 22b: Dosis efectiva comprometida en adulto en función de la distancia del depósito con incendio total para todas las categorías atmosféricas.

Se presentan a continuación a modo de ejemplo una salida de HOTSPOT en la Tabla 9 para incendio parcial y la Tabla 10 para incendio total. Para el resto de las corridas realizadas se presenta de manera resumida en las Tablas 11 y 12 los distintos tiempos de respuesta de emergencia evaluados tanto para niño como adulto representativo.

| <b>HotSpot Version 3.1.2 Uranium Fire</b> |                               |
|---|-------------------------------|
| Material-at-Risk (MAR)                    | 0,41 kg                       |
| Damage Ratio (DR) :                       | 1,00                          |
| Airborne Fraction (ARF)                   | 0,015                         |
| Respirable Fraction (RF) :                | 1,00                          |
| Leakpath Factor (LPF)                     | 1,00                          |
| Respirable Source Term                    | 1,54 E+05 Bq                  |
| Non-respirable Source Term :              | 0,00E+00 Bq                   |
| Specific Activity :                       | 2,5E+04 Bq/g                  |
| Fuel                                      | 119 gal                       |
| Fire Duration                             | 1,00E+01 min                  |
| Air Temperature                           | 25,0 deg C                    |
| Release Radius :                          | 1,00E+00 m                    |
| Physical Height of Fire :                 | 0 m                           |
| Effective Release Height :                | 158 m                         |
| Wind Speed (h=10 m) :                     | 3,81 m/s                      |
| Wind Direction :                          | 45,0 degrees Wind from the NE |
| Avg Wind Speed (h=H-eff) :                | 5,76 m/s                      |
| Stability Class                           | D                             |

|                          |                              |
|--------------------------|------------------------------|
| Respirable Dep. Vel.     | 0,30 cm/s                    |
| Non-respirable Dep. Vel. | 8,00 cm/s                    |
| Receptor Height          | 1,5 m                        |
| Inversion Layer Height   | None                         |
| Sample Time              | 10,000 min                   |
| Breathing Rate           | 2,66E-04 m <sup>3</sup> /sec |
| Maximum Dose Distance    | 4,0 km                       |
| Maximum TED              | 1,76 E-10 Sv                 |

Tabla 9: Output del HOTSPOT para el incendio parcial del depósito con garrafas tomando en cuenta la tasa de respiración de un adulto representativo del público

| <b>HotSpot Version 3.1.2 Uranium Fire</b> |                               |
|---|-------------------------------|
| Material-at-Risk (MAR)                    | 1,24 kg                       |
| Damage Ratio (DR) :                       | 1,00                          |
| Airborne Fraction (ARF)                   | 0,015                         |
| Respirable Fraction (RF) :                | 1,00                          |
| Leakpath Factor (LPF)                     | 1,00                          |
| Respirable Source Term                    | 4,65 E+05 Bq                  |
| Non-respirable Source Term :              | 0,00E+00 Bq                   |
| Specific Activity :                       | 2,5E+04 Bq/g                  |
| Fuel                                      | 925 gal                       |
| Fire Duration                             | 1,00E+01 min                  |
| Air Temperature                           | 25,0 deg C                    |
| Release Radius :                          | 2,60E+00 m                    |
| Physical Height of Fire :                 | 0 m                           |
| Effective Release Height :                | 460 m                         |
| Wind Speed (h=10 m) :                     | 3,81 m/s                      |
| Wind Direction :                          | 45,0 degrees Wind from the NE |
| Avg Wind Speed (h=H-eff) :                | 6,76 m/s                      |
| Stability Class                           | D                             |
| Respirable Dep. Vel.                      | 0,30 cm/s                     |
| Non-respirable Dep. Vel.                  | 8,00 cm/s                     |
| Receptor Height                           | 1,5 m                         |
| Inversion Layer Height                    | None                          |
| Sample Time                               | 10,000 min                    |
| Breathing Rate                            | 2,66E-04 m <sup>3</sup> /sec  |
| Maximum Dose Distance                     | 35 km                         |
| Maximum TED                               | 3,45 E-11 Sv                  |

Tabla 10: Output del HOTSPOT para el incendio total del depósito con garrafas tomando en cuenta la tasa de respiración de un adulto representativo del público

Los valores de dosis efectiva comprometida obtenidos en todos los casos se encuentran muy alejados de los niveles de referencia estipulados en la norma básica 10.1.1 para justificar una intervención. De todas maneras, se puede referenciar que los valores obtenidos de dosis efectiva comprometida se encuentran en el orden de los que una central nuclear impacta, durante su operación en un año, a la persona representativa [25]

Otro parámetro evaluado es el impacto que tiene el tiempo de respuesta a la emergencia ante el accidente, por lo tanto los tiempos de duración del incendio evaluados se incrementaron a 30 y 120 min.

En cada uno de estos nuevos escenarios se analizó cual es la dosis efectiva comprometida y cuál es la distancia de mayor impacto radiológico bajo condiciones de atmósfera neutra (Clasificación de Pasquill D)

|                                      | Tiempo de respuesta |            |             |
|--------------------------------------|---------------------|------------|-------------|
|                                      | 10 minutos          | 30 minutos | 120 minutos |
| MAR (Kg)                             | 0,41                | 0,41       | 0,41        |
| Fuel (gal)                           | 119                 | 119        | 119         |
| Release radius (m)                   | 1 (0,65)            | 1 (0,65)   | 1 (0,65)    |
| Eff. Release Height (m)              | 158                 | 89         | 35          |
| Max. Dose Distance (Km)              | 4,0                 | 1,5        | 0,4         |
| Breathing rate (m <sup>3</sup> /sec) | Niño :4,44 E-05     |            |             |
| Max.TED (Sv)                         | 2,9 E -11           | 1,33 E-10  | 1,38 E-09   |
| Breathing rate (m <sup>3</sup> /sec) | Adulto: 2,66 E-04   |            |             |
| Max.TED (Sv)                         | 1,76 E-10           | 8,04 E-10  | 8,34 E-09   |

Tabla 11: Outputs del HOTSPOT para escenarios de incendio parcial con diferentes tiempos de respuesta de emergencia para niño y adulto representativo del público.

Como resultado del análisis para el incendio parcial, con una respuesta a emergencia a los 30 minutos, se obtuvieron valores máximos a los 1,5 km con dosis efectivas comprometidas de 1,33 E-07 mSv para niño y 8,04 E-07 mSv para adultos. Mientras que a los 120 minutos el máximo obtenido alcanzó los 1,38 E-06 mSv para niño y 8,34 E-06 mSv para adulto ubicándose a sólo 400 m del depósito PMEB como se observa en la Figura 23.

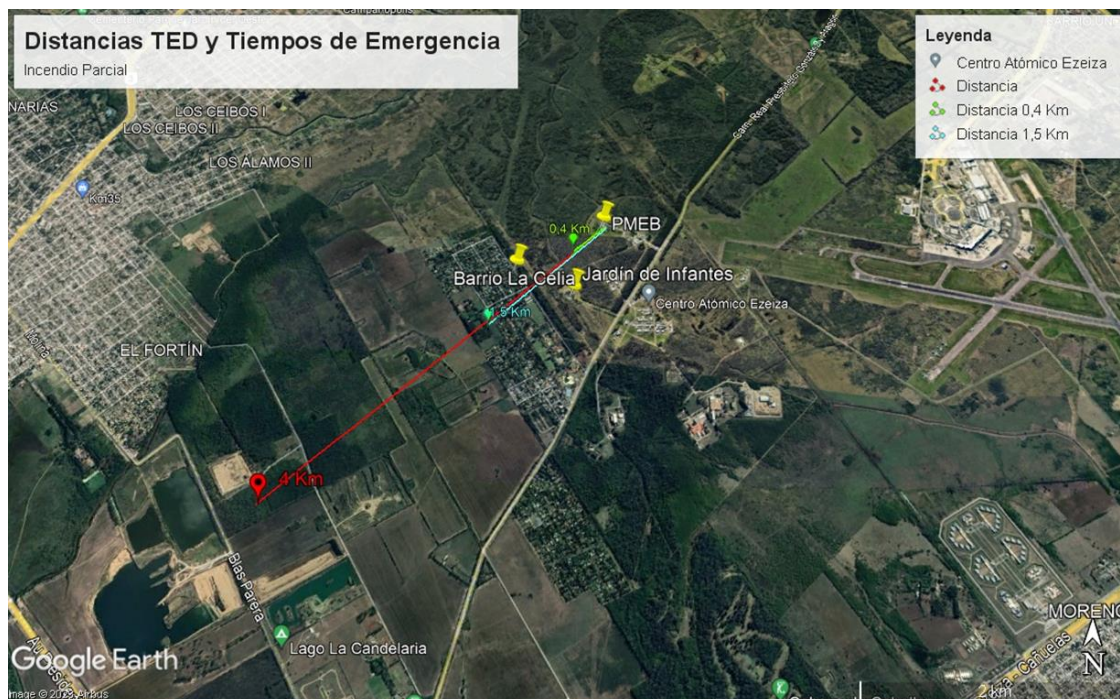


Figura 23: Comportamiento de la dosis efectiva comprometida en función de la distancia a distintos tiempos de respuesta para el caso de incendio parcial tomando en cuenta adulto representativo del público.

