



UNIVERSIDAD TECNOLÓGICA NACIONAL
FACULTAD REGIONAL DELTA

TRABAJO FINAL INTEGRADOR
ESPECIALIZACIÓN EN INGENIERÍA AMBIENTAL.

Disposición Final de Residuos Radiactivos en Argentina.

Autora: Ing. Mariela Iglesias.

Docente: Dr. Alejandro Malpartida.

Zárate, Buenos Aires, febrero 2023.

Índice

Resumen	4
1.- Introducción	5
1.1 Antecedentes	5
1.2 Definición del problema	6
1.3 Objetivo de la Investigación	6
1.4 Hipótesis.....	6
1.5 Justificación	7
2.- Análisis de fundamentos	9
2.1 Residuos radiactivos.....	9
2.1.1 Generación de residuos provenientes del uranio y de isótopos radiactivos	10
2.1.2 Plutonio 239.....	15
2.1.3 Criterios y clasificación de residuos radiactivos en la Argentina	15
2.1.4 Prácticas aplicadas para la gestión de residuos radiactivos.....	18
2.1.5 El aspecto sociopolítico de la disposición final de combustibles gastados	20
2.2. Instalaciones nucleares.....	22
2.2.1 Reactores de investigación	22
2.2.2 Reactores Nucleares de potencia	23
2.2.2.1 Central Nuclear Atucha 1	23
2.2.2.2 Central Nuclear Embalse.....	24
2.2.2.3 Central Nuclear Atucha 2	25
2.2.2.4 Proyecto CAREM.....	26
2.2.3 Inventario de combustibles gastados.....	27
2.3. Marco regulatorio	29
2.3.1 Política de gestión del combustible gastado (CG)	29
2.3.2 Práctica de gestión del CG	29
2.3.3 Política de gestión de desechos radiactivos.....	30
2.3.4 Práctica de gestión de desechos radiactivos – Criterios	32
3.- Estudio del problema	34
3.1 Estado actual del almacenamiento interino de EECCQQ en centrales nucleares de potencia argentinas.	34
3.1.1 Central Nuclear Embalse.....	34
3.1.2 Central Nuclear Atucha 1 y 2	37
3.2 Disposición final en repositorios geológicos profundos	41
3.2.1 Diseño de un RGP	41
3.2.1.1 Principios de diseño de un RGP.....	41

3.2.1.2	Etapas de diseño de un RGP	58
3.2.2	RGP para residuos de alta actividad.	69
3.2.3	Requerimientos para la disposición.....	69
3.3	Proyectos de RGP en el mundo.....	71
3.4	Primer intento de construcción de un RGP en Argentina. La Gesta de Gastre.	74
3.4.1	Estudios de factibilidad de un RGP para los RRAA según la CNEA	75
3.4.1.1	Objetivos del estudio y alcance.....	75
3.4.1.2	Ubicación del repositorio	78
3.4.1.3	Aspectos de seguridad estudiados del repositorio geológico	80
3.4.2	Cronograma del Proyecto	84
3.4.3	Estudio de Costos del repositorio	85
4.-	Conclusiones.....	86
5.-	Recomendaciones.....	87
6.-	Bibliografía	88
7.-	Anexos.....	90
7.1	Anexo 1: Plutonio 239	90
7.2	Anexo 2: Principios básicos del uso de la energía nuclear.	94
Acrónimos		95

Resumen

La Argentina desarrolla actividades nucleares que van desde la investigación, producción de radiofármacos, uso industrial de fuentes radiactivas, operación de reactores nucleares de investigación y de potencia. Todas estas actividades generan residuos radiactivos que requieren ser dispuestos en repositorios adecuados.

En especial los reactores de potencia generan, durante su vida útil, una importante cantidad de residuos radiactivos de alta actividad, los Elementos Combustibles Quemados, que deben ser gestionados en repositorios pasivos.

Estos repositorios no existen en el país. La necesidad de la implementación de los mismos es parte de las demás actividades nucleares y el hecho de tomar la decisión de construir y operar centrales nucleares de potencia abarca también la decisión de construcción de repositorios ad hoc.

Las reglas del arte para la construcción de un repositorio se conocen ampliamente a nivel mundial y los principios de diseño elaborados por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), son las bases a seguir para la construcción de un repositorio pasivo.

1.- Introducción

1.1 Antecedentes

El comienzo de la actividad nuclear en la Argentina se dió con la fundación de la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) el 31 de noviembre de 1950, por Decreto del Poder Ejecutivo Nacional N° 10936/50. Se iniciaron entonces las actividades relacionadas con la energía nuclear y sus usos pacíficos.

Inicialmente se formaron los profesionales en las ciencias y tecnologías asociadas al campo nuclear. Luego, se crearon laboratorios orientados a las actividades como la radioquímica, la producción de radioisótopos y el empleo de las radiaciones ionizantes para diagnóstico y tratamiento médico. Posteriormente, se consolidaron las actividades para la construcción y operación de reactores de investigación y sus combustibles gracias a la metalurgia nuclear y la minería del uranio. Esto último posibilitó el logro de la apertura a la núcleo-electricidad, que implicó la construcción y operación de centrales nucleares de potencia y el dominio del ciclo de combustible nuclear.

Las actividades mencionadas generan residuos que deben ser adecuadamente gestionados para evitar un impacto perjudicial en el medio ambiente y los seres humanos.

Muchos de los residuos radiactivos de muy baja actividad generados, han sido tratados y se los ha enviado a disposición final, o se encuentran en una fase transitoria de su gestión. Por otra parte, los residuos de alta actividad han tenido un tratamiento de almacenamiento interino. Para esos últimos, se planteó, desde la CNEA el desarrollo de un alojamiento definitivo en depósitos geológicos profundos.

Las actividades desarrolladas por la CNEA en pos de la concreción del proyecto para la construcción de un Repositorio Geológico Profundo (RGP) nunca se efectivizó, principalmente, por la oposición del pueblo de Gastre, lugar que se había seleccionado para el repositorio, y por la política no transparente en cuanto a la admisión, por parte de Argentina, de Residuos Radiactivos de Alta Actividad (RRAA) provenientes de países extranjeros, en especial de Francia. Este proyecto se había concebido como un mega proyecto y de uso dudoso en cuanto al fin que se iba a dar. El mismo decía ser el repositorio más grande del mundo por lo que se desviaba del alcance que tendría el mismo, es decir, alojar los residuos radiactivos de alta actividad generados en Argentina exclusivamente.

1.2 Definición del problema

La disposición final de los residuos radiactivos en Argentina se gestiona confinándolos y aislándolos por un período de tiempo determinado y en condiciones tales que no implique un riesgo radiológico inaceptable para las personas ni para el medio ambiente.

En el futuro, principalmente las centrales nucleares, que son los mayores generadores de residuos radiactivos, al final de su vida útil deberán ser totalmente desmanteladas, por lo tanto los RRAA y en especial los Elementos Combustibles Quemados (EECCQQ) deben ser dispuestos en un RGP, el cual no existe actualmente en la Argentina por múltiples causas sociopolíticas y económicas ocurridas durante los últimos 50 años.

De acuerdo a los materiales utilizados en la fabricación de los elementos combustible para los reactores de potencia, luego de ser quemados en los reactores, los mismos pueden almacenarse en forma interina por no más de 50 años. Persiste por lo tanto la necesidad de la concreción de un proyecto de un RPG para la disposición final pasiva.

1.3 Objetivo de la Investigación

El objetivo del presente trabajo documental es investigar la situación actual de los residuos radiactivos en cuanto a su etapa de gestión, y los métodos actuales disponibles para su guarda interina.

Por otra parte, se pretenderá estudiar las características de los repositorios geológicos profundos (RGP), las etapas de diseño desde el inicio del proyecto y su proceso operativo para la disposición final de los combustibles gastados de alta actividad, hasta su cierre definitivo. Se hará foco en los conceptos básicos de los Principios de diseño y de las Etapas de diseño según los conceptos actuales del tema.

Se investiga además el proyecto de construcción de un RGP que tuvo lugar en Argentina pero que no se llegó a implementar. Se pretende identificar las debilidades del proyecto que llevaron a su fracaso.