|                                      | Tiempo de respuesta |            |             |
|--------------------------------------|---------------------|------------|-------------|
|                                      | 10 minutos          | 30 minutos | 120 minutos |
| MAR (Kg)                             | 1,24                | 1,24       | 1,24        |
| Fuel (gal)                           | 925                 | 925        | 925         |
| Release radius (m)                   | 2,60                | 2,60       | 2,60        |
| Eff. Release Height (m)              | 460                 | 258        | 123         |
| Max. Dose Distance (Km)              | 35                  | 10         | 2,5         |
| Breathing rate (m <sup>3</sup> /sec) | Niño :4,44 E-05     |            |             |
| Max.TED (Sv)                         | 5,71 E-12           | 2,42 E-11  | 1,72 E-10   |
| Breathing rate (m <sup>3</sup> /sec) | Adulto: 2,66 E-04   |            |             |
| Max.TED (Sv)                         | 3,45 E-11           | 1,47 E-10  | 1,04 E-09   |

Tabla 12: Outputs del HOTSPOT para escenarios de incendio total con diferentes tiempos de respuesta de emergencia desde 10, 30 y 120 minutos para niño y adulto representativo del público.

Las corridas del HOTSPOT para el caso de incendio total con respuesta de emergencia tardía, alcanzan valores máximos de 2,42 E-08 mSv a los 10 km de distancia del PMEB y 1,72 E-07 mSv a los 2,5 km para un niño representativo del público si la respuesta a emergencia fue a los 30 minutos y los 1,47 E-07 mSv y 1,04 E-06 mSv respectivamente a las mismas distancias para el caso de adulto representativo, si la respuesta fue a los 120 minutos como se observa en la Figura 24

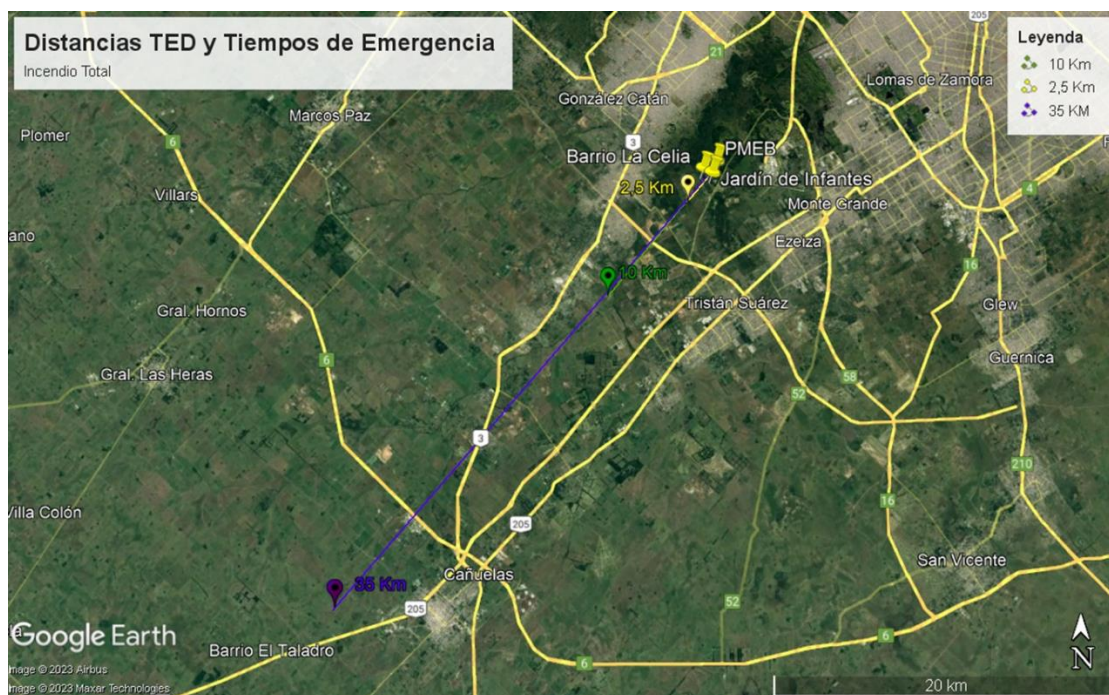


Figura 24: Comportamiento de la dosis efectiva comprometida en función de la distancia a distintos tiempos de respuesta para el caso de incendio total tomando en cuenta adulto representativo del público.

Con estos resultados se puede identificar el comportamiento dispersivo del contaminante debido al evento accidental. Se puede decir que a mayor tiempo de duración del incendio la cantidad de combustible que se quema es mayor, la altura efectiva de la pluma de contaminación baja conforme el incendio se prolonga y el contaminante se desplaza a menores distancias y es allí donde alcanza la dosis efectiva máxima - aproximadamente en un orden de magnitud más respecto de los primeros 10 minutos de duración analizados.

Expresando de manera más sencilla la relación entre la dispersión y la altura efectiva, se entiende que, el desplazamiento de la pluma es mayor cuando mayor es la altura alcanzada por el contaminante y los valores máximos de dosis efectiva comprometida son más bajos.

Hasta aquí queda claro que el uranio contenido en las garrafas, que potencialmente podría estar involucrado en un incendio tanto parcial como total, no representa una amenaza radiológica y que los niveles de referencia que justificarían una intervención se encuentran muy alejados de los niveles de referencia por 3 o 4 órdenes de magnitud.

La Guía regulatoria AR14, si bien menciona que no es aplicable a accidentes, habla de la necesidad de un Plan de monitoreo radiológico ambiental para analizar, entre otras, la evolución en el tiempo de los valores de concentración de actividad de los radionucleidos en ambientes cercanos a instalaciones radiológicas o nucleares. Una línea de base radiológica ambiental permitiría identificar el potencial impacto radiológico en puntos de interés para el público en caso de accidentes o descargas no controladas al ambiente.

Considerando los mismos escenarios accidentales, a partir del cual, la intervención estaría justificada y debiera realizarse, resulta entonces de interés conocer cuál sería la masa de uranio que debiera verse afectada (MAR). Es decir, para el caso de incendio total, qué valor de uranio generaría un escenario de intervención como medida para protección del público con valores de dosis efectiva comprometida máxima igual a 1 mSv, si bien 1

mSv no justifica una contramedida de aplicación instantánea nos da un valor mínimo para a partir del cual considerar una intervención. Este cálculo también se realizó con el código HOTSPOT para las mismas características antes descritas y 120 minutos de duración de incendio. El valor hallado fue de 1200 toneladas de uranio natural que generaría el máximo de dosis efectiva comprometida a 2,5 km de distancia para un adulto representativo. Este valor representa una cantidad difícilmente almacenable en este depósito pero no se debe dejar de evaluarse la peligrosidad que representa el almacenamiento de estos aceites de manera conjunta con el resto de los residuos radiactivos de baja y media en el PMEB.