1.4 Hipótesis

La gestión interina de los combustibles gastados provenientes de las centrales nucleares Argentinas, según las normas establecidas por la Autoridad Regulatoria

Nuclear (ARN) y los lineamientos propuestos por el OIEA, se almacenan en piletas con agua (Almacenamiento Interino en Medio Húmedo), silos de hormigón (Almacenamiento en Seco) y estructuras edilicias especiales para el almacenamiento en seco, a la espera de que su calor residual y nivel de actividad decaiga, manteniendo las condiciones de seguridad y monitoreo en forma permanente.

Este tipo de almacenamiento no puede extenderse indefinidamente, tales residuos deben necesariamente ser gestionados en repositorios pasivos.

Un RGP es el lugar donde deben almacenarse durante un periodo de miles de años los residuos nucleares de alta actividad o de semiperiodo largo. Estas instalaciones no deben representar un riesgo para el medio ambiente para la salud de los habitantes por períodos de tiempo del orden de las eras geológicas.

La construcción de un RGP representa un desafío en muchos aspectos: toma de decisiones a largo plazo, selección del sitio, licenciamientos en cada una de las etapas, desafíos ingenieriles, presupuesto; entre los más relevantes.

El estado del arte para la construcción de un RGP es ampliamente conocido y difundido en todo el mundo. La fuente por defecto son los lineamientos dados por el OIEA y en nuestro país la CNEA y la ARN. La experiencia mundial en el tema también es conocida. Toda la información al respecto está disponible.

1.5 Justificación

Un RGP ha sido mundialmente considerado como la solución más segura para la gestión final de los RRAA. La Argentina no está exenta de que tal solución al problema siga los mismos lineamientos que los países más desarrollados en el tema.

Si bien los costos y las inversiones a realizar para la construcción de un RGP son elevados, la necesidad existe y deberá tomarse como una política de estado. Los anteproyectos, proyecto, licenciamiento, construcción, licenciamiento para la operación, operación durante la vida útil del repositorio, desmantelamiento de la instalación y cierre de la misma, son las etapas que deben seguirse, de acuerdo con los lineamientos internacionales del OIEA.

El proceso para la construcción, operación y cierre de un RGP excede ampliamente los tiempos en que cada gobierno permanece en el poder, por lo cual este tipo de proyecto debe comenzarse y continuarse durante el transcurso de los sucesivos gobiernos de turno. Cabe aclarar que el “dueño” de los RRAA tales como los EECCQQ es el Estado Nacional y por lo tanto la decisión de su disposición final recae en él.

Ya que el problema planteado no ha tenido una solución aún, se pretende en este trabajo realizar una recopilación de datos y conceptos que serían necesarios para la concreción de un proyecto para la implementación de un RGP y analizar las causas por las que se abortó el proyecto de un RGP en Gastre.

2.- Análisis de fundamentos

Se analiza en este punto las fuentes de producción de residuos radiactivos en general y las fuentes de generación de RRAA en especial. Se recopilan datos respecto al inventario de Elementos Combustibles Quemados al momento del último Informe Nacional.

2.1 Residuos radiactivos.

Son aquellos materiales que no son reutilizables ni reciclables y que por su nivel de actividad no pueden ser descargados al medio ambiente.

Para el caso de Argentina, los porcentajes de los residuos radiactivos que se generan por cada tipo de actividad tienen la siguiente distribución:

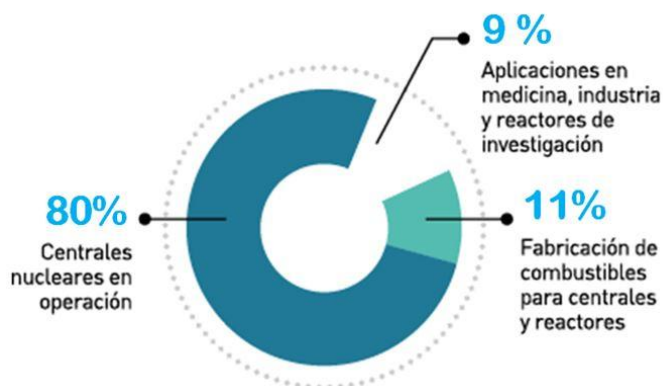


Figura 1, Actividades que generan residuos de tipo radiactivo
 (Fuente: <https://www.argentina.gob.ar/cnea>)

En nuestro país se ha optado por un criterio de clasificación de los residuos radiactivos por niveles (bajo, medio, alto) de acuerdo con el tipo de radiación y decaimiento de los elementos que contienen.

Hay dos grupos principales de actividades que producen residuos radiactivos:

- A. El primer grupo se corresponde con la generación de energía eléctrica por medio de las centrales nucleares. Es el grupo más importante. Se incluyen los residuos de las distintas etapas del ciclo del combustible nuclear: minería (actualmente las minas de uranio de nuestro país se encuentran desmanteladas), fabricación de elementos combustibles y todas las etapas asociadas a su utilización en los reactores nucleares hasta su quemado y almacenamiento interino.

En el futuro, además habrá que añadir los residuos generados en la fase de cierre (Decomisado) de las plantas. Todos los residuos relativos al combustible o a elementos en contacto con él van a generar residuos de alta actividad, y suponen alrededor del 95% de la producción total.

- B. El segundo grupo lo integran los residuos generados por las aplicaciones que no se relacionan con la generación de energía eléctrica a partir de la energía nuclear: la producción de isótopos radiactivos, la investigación, la medicina, la industria, la agricultura, etc.

Este grupo se conoce como el de los “pequeños productores”, porque incluso en los países de tecnología más avanzada, el volumen de residuos que se generan es pequeño, siendo siempre inferior al 10%, pero esto no quiere decir que su correcta gestión no sea igual de rigurosa. En este caso se generan residuos de baja y media actividad y de muy baja actividad.

Los residuos de nivel bajo y medio se producen en la operación y mantenimiento de los reactores y de otras instalaciones nucleares; y también, aunque en menor medida, a partir de las aplicaciones de radioisótopos en medicina para el tratamiento contra el cáncer por cobaltoterapia con ^{60}Co , yodo para las tiroides, trazadores radiactivos para estudios por imágenes; industria e investigación.

2.1.1 Generación de residuos provenientes del uranio y de isótopos radiactivos

- A. Residuos en la minería del uranio y en la fabricación de concentrados y combustible nuclear

La actividad exploratoria de uranio en el territorio nacional, a fin de asegurar los recursos necesarios para cubrir los requerimientos internos, fue desarrollada por la CNEA. Ello constituyó el inicio del denominado Ciclo del Combustible, que incluye la exploración de minerales nucleares, la extracción del uranio, la obtención de concentrado de uranio (*yellow cake*), la conversión a dióxido de uranio, la fabricación de elementos combustibles, la producción de Agua Pesada y la gestión de los elementos combustibles una vez retirados del reactor.

Desde el año 1997, cuando se suspendió la extracción y producción de concentrado de uranio en el yacimiento Sierra Pintada, Dpto. San Rafael, Prov. de Mendoza, suplantando la materia prima nacional por importada, la CNEA no ha mantenido ningún yacimiento en actividad. En materia de minerales nucleares, en la Argentina, la CNEA informó la existencia de aproximadamente 20.000 tU como recursos identificados, para costos de producción < USD 130 /kgU. A este valor se adicionan los recursos reportados por compañías mineras que cuentan con la certificación NI 43-101^(*), alcanzándose una cifra de más de 31.000 tU.

(*) El NI 43-101, es el instrumento nacional para las Normas de Divulgación de Proyectos Mineros, que son propiedad o que son explorados por empresas que informan estos resultados en los mercados de valores de Canadá.

En la minería del uranio, los materiales residuales son sólidos constituidos por partes de roca extraída que tienen un contenido tan bajo en uranio que no es rentable su aprovechamiento (estériles), que se acumulan en las denominadas escombreras, dentro de la zona de la mina de forma que su lixiviación y erosión sea mínima.

Una vez concentrado el uranio debe ser purificado y transformado hasta la fabricación de las pastillas de combustible de óxido de uranio, hasta finalizar con la fabricación y ensamblado de las barras de combustible. En todas estas actividades se generan pequeñas cantidades de residuos de baja actividad.

Queda aún pendiente la readecuación de los predios de las minas explotadas para retornar dichos sitios a su estado inicial.