Es importante comentar que en dicho depósito se almacenan materiales radiactivos tales como sólidos estructurales (filtros y prefiltros), sólidos compactables y no compactables históricos, resinas agotadas provenientes del RA-3 y líquidos acuosos y orgánicos de nivel bajo y medio que deben ser tratados posteriormente (Séptimo Informe Convención Conjunta, 2020). En estas categorías descritas no es el uranio el elemento de mayor relevancia para la protección radiológica del público y del trabajador sino los radionucleidos  $Cs^{137}$  y  $Sb^{125}$  generados en la planta de producción de radioisótopos por fisión, el  $C^{14}$  generado por hospitales, el  $Sr^{90}/Y^{90}$  generado por el Laboratorio de Radioquímica, el  $Co^{60}$  correspondiente a resinas del RA-3,  $Pu^{238}$  y  $Pu^{239}$  provenientes de Laboratorio de Facilidades Alfa, el  $H^3$  generado por Universidades y el  $Ra^{226}$  por centros médicos, entre otros.

En el trabajo de Marabini, [10] se pueden encontrar en detalle los radionucleidos almacenados en la PMEB junto con las garrafas. Todos ellos clasificados en función del aporte a la actividad total almacenada, la cantidad de bultos, el peso y el generador del residuo.

Por último y para finalizar los escenarios accidentales por incendio, se empleó dentro de la pestaña del término fuente la opción Cloud Top, con la cual se puede estimar la dosis para una persona del público que se pudiese encontrar allí al momento del incendio. Para el cálculo se empleó la altura del galpón cuyo valor es de 6 m y de esta manera se obtuvo el escenario más desfavorable posible donde se producen los fenómenos de dispersión sólo en el plano del galpón. Como resultado la dosis efectiva comprometida para adulto es de  $4,3 \times 10^{-3}$  mSv a los 11 m del cilindro de fuego como se observa en la Figura 25. De producirse este escenario la liberación quedaría contenida en la atmósfera del depósito.

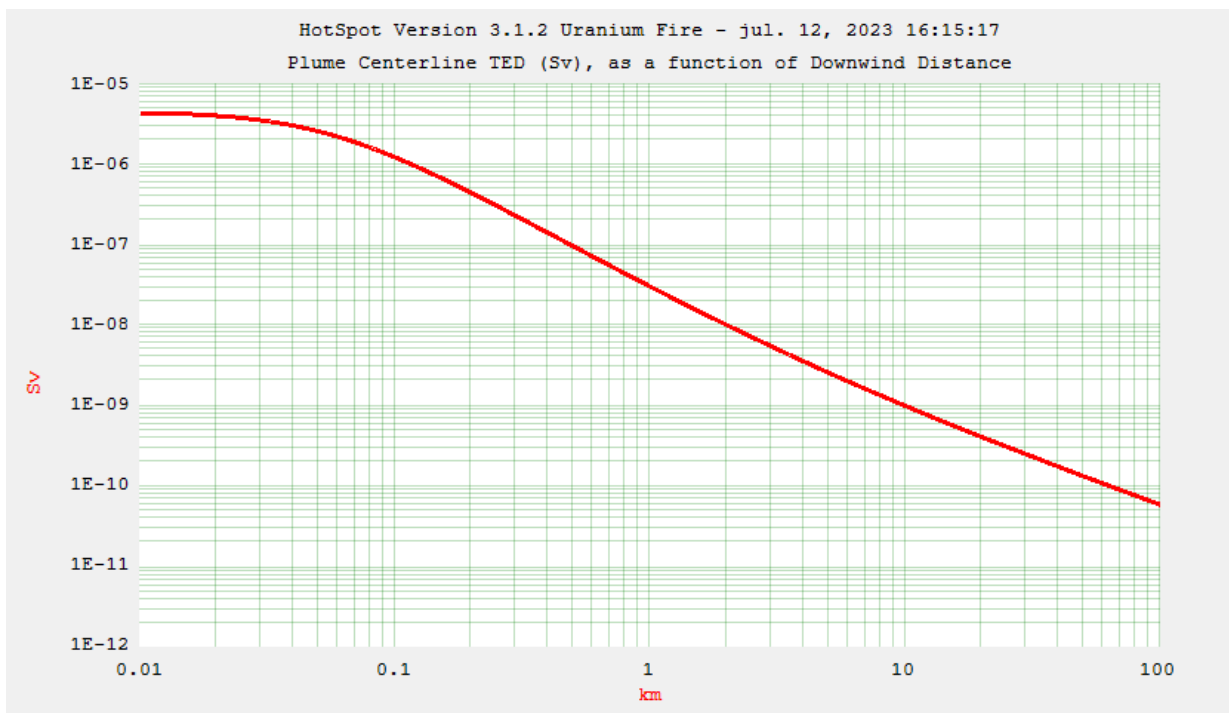


Figura 25: Dosis efectiva comprometida en adulto con incendio total contenido en el depósito para la categoría atmosférica D.

Queda evidenciado que la contaminación radiactiva producida en el depósito en tales condiciones tampoco supera el límite anual de 1 mSv para público establecido en la norma básica AR.10.1.1.

#### 4.2 Estimación de dosis del personal ocupacionalmente expuesto por accidente/incendio

La masa aerolizada del término fuente se calcula a partir de la actividad específica del uranio natural de  $2,5 \text{ E}+04 \text{ Bq/g}$  empleando la ecuación (2) del término fuente para el caso de incendio parcial y total. Suponiendo que esa masa aerolizada se distribuye de manera homogénea en los  $4500 \text{ m}^3$  del volumen total del depósito, se obtiene la concentración de aire de  $34 \text{ Bq/m}^3$  para el caso de incendio parcial y de  $103 \text{ Bq/m}^3$  para el total.

De la comparación entre el valor del DAC para el uranio natural de la Tabla 8 se puede concluir que el evento de incendio parcial supera aproximadamente en 37 veces el valor del DAC y unas 111 veces para el caso de incendio total.

La normativa AR 6.1.1 establece como criterio que ningún trabajador debe estar expuesto a concentraciones de radionucleidos en aire superiores a  $1/10 \text{ DAC}$  razón por la cual, tanto en caso de incendio parcial o total será necesario disponer de elementos de protección para trabajador para evitar alcanzar el límite de los  $20 \text{ mSv}$  año.

Por lo tanto una respuesta a emergencia con intervención por parte del personal ocupacionalmente expuesto responsable de la instalación, podría llevar a dosis muy elevadas en períodos cortos de tiempo. Por ejemplo, para una hora de tarea de respuesta a emergencia el trabajador incorporaría, vía inhalación, una cantidad de uranio igual a 2/100 ALI, para incendio parcial y 6/10 ALI. En este último caso para reducir la incorporación de material radiactivo es importante el uso de elementos de protección personal como máscaras con filtros HEPA y de carbono activado.

## 5. CONCLUSIONES Y RECOMENDACIONES

El presente trabajo, si bien no se enmarca dentro del eje principal de la especialización en radioquímica, utiliza la seguridad radiológica como disciplina transversal a todas las prácticas con radiaciones ionizantes. Las evaluaciones de seguridad son un pilar fundamental del licenciamiento de las instalaciones clase I, y en ellas radica la importancia del trabajo.

El sistema de gestión de calidad implementado en el período en que se ingresaron las garrafas del presente trabajo presenta oportunidades de mejora, con fallas en el control de la documentación e incluso con incongruencias en las unidades informadas por el analista a cargo. A futuro se informarán a los responsables del sistema STORER las no conformidades halladas en las garrafas ya evaluadas. Esto brindará una mejora del sistema de registro STORER del PNGRR.

La trazabilidad de la documentación para el resto de las garrafas, con elevado contenido de uranio, debe ser estudiada si se busca mejorar la evaluación de seguridad del depósito en cuestión. En el presente trabajo se evaluaron y corrigieron valores anómalos sólo de 3 garrafas cuyo valor era notoriamente incorrecto. Sin embargo, sería deseable, revisar toda la documentación referente a las garrafas ya que la trazabilidad de la documentación se mostró deficiente.

La dosis efectiva comprometida obtenida con la herramienta de modelación podría ser mejorada con el empleo de datos de viento actualizados al período 2020 y posiblemente con un período de mayor cantidad de años es decir de 20 o 30 años. Podría también considerarse la opción de instalar una estación meteorológica propia para que permitiría mejorar la calidad de los datos.