B. Residuos radioactivos generados en centrales nucleares de potencia e instalaciones de investigación.

Dentro de operación normal de una Central Nuclear se generan también varios residuos con radiactividad, como drenajes de equipos y barros procedentes de los sistemas de purgas y recolección de fugas de equipos; residuos de descontaminación generados en la eliminación de partículas de polvo superficiales de componentes y herramientas, o bien de partículas concentradas en los sistemas de descontaminación. También se generan residuos de lavandería provenientes de las prendas de vestir utilizadas dentro de la Zona Radiológicamente Controlada de una central y material de limpieza diverso para el lavado dentro de la propia instalación.

C. Residuos generados en el desmantelamiento de las centrales nucleares

En el futuro, una vez que las Centrales nucleares actualmente en operación, hayan cumplido su ciclo de vida útil deberán ser desmanteladas en su totalidad. Esta acción constituirá una fuente de residuos radioactivos de diferentes niveles de actividad. Entre los residuos se considera los EECCQQ (considerados RRAA) que deberán gestionarse adecuadamente.

Los principales materiales radioactivos de una central nuclear, aparte de los EECCQQ, van a ser hormigones y estructuras de relleno, materiales férricos (tuberías, equipos, etc.) y otros materiales de aluminio y aleaciones diversas.

El cierre definitivo de una instalación nuclear se aborda en 3 etapas o niveles de clausura:

- Nivel 1. Mantenimiento de la instalación en situación de parada segura, incluyendo el retiro del combustible nuclear quemado, los residuos de operación y aquellos edificios auxiliares no indispensables.
- Nivel 2. Se desmantelan las partes activas de la instalación, excluido el reactor.

- Nivel 3. Se procede al desmantelamiento total de la instalación, dejando el emplazamiento en condiciones de uso sin ningún tipo de restricción. El sitio de emplazamiento de la central decomisada debe retornar a su estado anterior a la construcción y operación de la central

Una vez que se produce la parada definitiva de una central nuclear, se procede lo antes posible al retiro de todo el combustible nuclear gastado, tanto del núcleo del reactor como el almacenado en las piscinas y el combustible almacenado en seco.

Posteriormente se procede a la descontaminación, que son las operaciones de limpieza de pequeños depósitos de residuos en bombas, circuitos, equipos, etc. Y por último se realiza el desmantelamiento de la instalación, que es el desmontaje y demolición de todas las estructuras de la central. El 85% del total de una central nuclear nunca llega a ser radiactivo ni se contamina y por tanto son residuos y escombros convencionales.

D. Residuos radiactivos que se producen en las actividades médicas con radio isótopos

Como consecuencia de la utilización y manipulación de radio isótopos no encapsulados en medicina nuclear para el diagnóstico y tratamiento de pacientes, se produce una pequeña cantidad de residuos radiactivos de período corto y de baja concentración, que, no obstante, deben gestionarse siguiendo todos los criterios y normas legales previstos.

Los residuos procedentes de las dosis administradas y que son eliminados por los pacientes ingresados son sustancias radiactivas líquidas. Dada su vida media corta, en general, tras un período de espera en depósitos protegidos pierden gran parte de su actividad, pudiendo ser vertidos en la red de desagüe previa dilución, utilizándose sistemas de vertidos lentos y controlados.

Los residuos sólidos provienen de fuentes de calibración gastadas, jeringas contaminadas, tubos y viales utilizados en técnicas analíticas, así como productos contaminados por los pacientes ingresados, como ropas de cama, pijamas y otros objetos cuya contaminación será previamente comprobada. Deben ser generalmente almacenados hasta perder su actividad en recipientes con los blindajes apropiados, y sólo en el caso de persistir esta actividad a niveles valorables deben ser gestionados para su almacenamiento definitivo en lugares adecuados.

En cuanto a los residuos gaseosos, vapores o partículas radiactivas en suspensión que se generan, habrá de tenerse en cuenta que los trabajadores de estas instalaciones radiactivas no superen nunca los límites permitidos de inhalación anual, utilizando sistemas de ventilación adecuados.

Para la expulsión del aire contaminado deberá considerarse la posible utilización de medios de dilución o filtros con objeto de no sobrepasar los límites máximos permitidos de concentración de sustancias radiactivas en el aire.

En los servicios de medicina nuclear, considerados por la legislación como instalaciones radiactivas de segunda categoría, deben seguirse normas de protección radiológica para evitar riesgos de irradiación externa y de contaminación tanto en los pacientes como en el personal que trabaja en el servicio. Así mismo deberán efectuarse una serie de controles dosimétricos de contaminación de superficies, lugares y personas con la periodicidad conveniente y tener previstas una serie de actuaciones en caso de emergencia o accidente.

En los servicios de radioterapia se generan residuos sólidos en forma de fuentes encapsuladas (pilas de cobalto, agujas, alambres o semillas de material radiactivo) de muy poco volumen pero de actividad media. Debe llevarse un registro de los movimientos de cada fuente, pruebas de hermeticidad y tener previstas actuaciones ante incidentes o accidentes.

E. Residuos radiactivos producidos en instalaciones industriales y centros de investigación

En las instalaciones industriales se utilizan fuentes encapsuladas. Las de menos actividad se emplean en procesos de control, mientras que para ensayos no destructivos en construcciones metálicas por gammagrafía se hace necesario el uso de fuentes de mayor actividad. También se realizan esterilizaciones de material sanitario o de alimentos con fuentes de más alta actividad, como las de Cesio-137. En todo caso, estas fuentes, al final de su vida útil, son consideradas residuos de baja y media actividad.

En los centros de investigación, los residuos, proceden de reactores de enseñanza e investigación, celdas calientes metalúrgicas, plantas piloto y servicios de descontaminación, son de naturaleza física, química y radiactiva muy variable y pueden cubrir toda la escala de clasificación de los residuos radiactivos.

F. EECCQQ de las Centrales nucleares.

El combustible nuclear está constituido por un conjunto de pastillas cerámicas cilíndricas de óxido de U-238, con un grado variable de enriquecimiento en U-235 (inferior al 5%) colocadas dentro de tubos de una aleación de circonio, y ensambladas en una estructura ("manejo"), que conforma el elemento combustible.

Durante el tiempo que está en el reactor, y debido al flujo neutrónico al que está sometido, tienen lugar reacciones de captura neutrónica y de fisión nuclear por parte del uranio (U-235) y de otros radionúclidos generados, dando lugar a productos de fisión, productos de activación y a la generación de plutonio y actínidos minoritarios.

El Combustible Gastado (CG) de los reactores nucleares, cuyo aspecto es igual al del combustible nuevo, emite radiación alfa, beta y gamma, además de generar calor como consecuencia de la desintegración radiactiva.

La diferencia entre ambos es su composición química. Mientras que el combustible nuevo está constituido únicamente por óxido de uranio, tras su paso por el reactor el CG presenta una composición en la que, además del óxido de uranio inicial, están presentes casi todos los elementos de la tabla periódica.

Las cantidades y características de los distintos componentes del combustible irradiado dependen de su enriquecimiento inicial en U-235 y del grado de quemado del combustible.

El CG también se puede reprocesar para recuperar parte del uranio y el plutonio presente para ser utilizado nuevamente como material energético, quedando a su vez nuevos residuos a tratar y disponer.

Estudios realizados sobre la composición de los elementos y sus isótopos luego que el combustible ha sido quemado en un reactor nuclear han encontrado, principalmente, los siguientes isótopos:

Actínidos

- ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U
- ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu
- ^{237}Np , ^{241}Am , ^{242m}Am , ^{243}Am
- ^{242}Cm , ^{243}Cm , ^{244}Cm , ^{245}Cm , ^{246}Cm , ^{247}Cm

Lantánidos

- ^{134}Nd , ^{144}Nd , ^{145}Nd , ^{148}Nd , ^{150}Nd
- ^{144}Ce , ^{147}Pm
- ^{147}Sm , ^{148}Sm , ^{149}Sm , ^{150}Sm , ^{151}Sm , ^{151}Sm , ^{152}Sm , ^{154}Sm
- ^{151}Eu , ^{152}Eu , ^{153}Eu , ^{154}Eu , ^{155}Eu
- ^{154}Gd , ^{155}Gd , ^{156}Gd , ^{157}Gd , ^{158}Gd , ^{160}Gd

Productos de fisión volátiles

- ^{133}Cs , ^{134}Cs , ^{135}Cs , ^{137}Cs

Productos de fisión metálicos y otros

- ^{90}Sr , ^{95}Mo , ^{99}Tc , ^{101}Rh , ^{109}Ag
- ^{79}Se , ^{105}Pd , ^{108}Pd , ^{126}Sn , ^{129}Sb

Todos estos elementos son radiactivos y decaen según sus semiperíodos de desintegración que pueden ir desde segundos a miles de años. Todos ellos se encuentran confinados dentro de los tubos que dispuestos en manojos constituyen un

elemento combustible. Las formas de decaimiento (Alfa, beta, gamma, rayos X) liberan calor por lo cual deben ser almacenados en una primera etapa dentro de piletas con agua que poseen un sistema de enfriamiento y purificación para evitar la corrosión de los mismos lo cual produciría liberación de material radiactivo al medio refrigerante de las mismas.

El almacenamiento interino en seco se realiza una vez que el calor liberado por los elementos combustibles es tal que puede removerse mediante sistemas de ventilación forzada o por convección natural. La disposición final debe realizarse en un RGP.

2.1.2 Plutonio 239

El Plutonio 239 fue originalmente formado en el comienzo del universo. Sin embargo, teniendo una vida media de aproximadamente 24.200 años, es muy difícil encontrar naturalmente trazas de Plutonio 239. Sin embargo, este metal actualmente es sintetizado artificialmente. El Pu-239 se produce a partir del U-238 en reactores nucleares.

Este radionucleído puede extraerse de los EECCQQ de los reactores nucleares de potencia. Este es el caso en que el combustible nuclear sea reprocesado, de lo contrario se lo considera como un residuo radiactivo más y debe disponerse como tal.

En el anexo 1 se describen las características de este radioelemento.

2.1.3 Criterios y clasificación de residuos radiactivos en la Argentina

Argentina ha adoptado como sistema de clasificación el esquema propuesto por la OIEA (Clasificación de Desechos Radiactivos, Colección de Normas de Seguridad de OIEA Nº GSG-1, Viena, 2015), que contempla seis clases de residuos radiactivos, basados principalmente en consideraciones de seguridad a largo plazo, y en la disposición de los residuos. Si bien se contempla la relación genérica entre las diferentes clases de residuos y las opciones de disposición, la aceptación de un residuo para una instalación de disposición particular necesita ser demostrada mediante un análisis de seguridad.

Este esquema conceptual es utilizado al sólo efecto de informar los inventarios de residuos radiactivos y de organizar la información a ser presentada. En cuanto a los límites de contenido de actividad para cada radioisótopo, serán establecidos en base a la evaluación de seguridad del sitio de disposición final una vez seleccionado el mismo.

El origen de los residuos radiactivos incluidos en cada una de las categorías es el siguiente:

- **RESIDUOS EXENTOS (RE):**
Provenientes de diversas actividades. Estos residuos, una vez liberados del control regulatorio, no serán considerados residuos radiactivos.
- **RESIDUOS DE PERÍODO DE SEMIDESINTEGRACIÓN MUY CORTO (RVMC):**
Se trata de residuos biológicos líquidos y sólidos generados en centros de investigación, aplicaciones médicas, etc., que contienen radioisótopos de períodos de semidesintegración inferiores a 100 días, como el ^{192}Ir , $^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{131}I , ^{59}Fe , que pueden ser liberados del control regulatorio después de ser almacenados hasta que decaigan por debajo de los límites autorizados.
- **RESIDUOS DE NIVEL MUY BAJO (RNMB):**
Están incluidos en esta categoría los residuos generados en las operaciones de extracción y procesamiento del mineral de Uranio. Las colas del mineral junto con el mineral de muy baja ley (no explotable económicamente) y el destape de los yacimientos se denominan "residuos de la minería". También se incluyen en esta clase suelos contaminados y residuos originados en la operación y el desmantelamiento de instalaciones nucleares con niveles de actividad levemente superiores a los especificados en los niveles de exención.
- **RESIDUOS DE NIVEL BAJO (RNB) DE VIDA CORTA (RNB-VC) O DE VIDA LARGA (RNB-VL),** Estos residuos se pueden separar en:
 - a) Residuos acondicionados bajo procedimientos encuadrados en un sistema de calidad, envasados en contenedores, especialmente diseñados y almacenados en forma segura en instalaciones autorizadas. Estos residuos incluyen:
 - residuos sólidos y líquidos originados en las centrales nucleoelectricas, en instalaciones de producción de radioisótopos, en reactores de investigación y producción de radioisótopos y en las instalaciones correspondientes al ciclo de combustible;
 - residuos incompresibles provenientes de la operación de las centrales nucleares y otras instalaciones nucleares acondicionados en forma directa en tambores de 200 litros;
 - residuos sólidos húmedos (barros) originados en el tratamiento de líquidos. En la Central Nuclear ATucha Unidad I (CNA U1), son acondicionados *in situ* con matrices cementicias dentro de tambores de 200 litros;
 - residuos líquidos provenientes de laboratorios e instalaciones radiactivas con radionucleidos, en su mayoría, emisores beta y gamma en concentraciones de actividad tales que no requieran un blindaje



- biológico para su manipulación, acondicionados con matrices cementicias dentro de tambores de 200 litros;
- fuentes selladas de radiación agotadas o en desuso, de períodos muy cortos (período de semidesintegración menor a 5 años), acondicionadas en tambores industriales, mediante su encapsulamiento en matrices de cemento;
 - residuos biológicos líquidos y sólidos generados en centros de investigación, aplicaciones médicas, etc., tratados y acondicionados mediante técnicas específicas adecuadas al tipo de residuo; y
 - futuros residuos provenientes del desmantelamiento de centrales nucleares y de otras instalaciones de las cuales se proceda al retiro de servicio.
- b) Residuos sin acondicionar, almacenados en forma segura, sujetos a estudios de caracterización y ensayo para definir la estrategia de tratamiento y acondicionamiento más apropiada, acorde con la definición de los criterios de aceptación para su futura disposición o almacenamiento prolongado:
- Resinas de intercambio iónico agotadas y filtros utilizados en instalaciones nucleares;
 - Fuentes selladas decaídas provenientes de aplicaciones médicas e industriales;
 - Elementos estructurales contaminados y/o activados originados en el desmantelamiento de instalaciones nucleares;
 - Líquidos acuosos u orgánicos provenientes de la producción de radioisótopos y de la fabricación de combustibles nucleares, almacenados en recipientes de acero inoxidable;
 - Sólidos húmedos, tales como barros generados como producto de precipitación de la planta de tratamiento de efluentes líquidos en CONUAR S. A. durante la fabricación de combustibles, los cuales se colocan en tambores de 200 litros y se encuentran actualmente almacenados en el Área de Gestión de Residuos Radiactivos Ezeiza (AGE); y
 - Resinas de intercambio iónico agotadas provenientes del Reactor Argentino 3 (RA-3), las cuales se escurren en la propia instalación y se colocan en tambores de 400 litros, y de la Planta de Irradiación Semi Industrial (PISI) y que se encuentran actualmente almacenados en el AGE.
- **RESIDUOS DE NIVEL INTERMEDIO (RNI) DE VIDA CORTA (RNI-VC) O DE VIDALARGA (RNI-VL):**
Componen esta clase de residuos los alfa emisores provenientes del desarrollo experimental de óxidos mixtos (MOX) y otros materiales diversos conteniendo radioisótopos de período de semidesintegración largo, como los utilizados en medicina (tubos, celdas y agujas de Ra-226, marcapasos de Pu-238, blindajes de Uranio empobrecido, etc.) y en la industria (fuentes de neutrones). También las

resinas y filtros que no cumplan con los límites que se fijen para los residuos de nivel bajo.

- **RESIDUOS DE NIVEL ALTO (RNA):** Este tipo de residuos se generarían en el reprocesamiento del CG de los reactores de potencia, de investigación y de producción. Contiene los productos de fisión y parte de los actínidos, y posee una generación de calor superior a 2 Kw/m^3 . Los EECCQQ se incluirían en esta categoría en caso de no reprocesar el material nuclear que contienen.

2.1.4 Prácticas aplicadas para la gestión de residuos radiactivos.

Las prácticas de gestión de los residuos radiactivos han sido establecidas en el Plan Estratégico de Gestión de Residuos Radiactivos (PEGRR) y se basan en considerar diferentes alternativas de disposición final teniendo en cuenta aspectos técnicos, operacionales y económicos.