Los objetivos propuestos fueron cumplidos pero para completar una evaluación de seguridad de un depósito de estas características se consultó la Norma AR 0.0.1 sobre Licenciamiento de instalaciones clase I y respecto a la seguridad se debe elaborar listado de documentación mandatoria y procedimientos asociados a la instalación que forman parte de la evaluación de seguridad de la instalación como ser: plan de emergencia, documentación sobre mantenimiento e inspecciones, control de contaminación y caracterización, etc. Será necesario además incorporar el escenario de operación normal y cálculo por tarea, categoría, vía de exposición y relevancia de los mismos. Respecto al escenario de situaciones accidentales se deberá incorporar también otro escenario que contemple impacto en aguas superficiales y potencialmente en aguas subterráneas [26].

Si bien en este trabajo se hizo una evaluación de un depósito hipotético donde solo se encuentran garrafas con aceite lubricante con uranio natural, es sabido que la situación real es más compleja que la descripta. Según el trabajo de Marabini [10] la mayor parte de actividad almacenada en el PMEB se encuentra en los residuos radiactivos líquidos acuosos provenientes tanto de la disolución de plaquitas de la Planta de Producción de Radioisótopos por Fisión, de residuos generados de la recuperación en el Laboratorio de Facilidad Radioquímica y de los residuos generados por prácticas pasadas de la Facilidad Alfa. En ellos están contenidos dos de los radionucleidos con mayor  $e(50)$  del PMEB y dada su fácil dispersión se desprende la importancia de su inmovilización en un futuro cercano para mejorar la seguridad radiológica de la instalación.

Actualmente es una recomendación por parte del regulador la de emplear software SAFRAN (Safety Assessment Framework) para la caracterización de residuos radiactivos y para llevar a cabo evaluaciones de seguridad. Este software es de uso libre y facilita la elaboración de evaluaciones de seguridad de forma sistemática y estructurada en cumplimiento de los estándares de seguridad de OIEA. Otro beneficio que brinda es una plataforma común de trabajo entre operadores y reguladores facilitando la discusión y armonización de criterios y revisiones.

## 6. BIBLIOGRAFÍA

### Marco Regulatorio Argentino:

- Ley N° 24.051 Residuos Peligrosos
- Ley N° 24.804 Ley Nacional de Actividad Nuclear
- Ley N° 25.018 Régimen de gestión de Residuos Radiactivos
- Ley N° 25.279 para la aprobación de la Convención Conjunta sobre la seguridad en la gestión del combustible gastado y la seguridad en la gestión de desechos radiactivos
- Norma AR 0.0.1 revisión 2. Licenciamiento de instalaciones Clase I.
- Norma AR 6.1.1.revisión 1. Exposición ocupacional de instalaciones radiactivas Clase I.
- Norma AR 10.1.1 revisión 4. Norma básica de seguridad radiológica
- Norma AR 10.12.1 revisión 3. Gestión de residuos radiactivos
- Guía AR 6 revisión 1. Niveles genéricos de exención
- Guía AR 8 revisión 1. Niveles genéricos de dispensa.
- Guía AR 13 revisión 0. Almacenamiento de Residuos Radiactivos.
- Guía AR 14 revisión 0. Diseño y desarrollo de un Plan de Monitoreo Radiológico Ambiental.

### Citas bibliográficas

- [1] Informe de Auditoria de CONUAR S.A. Seguimiento de informe de auditoría Gestión Ambiental. 2006
- [2] Safety Standards Radiological Environmental Impact Assessment. Telleria. DS427. 2016
- [3] Manual usuario HOTSPOT 3.12 Version 2020
- [4] ICRP Publication 66. Human respiratory tract model for radiology protection. New lung model methodology. Eckerman et al, 2010.
- [5] ICRP Publication 137. Annals of the ICRP. Occupational intakes of radionuclides: Part.3. Volume 46 N°3 / 4. 2017
- [6] OIEA Guía de Seguridad GSG-1. Clasificación de Desechos Radiactivos. 2009
- [7] Primer Informe a la Convención Conjunta sobre seguridad en la gestión de combustibles gastados y de residuos radiactivos. 2003.
- [8] Séptimo Informe a la Convención Conjunta sobre seguridad en la gestión de combustibles gastados y de residuos radiactivos. 2020.
- [9] Boletín OIEA Desechos radiactivos: Aceptar el reto 55-3. Septiembre 2017
- [10] Marabini, Silvina. IN-SNA\_PNGRRE-030 P-2.3 Rev.: 0 "Inmovilización de residuos radiactivos con cemento Portland". Especialización de radioquímica y aplicaciones nucleares. Instituto Dan Beninson. 2023
- [11] Denaro, et al. Caracterización y descontaminación de un residuo de lubricantes de CONUAR S.A.1998
- [12] López, M. Ángeles. Informe de Beca "Residuos Radiactivos líquidos orgánicos generados en la Argentina. Instalaciones generadoras y alternativas tecnológicas de tratamiento". 2009
- [13] Memoria Descriptiva del Centro Atómico Ezeiza. MD-ATN-01.Rev.0. 2016
- [14] STORER- Sistema de trazabilidad en la operación de los residuos radiactivos. Vetere C., Gómiz P., Levalle, M.

- [15] DOE Handbook. Airborne release fractions/rates and respirable fractions for non reactor nuclear facilities. DOE-HDBK-3010-94. Volume I – Analysis of experimental Data. December 1994 Reaffirmed 2013
- [16] DOE Handbook. Airborne release fractions/rates and respirable fractions for non reactor nuclear facilities. DOE-HDBK-3010-94. Volume II - Appendices. December 1994 Reaffirmed 2013
- [17] NUREG/CR-6410 Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook. US Nuclear Regulatory Commission. 1998
- [18] Guía IDEAS versión 2 Para la estimación de la dosis comprometida a partir de los datos de la vigilancia de la incorporación. Sociedad Española de Protección Radiológica. Eurados Report - 01-2013.
- [19] Gabiña Iribar. Tesis Doctoral “Análisis de un combustible proveniente de un aceite lubricante reciclado para su uso en motores diésel marinos de media velocidad. Universidad del País Vasco. 2017
- [20] Pasquill. The Estimation of the Dispersion of Windborne Material, Meteorol. Mag., 90, pp. 33-49.1961.
- [21] Informe de Seguridad Proyecto RA-10. Capítulo 3. Caracterización del sitio. IS-40/RA-10/7230-2-003 Revisión 1. 2014.
- [22] Informe Evaluación de Seguridad de Trincheras. IN-SNA\_PNGRR-150 011-S.Rev.0.2011
- [23] Safety Reports Series N° 19. IAEA. Generic Models for Use in assessing the impact of discharges of radioactive substances to the environment. Vienna, 2001
- [24] Safety Reports Series N° 37. IAEA. Methods for assessing occupational radiation dose due to intakes of radionuclides. Vienna, 2004
- [25] Informe anual ARN. <https://www.argentina.gob.ar/arn/informe-anual>. 2019
- [26] “Contenido del informe de evaluación de seguridad de una instalación de gestión de residuos radiactivos”. <https://www.argentina.gob.ar/arn/instalaciones-practicas-y-personal-regulado/requisitos-y-recomendaciones>. 2019