Parte de estas prácticas incluyen la minimización y la segregación de los residuos en el punto de origen, llevadas a cabo en las mismas instalaciones del generador. De acuerdo a la segregación realizada se aplican, a cada uno de los tipos de residuos, tecnologías de tratamiento y acondicionamiento consistentes con la opción de disposición final prevista.

- Residuos de Nivel Bajo (RNB)

En el caso de residuos radiactivos sólidos compresibles generados tanto en la operación y mantenimiento de las centrales nucleoelectricas como en otras instalaciones nucleares y radiactivas, se aplica como tratamiento la reducción de volumen por prensado dentro de tambores de 200 litros de capacidad.

Los sólidos no compactables, tales como cables, caños, maderas, mampostería, partes de equipos o herramientas, se almacenan en contenedores metálicos (generalmente se utilizan tambores de 200 litros o en Centrales Nucleares se utilizan también contenedores prismáticos de mayor tamaño en caso que el residuo lo amerite).

Los sólidos húmedos como barros provenientes de limpieza de tanques, son de bajas tasas de dosis, se tratan por desecación común para bajar el grado de humedad en los mismos y se almacenan en tambores de 200 litros.

Los aceites contaminados que se generan son también de bajas tasas de dosis, se disponen en tambores de 200 litros o garrafas de 50 litros (ambos contenedores de acero inoxidable) y se almacenan hasta que se proceda a su acondicionamiento.

En cuanto a los residuos líquidos de nivel bajo generados en las centrales nucleares, la gestión difiere para cada planta de acuerdo a las diferentes tecnologías empleadas. Luego del tratamiento previo, cualquiera sea éste, la corriente disminuida en actividad se descarga al ambiente, de manera controlada y planificada, de acuerdo a los procedimientos preestablecidos y en el marco de los valores de descarga autorizadas por la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN).

Los lechos de resinas agotadas y filtros mecánicos, que pueden ser clasificados como residuos de nivel bajo o intermedio según los límites que se fijan en las licencias de los futuros repositorios, quedan almacenados en instalaciones especialmente diseñadas en cada Central, considerando el tiempo previsto al ciclo de operación de cada una en particular, hasta tanto sean tratados y acondicionados de acuerdo con procedimientos compatibles con los criterios de aceptación que establezca el organismo responsable de la disposición final.

En el AGE, se encuentra una instalación de almacenamiento interino, para almacenar los Residuos Radiactivos provenientes de pequeños generadores. La misma está especialmente diseñada de manera tal que permite almacenar tanto residuos no acondicionados antes de su procesamiento como bultos de residuos acondicionados a la espera de transporte hasta el sitio de disposición final, una vez construido el mismo.

- Repositorio para Residuos de Nivel Bajo (RNB)

Inicialmente, la práctica aplicada para la disposición final de residuos radiactivos sólidos de nivel bajo consistió en el emplazamiento de los bultos acondicionados en sistemas de semicontención superficiales con mejoras de ingeniería emplazados en el AGE del CAE (Centro Atómico Ezeiza), instalaciones operadas por la CNEA en su carácter de organismo responsable de la gestión.

En el año 2001, todas las actividades de disposición final de residuos radiactivos en el AGE fueron suspendidas para poder realizar la reevaluación de Seguridad Radiológica y definir las condiciones para su cierre.

Los bultos que habían sido ubicados en el sistema de semicontención de residuos sólidos y no habían sido cubiertos a esa fecha con el sistema multicapa, fueron recuperados, re encapsulados y ubicados en contenedores transoceánicos que se almacenan en el Depósito de Almacenamiento Prolongado (DAP) hasta que se efectúe su disposición final.

El DAP fue diseñado basándose en el análisis de seguridad para diferentes escenarios (inundación, intrusión e incendio) y está operativo desde el año 2010.

Con los residuos líquidos de período de semidesintegración muy corto la práctica llevada a cabo en el AGE, consistió en la adsorción de los radionucleídos en sistemas que utilizaban lechos de suelo limo-calcáreo con alto contenido de arcillas, de alta capacidad de retención, permitiendo que ciertos radionucleídos de períodos de

semidesintegración muy cortos decayeran a niveles no significativos durante su residencia en el volumen del lecho.

Los residuos estructurales que por su tamaño no admitían acondicionamiento en tambores eran dispuestos en forma directa en el Sistema para la Disposición Final de Materiales Estructurales del AGE, concebido para albergar residuos de nivel bajo (generalmente piezas metálicas provenientes de áreas contaminadas), a los cuales se los inmovilizaba periódicamente, con una colada de hormigón a fin de evitar su dispersión.

- Residuos de Nivel Intermedio (RNI) y Residuos de Nivel Alto (RNA)

Los residuos de nivel intermedio apropiadamente tratados y acondicionados serán dispuestos junto con los residuos de nivel alto en repositorios pasivos.

2.1.5 El aspecto sociopolítico de la disposición final de combustibles gastados

El plazo previsto para la decisión de Argentina acerca del eventual reprocesamiento de los combustibles gastados vencerá en 2030. Para entonces, será necesario proveer una gama de soluciones técnicas que resuelvan, entre otros aspectos técnicos, la disposición final de los combustibles gastados (CNEA, 2010).

En el caso de que la decisión de nuestro país sea a favor de reprocesar los combustibles gastados, esto implicaría a grandes rasgos la investigación y el desarrollo del proceso de reprocesamiento y la construcción de nuevas instalaciones para su ejecución, así como el desarrollo y la validación de métodos y controles. De manera muy simplificada, supondría agregar una o más etapas antes de llegar a la disposición final. El reprocesamiento consistiría en el corte y la disolución del combustible en solución ácida y la separación del plutonio y el uranio de esta solución por extracción con un solvente orgánico. Proceso Purex. (Pahissa, 2007). El plutonio y el uranio extraídos serían utilizados para fabricar nuevos combustibles, conocidos como MOX (Mixed Oxides).

Estas operaciones generarían efluentes líquidos provenientes de las operaciones químicas implicadas en el reprocesamiento, residuos sólidos del cuerpo del CG y, a posteriori, del nuevo combustible MOX ya quemado, todos de alta actividad. Tal situación se traduce en un volumen mayor de residuos (líquidos) de alta actividad, lo cual conlleva el desarrollo de técnicas de tratamiento y acondicionamiento para inmovilizar y solidificar líquidos (OIEA, 2009) y, además, recuperar el material fisil y acondicionarlo para que funcione como nuevo combustible, que después de ser utilizado se considerará como combustible reprocesado gastado. El efluente líquido generado en el reprocesamiento cambiaría las

características del residuo radiactivo de alta actividad y el tratamiento y el acondicionamiento que recibirá posteriormente, el tipo de blindaje y el criterio de aceptación y los controles al momento de ingresarlos al repositorio. Al mismo tiempo, persistiría la necesidad de construir una instalación para la disposición final de residuos sólidos de alta actividad provenientes del reprocesamiento y la gestión de los mismos.

Ambas alternativas de la decisión (tratar al CG como residuo o encarar su reprocesamiento) plantean la necesidad de gestionar los residuos radiactivos de manera definitiva.

El desarrollo de un modelo del sistema de gestión integrado de un repositorio geológico profundo donde disponer de manera definitiva los combustibles gastados sin reprocesar y los reprocesados gastados (como opción abierta por el momento), constituye un desafío desde el punto vista de la gestión y de la calidad misma. Constituiría además una propuesta estratégica e innovadora dentro de las alternativas posibles para la disposición final de residuos radiactivos de alta actividad en nuestro país.

2.2. Instalaciones nucleares

En Argentina existen instalaciones de reactores de investigación y de generación de energía eléctrica. Todas estas instalaciones generan residuos radiactivos.

2.2.1 Reactores de investigación

En estos reactores se producen radioisótopos que luego son utilizados en medicina, agro e industria, pero además se realizan distintos tipos de ensayos.