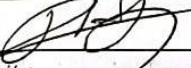
## 7. ANEXOS

Anexo I Tabla de garrafas de CONUAR extraída del STORER

| Orden de ingreso al AGE | Fecha      | Uranio (g) | Residuos (Kg) | Conc. U (mg U / Kg residuo) | Número de seguridad |
|-------------------------|------------|------------|---------------|-----------------------------|---------------------|
| 1                       | 10/8/1998  | 0,20       | 66            | 3,03                        | 01913               |
| 2                       | 31/8/1998  | 9,87       | 66            | 149,58                      | 01914               |
| 3                       | 31/8/1998  | 24,09      | 64            | 376,34                      | 01915               |
| 4                       | 4/11/1998  | 2,52       | 68            | 37,04                       | 02073               |
| 5                       | 30/3/1999  | 0,05       | 66            | 0,76                        | 02074               |
| 6                       | 30/3/1999  | 0,06       | 67            | 0,83                        | 02075               |
| 7                       | 23/11/1999 | 67,59      | 66            | 1.024,14                    | 02182               |
| 8                       | 24/11/1999 | 2,15       | 65            | 33,05                       | 02183               |
| 9                       | 23/11/1999 | 10,09      | 61            | 165,39                      | 02184               |
| 10                      | 20/3/2000  | 5,55       | 62            | 89,50                       | 02501               |
| 11                      | 4/8/2000   | 36,62      | 65            | 563,41                      | 02503               |
| 12                      | 21/11/2000 | 35,51      | 63            | 563,68                      | 02504               |
| 13                      | 21/9/2000  | 265,00     | 60            | 4.416,67                    | 02597               |
| 14                      | 9/4/2001   | 10,39      | 66            | 157,44                      | 02595               |
| 15                      | 9/4/2001   | 7,57       | 65            | 116,41                      | 02596               |
| 16                      | 5/10/2001  | 109,70     | 67,9          | 1.615,66                    | 02688               |
| 17                      | 5/10/2001  | 109,70     | 65            | 1.687,74                    | 02689               |
| 18                      | 5/10/2001  | 124,66     | 72            | 1.731,43                    | 02690               |
| 19                      | 14/12/2001 | 37,50      | 71,7          | 523,01                      | 03053               |
| 20                      | 27/4/2002  | 12,29      | 50            | 245,82                      | 03084               |
| 21                      | 14/8/2002  | 22,70      | 69,3          | 327,55                      | 03082               |
| 22                      | 23/12/2002 | 14,12      | 67,7          | 208,63                      | 03265               |
| 23                      | 23/12/2002 | 10,09      | 69,1          | 146,00                      | 03267               |
| 24                      | 6/8/2003   | 15,96      | 61,8          | 258,20                      | 03266               |
| 25                      | 6/8/2003   | 14,46      | 64            | 225,95                      | 03396               |
| 26                      | 7/4/2004   | 0,73       | 61,6          | 11,87                       | 03394               |
| 27                      | 7/4/2004   | 2,07       | 71,3          | 29,08                       | 03395               |
| 28                      | 14/4/2004  | 1,08       | 61            | 17,70                       | 03490               |
| 29                      | 14/4/2004  | 23,71      | 57,4          | 413,03                      | 03492               |
| 30                      | 3/1/2006   | 0,35       | 61,9          | 5,72                        | 03717               |
| 31                      | 3/1/2006   | 0,16       | 64,75         | 2,46                        | 03718               |
| 32                      | 3/1/2006   | 0,39       | 70            | 5,56                        | 03719               |
| 33                      | 3/1/2006   | 0,81       | 65,7          | 12,30                       | 03720               |
| 34                      | 3/1/2006   | 0,60       | 66            | 9,07                        | 03783               |
| 35                      | 3/1/2006   | 0,35       | 65,9          | 5,30                        | 03784               |
| 36                      | 3/1/2006   | 0,20       | 65,4          | 3,05                        | 03785               |
| 37                      | 3/8/2006   | 36,19      | 65,1          | 555,95                      | 03721               |

|    |            |       |      |          |       |
|----|------------|-------|------|----------|-------|
| 38 | 3/8/2006   | 35,04 | 62,4 | 561,54   | 03722 |
| 39 | 3/8/2006   | 91,88 | 43,5 | 2.112,10 | 03786 |
| 40 | 3/8/2006   | 0,02  | 65,3 | 0,38     | 03787 |
| 41 | 3/8/2006   | 30,76 | 65,7 | 468,22   | 03788 |
| 42 | 24/11/2006 | 12,91 | 63,2 | 204,19   | 04243 |
| 43 | 17/8/2007  | 0,27  | 64,9 | 4,22     | 03982 |
| 44 | 17/8/2007  | 0,26  | 58,1 | 4,55     | 03983 |
| 45 | 17/8/2007  | 0,31  | 65   | 4,76     | 03984 |
| 46 | 4/1/2008   | 1,07  | 68,7 | 15,58    | 03981 |
| 47 | 4/1/2008   | 0,93  | 63,1 | 14,70    | 03985 |
| 48 | 4/1/2008   | 1,18  | 65,3 | 18,02    | 03986 |
| 49 | 18/2/2008  | 0,02  | 64,2 | 0,31     | 03681 |
| 50 | 18/2/2008  | 0,02  | 63,4 | 0,32     | 03682 |
| 51 | 21/7/2008  | 0,06  | 65,6 | 0,91     | 03683 |
| 52 | 21/7/2008  | 0,54  | 67,1 | 8,03     | 03684 |
| 53 | 21/7/2008  | 0,56  | 65,3 | 8,63     | 03685 |
| 54 | 16/9/2008  | 0,81  | 64,2 | 12,66    | 03686 |
| 55 | 16/9/2008  | 1,25  | 65   | 19,18    | 04213 |
| 56 | 26/12/2008 | 1,79  | 66,5 | 26,98    | 04214 |
| 57 | 26/12/2008 | 0,26  | 63,9 | 4,06     | 04215 |
| 58 | 12/7/2010  | 0,52  | 64,4 | 8,13     | 04504 |
| 59 | 12/7/2010  | 0,42  | 65,2 | 6,44     | 04505 |
| 60 | 12/7/2010  | 26,97 | 64,1 | 420,80   | 04544 |
| 61 | 14/1/2011  | 4,74  | 64,1 | 73,89    | 04506 |
| 62 | 14/1/2011  | 0,89  | 64,4 | 13,87    | 04507 |
| 63 | 14/1/2011  | 1,30  | 65,2 | 19,90    | 04508 |
| 64 | 10/3/2013  | 0,45  | 48   | 9,45     | 04814 |
| 65 | 10/3/2013  | 0,87  | 45,5 | 19,18    | 04815 |
| 66 | 10/3/2013  | 0,93  | 47,3 | 19,60    | 04816 |
| 67 | 10/3/2012  | 0,93  | 45   | 20,72    | 04837 |
| 68 | 19/7/2019  | 3,30  | 48,6 | 67,87    | 05132 |
| 69 | 19/7/2019  | 3,20  | 46,2 | 69,16    | 05133 |
| 70 | 19/7/2019  | 2,99  | 46,1 | 64,83    | 05134 |

Total  
Bruto: 1.242,54

| Comisión Nacional de Energía Atómica<br>Gestión de Residuos Radiactivos   |  | Prestación N°<br>1911   | Planilla N°<br>29968                                       |                                    |                 |                                    |
|---|--|---|--|------------------------------------|-----------------|------------------------------------|
| Declaración del Generador de Residuos   |  |   |  |                                    |                 |                                    |
| Organismo generador CONUAR  |  | Codigo 001080   |  |                                    |                 |                                    |
| Domicilio Centro Atómico Ezeiza N° 0 Piso 0   |  | Localidad: EZEIZA   | Provincia:   |                                    |                 |                                    |
| Origen del Residuo : <u>N.C.</u>  |  |   |  |                                    |                 |                                    |
| B<br>U<br>L<br>T<br>O   | <br>001080-03053-81 |   | <b>CONTENEDOR</b>  |                                    |                 |                                    |
|   | IDENTIFICACION : .....   |   | Bolsas Plásticas <input type="checkbox"/>                  |                                    |                 |                                    |
|   | VOLUMEN (l) : <u>50</u>  |   | Tambor 200 l <input type="checkbox"/>                      |                                    |                 |                                    |
|   | PESO DEL RESIDUO (Kg) : <u>71.2</u>  |   | Garrafa 50 l <input checked="" type="checkbox"/>           |                                    |                 |                                    |
| PESO del CONTENEDOR mas BLINDAJES (Kg) : .....  |  | Tambor 400 l <input type="checkbox"/>   | Otros: <del>.....</del>                                    |                                    |                 |                                    |
| T<br>I<br>P<br>O<br>S<br>D<br>E<br>R<br>E<br>S<br>I<br>D<br>U<br>O<br>S   | <b>SOLIDOS</b>   |   |  |                                    |                 |                                    |
|   | <b>COMPACTABLES</b>  |   | <b>NO COMPACTABLES</b>                                     |                                    |                 |                                    |
|   | Papel <input type="checkbox"/>   | Lata <input type="checkbox"/>   | Metal <input type="checkbox"/>                             | Filtros <input type="checkbox"/>   |                 |                                    |
|   | Textil <input type="checkbox"/>  | Plástico <input type="checkbox"/>   | Madera <input type="checkbox"/>                            | Escombros <input type="checkbox"/> |                 |                                    |
|   | Filtros <input type="checkbox"/>   | Vidrio <input type="checkbox"/>   | Herramientas <input type="checkbox"/>                      |                                    |                 |                                    |
|   | Otros: .....   |   | Otros: .....   |                                    |                 |                                    |
|   | <b>ESTRUCTURALES</b>   |   | <b>BIOLOGICOS</b>  |                                    |                 |                                    |
|   | Equipos <input type="checkbox"/>   |   | Carcasas o vísceras de animales <input type="checkbox"/>   |                                    |                 |                                    |
|   | Instrumentos <input type="checkbox"/>  |   | Flúidos o geles en tubos <input type="checkbox"/>          |                                    |                 |                                    |
|   | Herramientas <input type="checkbox"/>  |   | Otros: .....   |                                    |                 |                                    |
|   |  | <b>HUMEDOS</b>  |  |                                    |                 |                                    |
|   |  | Barros <input type="checkbox"/>   |  |                                    |                 |                                    |
|   |  | Sedimentos <input type="checkbox"/>   |  |                                    |                 |                                    |
|   |  | Lechos de resinas <input type="checkbox"/>  |  |                                    |                 |                                    |
|   |  | Otros: .....  |  |                                    |                 |                                    |
| <b>TAMBORES ACONDICIONADOS</b>  |  |   |  |                                    |                 |                                    |
| <b>LIQUIDOS</b>   |  | <b>TAMBORES ACONDICIONADOS</b>  |  |                                    |                 |                                    |
| Acuosos <input type="checkbox"/>  |  | Prensados <input type="checkbox"/>  |  |                                    |                 |                                    |
| Orgánicos <input checked="" type="checkbox"/>   |  | Cementados <input type="checkbox"/>   |  |                                    |                 |                                    |
| ANALISIS QUIMICOS: Se adjunta Protocolo: SI <input checked="" type="checkbox"/> NO <input type="checkbox"/> CERTIFICADO DE ESTERILIZACION: Se adjunta: SI <input type="checkbox"/> NO <input type="checkbox"/>          |  |   |  |                                    |                 |                                    |
| C<br>A<br>R<br>A<br>C<br>T<br>E<br>R<br>I<br>S<br>T<br>I<br>C<br>A<br>S   | <b>NUCLEIDO</b>  | <b>ACTIVIDAD en el BULTO (KBq)</b>  | <b>NUCLEIDO</b>  | <b>ACTIVIDAD en el BULTO (KBq)</b> | <b>NUCLEIDO</b> | <b>ACTIVIDAD en el BULTO (KBq)</b> |
|   | <u>U-235</u>   | <u>4912500</u>  |  |                                    |                 |                                    |
|   |  |   |  |                                    |                 |                                    |
|   |  |   |  |                                    |                 |                                    |
|   |  |   |  |                                    |                 |                                    |
|   |  |   |  |                                    |                 |                                    |
| <b>ACTIVIDAD TOTAL EN EL BULTO (KBq)</b>  |  |   | <b>TASA DOSIS EQUIVALENTE AMBIENTAL (mSv/h)</b>            |                                    |                 |                                    |
| Alfa: .....   | Beta: .....  | Gamma: .....  | En contacto: .....   |                                    |                 |                                    |
| Fecha de referencia: .....  |  |   | A 1m : .....   |                                    |                 |                                    |
| U<br>E<br>N<br>T<br>E<br>S  | Fabricante : .....   |   | Identificación N°: .....                                   |                                    |                 |                                    |
|   | Actividad de Referencia (KBq): .....   |   | Fecha de Referencia: .....                                 |                                    |                 |                                    |
|   | Isótopo: .....   |   | Con transferencia de la propiedad <input type="checkbox"/> |                                    |                 |                                    |
|   | Estado de la fuente Abierta <input type="checkbox"/> Sellada <input type="checkbox"/>                |   | En custodia <input type="checkbox"/>                       |                                    |                 |                                    |
|   |  | Contenedor: Con blindaje <input type="checkbox"/> Sin blindaje <input type="checkbox"/> |  |                                    |                 |                                    |
| <b>OBSERVACIONES:</b> <u>sustituye al DGR 001080-03053-</u>   |  |   |  |                                    |                 |                                    |
| El generador declara conocer los requerimientos de aceptación para la colección del presente bulto y ha habilitado al abajo firmante para proceder a la entrega del mismo y completar la documentación correspondiente. |  |   |  |                                    |                 |                                    |
| <b>GENERADOR DE RESIDUOS</b>  |  |   |  | <b>GESTION DE RESIDUOS</b>         |                 |                                    |
| Firma:   |  | Fecha: <u>14/12/01</u>  |  | Firma: .....                       |                 | Fecha: .....                       |
| Aclaración: Ing. RICARDO A. OSEN  |  |   |  | Aclaración: .....                  |                 |                                    |



**INFORME DE CONTROL**

**LABORATORIO QUÍMICO**

fGC-196 - Rev. a - 1/I

Solicitado por: HST - PR

Fecha: 22/11/01

Tipo de muestra: Uranio en aceite

Metodología Analítica:

ILQ. N°: 740 / 01

| Identificación de la muestra | Determinación solicitada | Valor obtenido |
|------------------------------|--------------------------|----------------|
| 1080-03053-51                | uranio                   | 750 µg/ml      |


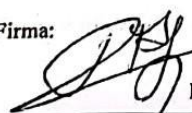
Observaciones:

Ejecuto: cma

Aprobó:

Fecha: 22/11/01

Fecha:

|  |   |  |   |
|--|---|--|---|
| <b>Comisión Nacional de Energía Atómica</b><br>Gestión de Residuos Radiactivos             |   | Prestación N°<br><b>1831</b>   | Planilla N°<br><b>28467</b>   |
| Organismo generador <b>CONUAR</b>  |   | Código <b>001080</b>   |   |
| Domicilio <b>Centro Atómico Ezeiza</b>   |   | Localidad <b>EZEIZA</b>  |   |
| Origen del residuo : <b>N.C.</b>   |   | Codificación del residuo : .....   |   |
| <b>TIPO DE EMBALAJE DEL BULTO</b>  |   | <b>BULTO</b>   |   |
| Bolsas plásticas <input type="checkbox"/>  | Envases plásticos <input type="checkbox"/>              | <br><b>IDENTIFICACION:</b> 001080-02597-51 |   |
| Envases de cartón <input type="checkbox"/>   | Envases metálicos <input type="checkbox"/>              | <b>PESO (Kg):</b> <u>60 kg</u>   |   |
| Tambor sólidos <input type="checkbox"/>  | Contenedor líquidos <input checked="" type="checkbox"/> | <b>VOLUMEN (l):</b> <u>50</u>  |   |
| Otros no indicados <input type="checkbox"/>  |   | <b>TIPO DE RESIDUO</b>   |   |
|  |   | Sólidos <input type="checkbox"/>   | Líquidos <input checked="" type="checkbox"/>  |
|  |   | Fuentes selladas <input type="checkbox"/>  | Otros no indicados <input type="checkbox"/>   |
| <b>SOLIDOS</b>   |   | <b>LIQUIDOS</b>  |   |
| <b>COMPACTABLES</b>  | <b>NO COMPACTABLES</b>                                  | <b>BIOLOGICOS</b>  | <b>CARACTERISTICAS</b>  |
| papel <input type="checkbox"/>   | goma <input type="checkbox"/>                           | animales <input type="checkbox"/>  | orgánicos <input type="checkbox"/>  |
| estopa <input type="checkbox"/>  | vidrio <input type="checkbox"/>                         | flúidos <input type="checkbox"/>   | acuosos <input type="checkbox"/>  |
| cartón <input type="checkbox"/>  | lata <input type="checkbox"/>                           | putrescibles <input type="checkbox"/>  | sedimentos <input type="checkbox"/>   |
| plástico <input type="checkbox"/>  | herram. <input type="checkbox"/>                        | infecciosos <input type="checkbox"/>   | barros <input type="checkbox"/>   |
| otros <input type="checkbox"/>   | filtro <input type="checkbox"/>                         | tóxicos <input type="checkbox"/>   | resinas <input type="checkbox"/>  |
|  | metal <input type="checkbox"/>                          |  | otros <input checked="" type="checkbox"/>   |
|  | madera <input type="checkbox"/>                         |  | <b>ANALISIS QUIMICOS</b> SI <input checked="" type="checkbox"/> NO <input type="checkbox"/> |
|  | otros <input type="checkbox"/>                          |  | N°: <u>(710/00) (CONUAR)</u>  |
| <b>ACTIVIDAD TOTAL EN EL BULTO</b>   |   | ESTIMADA <input checked="" type="checkbox"/> ANALIZADA <input type="checkbox"/>  |   |
| Alfa total : ..... Bq  |   | Beta total : ..... Bq  |   |
|  |   | Gamma total : ..... Bq   |   |
| N° de protocolo : .....  |   | Fecha de analisis : .....  |   |
| Metodo de analisis : .....   |   |  |   |
| <b>NUCLEIDOS RELEVANTES (Bq)</b>   |   | <b>TASA DE EXPOSICION (mR/h)</b>   |   |
| NUCL.  | <u>U. NAT.</u>  | en contacto  | a 1 metro   |
| ACTIV.   | <u>6943 000</u>   | <u>FONDO</u>   | <u>—</u>  |
| <b>FUENTES SELLADAS</b>  |   |  |   |
| Isótopo: .....   |   | Fabricante: .....  |   |
| Serie N°: .....  |   |  |   |
| Actividad de referencia: .....   |   | Fecha de referencia: .....   |   |
| Estado de la fuente  |   | Contenimiento  |   |
| sin pérdidas <input type="checkbox"/>  |   | con blindaje <input type="checkbox"/>  |   |
| con pérdidas <input type="checkbox"/>  |   | sin blindaje <input type="checkbox"/>  |   |
| OBSERVACIONES : <u>BARRAFA CON ACEITE</u>  |   |  |   |
| <b>GENERADOR DE RESIDUOS</b>   |   | <b>GESTION DE RESIDUOS</b>   |   |
| Ing. RICARDO A. OSEN   |   |  |   |
| Firma:  | Aclaración: .....                                       | Firma: .....   | Aclaración: .....   |
| Fecha: <u>21/09/00</u>   |   | Fecha: .....   |   |







Anexo III: Tabla de composición isotópica del uranio (Guía IDEAS, versión 2)

**Table D:** Isotopic composition of natural uranium

| Isotope                          | % Isotopic composition <sup>a</sup> | % Alpha activity | Alpha activity <sup>b</sup> Bq/g |
|----------------------------------|-------------------------------------|------------------|----------------------------------|
| U-238                            | 99.2745                             | 48.26            | 1.23E+04                         |
| U-235                            | 0.7200                              | 2.25             | 5.76E+02                         |
| U-234                            | 0.0055                              | 49.49            | 1.27E+04                         |
| Total alpha activity, Bq/g       |                                     |                  | 2.56E+04                         |
| Alpha activity ratio U-234/U-238 |                                     |                  | 1.03                             |
| Alpha activity ratio U-235/U-238 |                                     |                  | 0.047                            |

<sup>a</sup> Composition is given as weight % of total U isotopes

<sup>b</sup> Alpha activity per gram uranium

Tabla para el cálculo de ALI y DAC de uranio natural

| U nat   |             |           |                       |             |           |          |       |
|---------|-------------|-----------|-----------------------|-------------|-----------|----------|-------|
| Isótopo | % isotópica | AE [Bq/g] | A [Bq] por gramo de U | % Actividad | e(50)     | ALI      |       |
| U-234   | 0,005       | 2,30E+08  | 1,15E+04              | 47,11       | 9,40E-06  | 2,13E+03 |       |
| U-235   | 0,720       | 7,99E+04  | 5,76E+02              | 2,36        | 8,50E-06  | 2,35E+03 |       |
| U-238   | 99,275      | 1,24E+04  | 1,23E+04              | 50,53       | 8,00E-06  | 2,50E+03 |       |
|         |             |           |                       |             | ALI u-nat | 2,32E+03 | Bq    |
|         |             |           |                       |             | DAC       | 9,28E-01 | Bq/m3 |

Anexo IV: Tabla Resumen mensual de datos de vientos (Inf. Seg RA-10, 2013)