En la actualidad la CNEA gestiona los siguientes reactores de investigación (RA: Reactor Argentino), y producción de radioisótopos:

- **RA-0** Se encuentra ubicado en la Universidad Nacional de Córdoba, y su función es la de formar nuevos técnicos y profesionales en el área de la energía nuclear.
- **RA-1** Está ubicado en el Centro Atómico Constituyentes, y fue construido íntegramente en el país, lo que lo convirtió en el primer reactor operativo de toda Latinoamérica.
- **RA-3** Está en el Centro Atómico Ezeiza, y allí se produce alrededor del 4% del Molibdeno-99 que se consume en el mundo. Este es uno de los radioisótopos más utilizados en medicina nuclear.
- **RA-4** Reactor operable ubicado en la Universidad Nacional de Rosario, cuya potencia es de 1W y su función es brindar servicios a terceros. También se utiliza con fines educativos y de investigación.
- **RA-6** Conocido como el “reactor escuela” para los estudiantes del Instituto Balseiro, el RA-6 está ubicado en el Centro Atómico Bariloche, y cumple un rol estratégico para impulsar al país como exportador del conocimiento nuclear.
- **RA-8** Su objetivo fue validar el diseño de los elementos combustibles y el diseño del núcleo a escala real del reactor CAREM (Central Argentina de Elementos Modulares). Está ubicado en el Centro Tecnológico Pilcaniyeu.
- **RA-10** En construcción. El RA-10 permitirá ampliar la capacidad de producción de radioisótopos potenciando su exportación. Además poseerá diversas instalaciones para realizar investigaciones de materiales mediante métodos de difracción y espectrometría con haces de neutrones. La CNEA ha contratado a la empresa INVAP (Investigaciones Aplicadas), para realizar el diseño del RA-10,

y la provisión, instalación y puesta en marcha de los sistemas y componentes que conforman el RA-10.

2.2.2 Reactores Nucleares de potencia

2.2.2.1 Central Nuclear Atucha 1

La Central Nuclear Atucha 1 (CNA 1) inició su construcción en junio de 1968 y se convirtió en la primera central nuclear de potencia de América Latina. Fue conectada al Sistema Eléctrico Nacional el 19 de marzo de 1974 y comenzó su producción comercial el 24 de junio de ese mismo año.

Atucha I está ubicada sobre la margen derecha del Río Paraná de las Palmas, a 100 km de la ciudad de Buenos Aires en la localidad de Lima, Partido de Zárate.

Actualmente cuenta con una potencia eléctrica bruta de 362 megavatios eléctricos.

Si bien es la primera central argentina, todos sus sistemas de seguridad fueron actualizados y cumplen con las exigencias locales e internacionales. Desde 2008 a la fecha, Nucleoeléctrica se encuentra ejecutando el Proyecto de Extensión de Vida de Atucha I, cuya finalización permitirá extender su operación por veinticuatro años adicionales a plena potencia.

INFORMACIÓN TÉCNICA

- Tipo de reactor: Recipiente de presión SIEMENS (PHWR)
- Potencia Térmica: 1179 MWt
- Potencia Eléctrica Bruta: 362 MWe
- Moderador y Refrigerante: Agua Pesada (D₂O)
- Combustible: Uranio Levemente Enriquecido (0,85 % U²³⁵)



*Figura 2, Central Nuclear Atucha 1
(Fuente: <https://www.na-sa.com.ar>)*

2.2.2.2 Central Nuclear Embalse

La Central Nuclear Embalse (CNE) es la segunda planta nuclear construida en Argentina y tiene una potencia de 656 MWe.

La planta está situada en la costa sur del embalse de río Tercero en la provincia de Córdoba. Su construcción se inició el 7 de mayo de 1974. El 20 de enero de 1984 comenzó su operación comercial y finalizó su primer ciclo operativo el 31 de diciembre de 2015.

Luego de completar el proyecto de Extensión de Vida, la central alcanzó con éxito la puesta a crítico de su reactor el 4 de enero de 2019, iniciando el segundo ciclo operativo por un ciclo de 30 años.

La central cumple con todas las exigencias locales e internacionales y como todas las centrales nucleares argentinas cuenta con la Licencia de Operación por parte de la Autoridad Regulatoria Nuclear.

INFORMACIÓN TÉCNICA

- Tipo de reactor: CANDU (Canadian Deuterium Uranium), Tubos de presión
- Potencia térmica: 2.064 MWt
- Potencia Eléctrica Bruta: 656 MWe
- Moderador y Refrigerante: Agua pesada (D₂O)
- Combustible: Uranio Natural (0,71 % U²³⁵)



Figura 3, Central Nuclear Embalse
(Fuente: <https://www.na-sa.com.ar>)

La Central Nuclear Embalse produce, además de energía eléctrica, el isótopo cobalto 60, un elemento de gran importancia para aplicaciones en la medicina, la

investigación y la industria. Argentina es uno de los principales abastecedores de cobalto 60 en el mercado mundial.

2.2.2.3 Central Nuclear Atucha 2

La Central Nuclear Atucha 2 (CNA 2) comenzó a entregar energía a la red el 27 de junio de 2014.

La planta se encuentra sobre la margen derecha del Río Paraná, en la localidad de Lima, partido de Zárate, a 100 kilómetros de la Ciudad de Buenos Aires y cuenta con una potencia de 745 MWe.

La piedra fundamental de esta central se colocó en 1982, y en 1994 se paralizó su construcción hasta su reactivación en 2006.

Tras la finalización de su construcción en el marco de la reactivación del Plan Nuclear, Atucha 2 alcanzó su primera criticidad el 3 de junio de 2014, y el 27 de ese mismo mes se sincronizó al Sistema Interconectado Nacional.

La central cumple con todas las exigencias locales e internacionales y como todas las centrales nucleares argentinas cuenta con la Licencia de Operación por parte de la Autoridad Regulatoria Nuclear.

INFORMACIÓN TÉCNICA

- Tipo de reactor: Recipiente de presión (PHWR)
- Potencia Térmica: 2.175 MWt
- Potencia Eléctrica Bruta: 745 MWe
- Moderador y Refrigerante: Agua pesada (D₂O)
- Combustible: Combustible: Uranio Natural (0,71 % U²³⁵)



Figura 4, Central Nuclear Atucha 2

(Fuente: <https://www.na-sa.com.ar>)

2.2.2.4 Proyecto CAREM

El proyecto CAREM 25 tiene por objetivo poner en operación la primera central nuclear de baja y mediana potencia diseñada y construida en su totalidad en Argentina, y perfila al país como uno de los líderes mundiales en este segmento de reactores. Actualmente, la empresa Techint construye el edificio junto con Conuar S.A. (Combustibles Argentinos S.A.) -liner de contención metálico- y la empresa INVAP provee e instala todos los sistemas del reactor

El prototipo está siendo construido en Lima, provincia de Buenos Aires.



*Figura 5, Estado de avance en la construcción del reactor Carem 25 a noviembre de 2020
(Fuente: <https://www.na-sa.com.ar>)*

Este proyecto también será generador de residuos radiactivos de alta actividad.

2.2.3 Inventario de combustibles gastados.

A continuación, se detallan las instalaciones de gestión de CG existentes y el inventario de material nuclear gastado (EECCQQ), cantidades de Uranio y Plutonio al año 2020.

SITIO	ISTALACIÓN
CNA 1	Casa de Piletas I y II
	Edificio de Almacenamiento en Seco ASECQ (Operativo desde mediados del 2022)
CNA 2	Edificio de Piletas (UFA)
CNE	Piletas de Almacenamiento
	Silos de Almacenamiento (ASECQ)
Centro Atómico Ezeiza	Depósito de Elementos Combustibles del RA-1 (DECRA1) ¹
	Almacenamiento Centralizado de CG de Reactores de Investigación (DCMFEI) ^{1, 2}
	Facilidad de Almacenamiento de Combustibles Irrradiados de Reactores de Investigación - FACIRI

1 Instalación ubicada en el Área Gestión de Residuos Radiactivos del CAE (AGE).

2 Desde el 21 de marzo de 2019, fecha en la cual se trasladó el último ítem tipo MTR a la FACIRI, esta instalación no almacena CGRI.

Tabla 1, Almacenamiento de combustible de las centrales de potencia y centro atómico

Fuente (+), ver pie de página

COMPLEJO NUCLEAR ATUCHA

Unidad I

INVENTARIO AL 01/11/2019 (*)			
SISTEMA	CANTIDAD EECC QUEMADOS	U Total	Pu (**)
Piletas I y II	10689	kg	kg
		1.632.071,199	6.287,388

(*) Fecha de consolidación de inventario (PIV: Verificación del inventario físico, OIEA)

(**) Valores estimados mediante programa de cálculos sobre la base del grado de quemado, tiempo de residencia y posición en el núcleo

Tabla 2, Inventario de U y Pu en CNA1

Fuente (+), ver pie de página

Unidad II

INVENTARIO AL 01/08/2019 (*)			
SISTEMA	CANTIDAD EECCQQ	U Total	Pu (**)
Piletas	2917	kg	kg
		493.122,485	1.784,605

(*) Fecha de consolidación de inventario (PIV: Verificación del inventario físico, OIEA)

(**) Valores estimados mediante programa de cálculos sobre la base del grado de quemado, tiempo de residencia y posición en el núcleo

Tabla 3, Inventario de U y Pu en CNA 2

Fuente (+), ver pie de página

CENTRAL NUCLEAR EMBALSE (CNE)

INVENTARIO AL 31/07/2019 (*)			
SISTEMA	CANTIDAD EECCQQ	U total	Pu (**)
		kg	kg
Pileta	17.397	325.636,093	1.059,125
Silos	128.520	2.398.709,912	8.775,656
TOTALES	145.917	2.724.346,005	9.834,781

(*) Fecha de consolidación de inventario (PIV: Verificación del inventario físico, OIEA)

(**) Valores estimados mediante programa de cálculos sobre la base del grado de quemado, tiempo de residencia y posición en el núcleo

Tabla 4, Inventario de U y Pu en CNE

Fuente (+), ver pie de página

ÁREA DE GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS DEL CAE (AGE)

INVENTARIO AL 08/10/2019 (*)		
TIPO	CANTIDAD	kg
PINES (**)	232	14,188
FILTROS (***)	120	17,728

(*) Fecha de consolidación de inventario (PIV: Verificación del inventario físico, OIEA)

(**) Pines: Combustible tipo aguja del reactor de investigación RA-1.

(***) Filtros: Provenientes de la planta de producción de Mo-99 por fisión

Tabla 5, Inventario de U y Pu en Centro Atómico Ezeiza

Fuente (+), ver pie de página

FACILIDAD DE ALMACENAMIENTO DE COMBUSTIBLES IRRADIADOS DE REACTORES DE INVESTIGACIÓN (FACIRI)

INVENTARIO AL 31/10/2019 (*)		
TIPO	CANTIDAD	kg
MTR (**)	245	291,29999

(*) Fecha de consolidación de inventario (PIV: Verificación del inventario físico, OIEA).

(**) Todos los ítems de la instalación son considerados. MTR: Reactor para Ensayo de Materiales.

Tabla 6, Inventario de combustibles irradiados en FACIRI

Fuente (+), ver pie de página

2.3. Marco regulatorio

2.3.1 Política de gestión del combustible gastado (CG)

En la Argentina, el CG es considerado un “recurso energético potencial” debido al contenido de material fósil y no un residuo radiactivo (aunque no hay hasta el presente una decisión formal del Estado Nacional de reprocesar el material de los CG).

El Estado Nacional ejerce la propiedad de los materiales fisionables especiales contenidos en el Combustible Gastado (Art. 2 de la Ley N° 24.804).

En relación al Plan Estratégico de Gestión de Residuos Radiactivos (PEGRR), la segunda versión del PEGRR Diciembre de 2015 fue aprobada mediante Resolución de la Presidenta de la CNEA el 4 de Diciembre de 2012, y fue devuelta por el Poder Ejecutivo Nacional a la CNEA. A partir de 2017 se comenzó a trabajar en la tercera versión del PEGRR reactualizando las fechas y los plazos.

En cuanto al CG generado en los reactores de investigación o de producción de radioisótopos, la estrategia presenta tres alternativas precedidas por el almacenamiento en vía húmeda:

- Dilución isotópica del Uranio para su uso en reactores de potencia de agua liviana.
- Devolución al país que suministró el Uranio enriquecido cuando exista esa posibilidad.
- Acondicionamiento con dilución isotópica para su disposición final en el repositorio geológico profundo.

2.3.2 Práctica de gestión del CG

El CG generado en la operación de los reactores de investigación y producción de radioisótopos es almacenado en la pileta del respectivo reactor hasta que los productos de fisión decaigan suficientemente. En el caso del CG generado en el Reactor RA-3, el mismo es posteriormente trasladado a la instalación de almacenamiento por vía húmeda denominada FACIRI (Facilidad de Almacenamiento de Combustibles Irradiados de Reactores de Investigación).

La FACIRI tiene 608 posiciones de almacenamiento y posee una capacidad para más de 25 a 30 años de operatividad del reactor RA-3, que descarga en promedio 13

combustibles al año. Además, puede albergar los combustibles gastados de otros reactores de investigación operativos en el país.

Los combustibles del RA-3 que habían sido almacenados en el Depósito Central de Material Fisionable Especial Irradiado (DCMFEI) fueron trasladados en su totalidad a la nueva instalación FACIRI. Este traslado se completó el 21 de Marzo de 2019.

A lo largo de diversas campañas desarrolladas en un programa a tal fin, la totalidad del CG de los reactores de investigación que contienen Uranio de Alto Enriquecimiento provisto por los EE.UU., ha sido restituido a su país de origen.

Para el CG remanente que contiene Uranio de bajo enriquecimiento (menor que 20%), como se mencionó anteriormente, existe una primera etapa de almacenamiento en vía húmeda donde permanecerá hasta que se decida la dilución isotópica del Uranio para su uso en reactores de potencia de agua liviana, su devolución al país que suministró el Uranio enriquecido o su acondicionamiento con dilución isotópica para disposición final en el repositorio geológico profundo.

Más allá de la decisión que se adopte, el Plan Estratégico prevé desarrollar actividades de investigación y desarrollo relacionadas con la disposición final tanto sea del CG como de los residuos de nivel alto resultantes del reprocesamiento del CG de los reactores de potencia o de los residuos de nivel intermedio resultantes del acondicionamiento con dilución isotópica del CG de los reactores de investigación o de producción de radioisótopos.

2.3.3 Política de gestión de desechos radiactivos

Los principales lineamientos de la política aplicable a la gestión de desechos radiactivos son:

- Los desechos radiactivos generados exclusivamente en las actividades nucleares desarrolladas en el país, incluidos los residuos derivados del desmantelamiento de las instalaciones asociadas, serán gestionados en forma segura, garantizando la protección y los derechos de las generaciones presentes y futuras, como así también del ambiente.
- La responsabilidad por la gestión de los residuos radiactivos recae sobre el Estado Nacional a través de la CNEA, donde el generador será responsable del tratamiento, acondicionamiento y almacenamiento seguro de los residuos generados por la instalación que opera según los requerimientos del PEGRR, los cuales deben cumplir al momento de su transferencia a la CNEA.
- La forma sustentable para obtener y administrar los recursos económicos necesarios para atender las obligaciones emergentes del cumplimiento de las responsabilidades, considerando que gran parte de ellas resultarán en costos diferidos en el tiempo.
- Un sistema de registro y preservación de la información que asegure el completo conocimiento y control, en el tiempo, de los inventarios de residuos

radiactivos producidos y a producirse en todas las actividades nucleares del país.

- Un programa de comunicación e información que incluya el desarrollo e implementación de los planes destinados a lograr la participación y la aceptación de las partes interesadas, entre ellas el público general, para la localización y caracterización de los sitios candidato para el emplazamiento de repositorios.
- Cabe destacar que la regulación y la fiscalización de la gestión de los residuos radiactivos son funciones propias del Estado Nacional, realizadas por la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN).
- La implementación de la política en la materia seguirá los lineamientos del Programa Nacional de Gestión de Residuos Radiactivos con las responsabilidades especificadas en la Ley Nº 25.018, abordando la gestión de los residuos radiactivos en la República Argentina con una visión integrada. Para el logro de sus objetivos, éste Programa Nacional creado por la Ley Nº 25.018 debe contemplar los siguientes aspectos:
 - Identificar y cuantificar los inventarios de residuos acumulados y proyectados.
 - Adoptar las soluciones tecnológicas apropiadas para la gestión segura de los mismos, contando con soporte científico-tecnológico.
 - Delimitar las responsabilidades y establecer las obligaciones e interrelaciones de las partes involucradas, desde la generación de los residuos hasta la etapa final de gestión.
 - Definir las instalaciones de disposición final necesarias. Comunicar sus actividades y brindar la información pertinente a las partes interesadas, entre ellas el público general.
 - Valorar los costos asociados a todas estas actividades y determinar sus fuentes y formas de financiación y administración.