| <b>DIRECCION DEL VIENTO</b> |                     |          |            |           |            |          |            |           |            |          |            |           |            |          |            |           |            |             |             |
|-----------------------------|---------------------|----------|------------|-----------|------------|----------|------------|-----------|------------|----------|------------|-----------|------------|----------|------------|-----------|------------|-------------|-------------|
| <b>MES</b>                  | <b>Estadísticas</b> | <b>N</b> | <b>NNE</b> | <b>NE</b> | <b>ENE</b> | <b>E</b> | <b>ESE</b> | <b>SE</b> | <b>SSE</b> | <b>S</b> | <b>SSO</b> | <b>SO</b> | <b>OSO</b> | <b>O</b> | <b>ONO</b> | <b>NO</b> | <b>NNO</b> | <b>Cal.</b> | <b>Var.</b> |
| <b>ENE</b>                  | <i>Prob. (%)</i>    | 4,4      | 6,9        | 14,2      | 9,2        | 7,6      | 9,0        | 7,4       | 4,6        | 6,4      | 3,9        | 2,9       | 2,3        | 3,4      | 3,5        | 4,7       | 4,0        | 4,1         | 1,2         |
|                             | <i>V. media</i>     | 12,3     | 15,4       | 14,3      | 14,7       | 14,0     | 14,0       | 13,0      | 15,3       | 15,4     | 14,5       | 12,6      | 13,2       | 13,0     | 13,1       | 12,2      | 11,5       | -           | 5,8         |
|                             | <i>Pasquill</i>     | D        | D          | D         | D          | D        | D          | D         | D          | D        | D          | D         | C          | C        | C          | D         | C          | D           | C           |
| <b>FEB</b>                  | <i>Prob. (%)</i>    | 3,7      | 5,5        | 13,6      | 9,7        | 7,5      | 7,4        | 7,9       | 5,2        | 5,7      | 4,6        | 4,1       | 3,6        | 3,9      | 3,8        | 3,5       | 3,7        | 5,4         | 1,1         |
|                             | <i>V. media</i>     | 13,0     | 13,9       | 13,3      | 12,8       | 13,4     | 13,4       | 14,0      | 14,3       | 13,8     | 13,3       | 13,3      | 13,9       | 12,3     | 11,0       | 10,7      | 11,5       | -           | 6,1         |
|                             | <i>Pasquill</i>     | D        | D          | D         | D          | D        | D          | D         | D          | D        | D          | D         | D          | D        | D          | D         | C          | D           | B           |
| <b>MAR</b>                  | <i>Prob. (%)</i>    | 3,0      | 5,1        | 13,2      | 9,2        | 8,3      | 9,4        | 7,8       | 4,9        | 5,9      | 4,9        | 3,6       | 3,3        | 3,0      | 2,6        | 3,4       | 3,9        | 7,8         | 0,8         |
|                             | <i>V. media</i>     | 11,1     | 13,7       | 12,4      | 12,3       | 11,9     | 12,6       | 12,6      | 12,1       | 13,0     | 12,2       | 11,6      | 13,8       | 11,3     | 11,5       | 12,5      | 10,7       | -           | 4,3         |
|                             | <i>Pasquill</i>     | C        | D          | D         | D          | D        | D          | D         | D          | D        | D          | D         | D          | D        | D          | D         | D          | D           | C           |
| <b>ABR</b>                  | <i>Prob. (%)</i>    | 4,1      | 6,5        | 8,4       | 5,9        | 4,8      | 5,7        | 6,9       | 4,8        | 6,0      | 5,0        | 5,0       | 5,0        | 5,0      | 5,8        | 6,7       | 5,5        | 8,1         | 0,7         |
|                             | <i>V. media</i>     | 11,0     | 12,8       | 11,5      | 10,8       | 10,7     | 10,4       | 11,4      | 13,0       | 11,9     | 12,3       | 13,0      | 12,9       | 10,8     | 10,3       | 10,0      | 10,4       | -           | 4,3         |
|                             | <i>Pasquill</i>     | D        | D          | D         | D          | D        | D          | D         | D          | D        | D          | D         | D          | D        | D          | D         | D          | E           | C           |
| <b>MAY</b>                  | <i>Prob. (%)</i>    | 6,1      | 6,4        | 9,0       | 4,5        | 3,7      | 6,5        | 7,4       | 3,9        | 6,8      | 6,3        | 5,2       | 4,7        | 4,7      | 4,0        | 4,7       | 5,5        | 10,1        | 0,2         |
|                             | <i>V. media</i>     | 11,9     | 12,1       | 11,4      | 10,4       | 10,9     | 12,7       | 13,0      | 13,1       | 11,4     | 12,2       | 11,5      | 11,2       | 10,6     | 9,7        | 10,3      | 10,7       | -           | 4,8         |
|                             | <i>Pasquill</i>     | D        | D          | D         | D          | D        | D          | D         | D          | D        | D          | D         | D          | D        | D          | D         | D          | D           | B           |
| <b>JUN</b>                  | <i>Prob. (%)</i>    | 5,2      | 5,7        | 9,1       | 5,0        | 4,5      | 6,2        | 5,1       | 3,3        | 4,9      | 5,1        | 6,2       | 5,0        | 5,7      | 6,0        | 7,3       | 5,9        | 9,3         | 0,4         |
|                             | <i>V. media</i>     | 12,3     | 13,0       | 12,3      | 12,3       | 12,5     | 11,8       | 10,4      | 11,0       | 11,7     | 13,0       | 13,7      | 13,8       | 11,4     | 11,7       | 11,9      | 11,1       | -           | 3,6         |
|                             | <i>Pasquill</i>     | D        | D          | D         | D          | D        | D          | D         | D          | D        | D          | D         | D          | D        | D          | D         | D          | E           | C           |
| <b>JUL</b>                  | <i>Prob. (%)</i>    | 4,9      | 6,3        | 9,7       | 6,3        | 4,6      | 4,9        | 4,7       | 2,3        | 5,7      | 5,1        | 6,4       | 6,1        | 8,5      | 6,2        | 6,5       | 4,3        | 7,4         | 0,2         |
|                             | <i>V. media</i>     | 12,7     | 14,3       | 13,0      | 12,3       | 12,2     | 11,5       | 11,0      | 11,8       | 11,8     | 12,2       | 13,3      | 13,6       | 14,2     | 12,0       | 11,3      | 10,9       | -           | 4,4         |
|                             | <i>Pasquill</i>     | D        | D          | D         | D          | D        | D          | D         | D          | D        | D          | D         | D          | D        | D          | D         | D          | E           | C           |
| <b>AGO</b>                  | <i>Prob. (%)</i>    | 4,4      | 7,0        | 11,6      | 6,8        | 5,7      | 5,8        | 8,1       | 5,1        | 7,2      | 5,4        | 5,9       | 4,4        | 4,9      | 3,6        | 4,0       | 4,0        | 5,8         | 0,3         |
|                             | <i>V. media</i>     | 14,5     | 14,5       | 13,8      | 12,3       | 12,5     | 12,6       | 13,5      | 13,5       | 14,0     | 13,9       | 14,6      | 13,8       | 14,1     | 13,7       | 13,0      | 12,6       | -           | 4,8         |
|                             | <i>Pasquill</i>     | D        | D          | D         | D          | D        | D          | D         | D          | D        | D          | D         | D          | D        | D          | D         | D          | E           | B           |
| <b>SEP</b>                  | <i>Prob. (%)</i>    | 2,7      | 6,4        | 13,3      | 9,2        | 8,3      | 8,9        | 8,1       | 5,4        | 7,3      | 6,0        | 5,4       | 3,2        | 4,1      | 2,6        | 2,3       | 2,4        | 3,8         | 0,6         |
|                             | <i>V. media</i>     | 13,8     | 16,3       | 14,9      | 14,3       | 14,3     | 14,0       | 13,5      | 15,0       | 15,8     | 16,5       | 15,4      | 14,2       | 12,2     | 10,2       | 12,7      | 12,7       | -           | 5,4         |
|                             | <i>Pasquill</i>     | D        | D          | D         | D          | D        | D          | D         | D          | D        | D          | D         | D          | D        | D          | D         | D          | D           | B           |
| <b>OCT</b>                  | <i>Prob. (%)</i>    | 3,5      | 7,2        | 12,9      | 8,1        | 7,4      | 9,3        | 7,7       | 5,0        | 6,3      | 4,9        | 4,4       | 3,7        | 4,6      | 2,8        | 3,6       | 2,9        | 4,9         | 0,9         |
|                             | <i>V. media</i>     | 14,1     | 15,8       | 14,8      | 15,1       | 14,5     | 13,7       | 13,0      | 13,4       | 14,2     | 15,5       | 14,7      | 14,4       | 14,9     | 13,4       | 12,3      | 12,2       | -           | 5,8         |
|                             | <i>Pasquill</i>     | D        | D          | D         | D          | D        | D          | D         | D          | D        | D          | D         | D          | D        | D          | D         | D          | E           | B           |

**DIRECCION DEL VIENTO**

| MES         | Estadísticas | N    | NNE  | NE   | ENE  | E    | ESE  | SE   | SSE  | S    | SSO  | SO   | OSO  | O    | ONO  | NO   | NNO  | Ca. | Var. |
|-------------|--------------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|-----|------|
| NOV         | Prob. [%]    | 5,0  | 7,9  | 14,1 | 8,6  | 7,2  | 7,8  | 7,4  | 4,3  | 6,2  | 4,9  | 4,2  | 2,7  | 3,2  | 3,3  | 4,2  | 4,0  | 4,1 | 1,1  |
|             | V. media     | 14,1 | 15,5 | 15,1 | 13,8 | 12,7 | 13,5 | 13,5 | 15,3 | 15,9 | 16,1 | 16,7 | 15,1 | 15,2 | 11,9 | 13,1 | 12,7 | -   | 6,2  |
|             | Pasquill     | D    | D    | D    | D    | D    | D    | D    | D    | D    | D    | D    | D    | D    | D    | C    | D    | D   | B    |
| DIC         | Prob. [%]    | 4,3  | 8,3  | 15,6 | 8,8  | 7,3  | 8,0  | 7,7  | 4,6  | 4,8  | 4,2  | 4,2  | 2,6  | 2,9  | 3,8  | 3,8  | 4,1  | 3,3 | 1,4  |
|             | V. media     | 12,9 | 15,2 | 14,8 | 14,4 | 13,7 | 13,4 | 13,1 | 14,0 | 13,7 | 15,0 | 14,0 | 13,3 | 13,4 | 12,6 | 13,6 | 12,8 | -   | 6,3  |
|             | Pasquill     | D    | D    | D    | D    | D    | D    | D    | D    | D    | D    | D    | D    | D    | D    | C    | C    | D   | B    |
| Prom. Anual | Prob. [%]    | 4,3  | 6,6  | 12,1 | 7,6  | 6,4  | 7,4  | 7,2  | 4,4  | 6,1  | 5,0  | 4,8  | 3,9  | 4,5  | 4,0  | 4,6  | 4,2  | 6,2 | 0,7  |
|             | V. media     | 12,8 | 14,5 | 13,7 | 13,2 | 13,0 | 13,0 | 12,8 | 13,6 | 13,6 | 13,9 | 13,7 | 13,5 | 12,8 | 11,7 | 11,8 | 11,5 | -   | 5,5  |
|             | Pasquill     | D    | D    | D    | D    | D    | D    | D    | D    | D    | D    | D    | D    | D    | D    | D    | D    | D   | B    |

Prob. [%] – Frecuencia de ocurrencia de la dirección del viento en dicho período

V. media – Velocidad promedio del viento medida en km/h

Pasquill – Valor más probable de la categoría de estabilidad de Pasquill