El PEGRR define la metodología de tratamiento y los sistemas tecnológicos de disposición final para los distintos tipos de residuos. La actualización del PEGRR prevista en la Ley, permite introducir modificaciones originadas en la optimización de la gestión en sus aspectos tecnológicos derivados de los avances científicos o del desarrollo de tecnologías innovadoras y eventuales cambios en las definiciones estratégicas relativas al tratamiento del CG.

El programa de comunicación e información establecerá los canales de comunicación y aportará la información necesaria que permita a las partes interesadas, entre ellas el público general, valorar los alcances de los planes propuestos, así como los beneficios que de ellos se deriven, proporcionando un ámbito apropiado para la participación de la sociedad. El programa de comunicación e información incluirá el desarrollo e implementación de los planes destinados a influir sobre el apoyo positivo de los sitios candidato para el emplazamiento de repositorios y a lograr la participación y la aceptación de las partes interesadas, entre ellas el público general, para la localización y la caracterización de tales sitios. Actualmente, el PEGRR

informa sobre las prácticas generales en la gestión del CG y los residuos radiactivos en las Centrales Nucleares y en el Área Gestión de Residuos Radiactivos del CAE (AGE).

Por otro lado, para la gestión de los pasivos ambientales de Malargüe se llevó a cabo un amplio programa de comunicación antes, durante y luego de finalizada la obra. Por otro lado, el Sitio Los Gigantes tiene elaborado un Plan de Comunicación para cuando se realice la obra de gestión. Para los demás Sitios a remediar, PRAMU (Proyecto de Restitución Ambiental de la Minería del Uranio), está desarrollando los planes de comunicación para cuando se decida realizar la gestión de los pasivos.

2.3.4 Práctica de gestión de desechos radiactivos – Criterios

Para la gestión de los residuos radiactivos se aplican los siguientes criterios:

- Los materiales que contienen o que están contaminados con sustancias radiactivas que por su concentración de actividad y/o contaminación superficial sean factibles de obtener la dispensa, autorizada por la ARN, quedarán fuera del sistema de control regulatorio.
- Los sistemas de limitación de descargas al ambiente de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos deberán estar optimizados y las mismas deberán cumplir con los valores autorizados de descarga establecidos para cada instalación y cada radionucleído significativo.
- Aquellos materiales radiactivos que por su concentración de actividad y/o actividad total no puedan ser dispersados en el ambiente serán tratados y acondicionados para su disposición final.

El criterio que utiliza la ARN es que los materiales podrán quedar dispensados sin ulterior examen siempre que, en todas las circunstancias razonablemente previsibles, la dosis efectiva que se prevea que reciba cualquier persona a causa de los materiales dispensados, sea del orden de 10 $\mu\text{Sv/año}$ y en el caso de situaciones de baja probabilidad de ocurrencia 1 mSv/año (Guía AR8 “Niveles genéricos de dispensa^(*)”).

La ARN publicó recientemente una revisión de la guía regulatoria AR 6 “Niveles genéricos de exención” Rev. 1 (2018). Los valores de esta Guía fueron derivados de tres escenarios establecidos en el documento “Radiation Protection N°65” de la Comunidad Europea y son los que constan en el documento del OIEA, “Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, General Safety Requirements Part 3”.

^(*) **Dispensa:** liberación 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.

La ARN publicó la guía regulatoria AR 8 “Niveles genéricos de dispensa” Rev. 1 (2019). Los niveles genéricos de dispensa por concentración de actividad considerados tienen en cuenta los requisitos de seguridad radiológica establecidos en la Norma AR 10.1.1 “Norma Básica de Seguridad Radiológica”, los niveles de dispensa aprobados por el OIEA, los requerimientos de seguridad del OIEA GSR Parte 3, la guía para la aplicación de los conceptos de exclusión, exención y dispensa, publicada por el OIEA (Safety Guide N° RS-G-1.7) y el informe técnico sobre el cálculo de los niveles de concentración de actividad para exclusión, exención y dispensa, publicado por el OIEA (Safety Report Series N° 44). Asimismo en la nueva revisión de la Guía se incorporó la dispensa de materiales por valores de contaminación superficial.

La Norma Regulatoria AR 6.1.2 Limitación de Efluentes Radiactivos en Instalaciones Radiactivas Clase I, establece que en la etapa de diseño:

- La descarga de material radiactivo al ambiente debe ser tan baja como sea razonablemente posible (Criterio ALARA).
- La dosis efectiva anual en el grupo crítico debida a la descarga de efluentes radiactivos de cada instalación no debe superar 0,3 mSv.

Adicionalmente, la ARN ha establecido a partir de Junio de 2013 que, en el caso del diseño de un reactor nuclear de potencia, un reactor nuclear de investigación o una instalación radiactiva Clase I en un emplazamiento con múltiples instalaciones, las descargas originadas por todas las instalaciones del emplazamiento no originen un valor de dosis anual en la persona representativa mayor de 0,5 mSv.

En el proceso de licenciamiento de una instalación relevante, la ARN determina los valores autorizados de descarga de efluentes gaseosos y líquidos con los que debe cumplir la instalación. Estos valores anuales se entienden como una restricción operativa, y surgen a partir de la actividad de cada radionucleído relevante presente en la descarga. Para esto se toma como referencia el nivel de descarga optimizado, considerando un margen de flexibilidad apropiado que asegure la protección del público sin interferir con la operación de la instalación.

En las Licencias de Operación otorgadas por la ARN, a las respectivas instalaciones, se establecen dichos valores.

Las instalaciones, en general, poseen tanques de almacenamiento y/o decaimiento de efluentes de manera de controlar la descarga de efluentes al ambiente de acuerdo a lo establecido por Licencia.

Por último, la Norma Regulatoria AR 10.12.1 “Gestión de Residuos Radiactivos” establece los criterios generales y particulares tanto para quienes generen residuos como para aquellos responsables de su gestión. Su aplicación corresponde a aquellos materiales que contienen sustancias radiactivas y que por su naturaleza y/o actividad no pueden ser dispersados en el ambiente.

3.- Estudio del problema

3.1 Estado actual del almacenamiento interino de EECCQQ en centrales nucleares de potencia argentinas.

3.1.1 Central Nuclear Embalse

- Almacenamiento vía húmeda de EECCG

Los EECC que utiliza la CNE son de tamaño mucho menor a los utilizados en CNA1 y CNA 2. Luego que salen del reactor son almacenados en piletas con agua desmineralizada en canastos donde se depositan los mismos. El agua de las piletas es refrigerada por un sistema de bombas e intercambiadores de calor.



*Figura 6, Pileta de almacenamiento de EECC irradiados en la Central Nuclear Embalse
(Fuente: gentileza CNE presentación "Sistema ASECQ, Almacenamiento en Seco de Elementos Combustibles Quemados, CNE junio 2019)*

Una vez que los EECC gastados han disminuido la liberación de calor en grado suficiente para ser almacenados en seco, comienza el proceso para su almacenamiento en silos de hormigón.

- Almacenamiento en Seco de Elementos Combustibles Quemados(ASECQ)

El sistema ASECQ fue diseñado por la CNEA y su fabricación fue llevada a cabo por la Empresa INVAP. La instalación comenzó su operación en el año 1993.

Las principales características en cuanto a la capacidad de almacenamiento son las siguientes:

- Capacidad de un silo: 9 canastos
- Capacidad de un canasto: 60 Elementos Combustibles Quemados
- Cantidad de silos llenos: 238
- Cantidad de canastos en silos: 2.142
- Cantidad de EECCG en silos: 128.520

Proceso de pasaje del almacenamiento húmedo a seco

- a. Los EECCQ son dispuestos en grillas donde cada grilla es sellada mediante soldadura con una tapa del canasto



Figura 7, Grilla con Elementos combustibles no irradiados (Dummy)

Fuente: gentileza CNE presentación "Sistema ASECQ, Almacenamiento en Seco de Elementos Combustibles Quemados, CNE junio 2019:



Figura 8, Conjunto Grilla y Tapa de Canasto

Fuente, gentileza CNE presentación "Sistema ASECQ, Almacenamiento en Seco de Elementos Combustibles Quemados, CNE junio 2019:

- b. Toda la manipulación de los EECCQ se realiza, bajo agua, dentro de las piletas. En ella las grillas son llenadas con los EECCQ, colocada dentro de un blindaje, previa verticalización de los EECCQ.

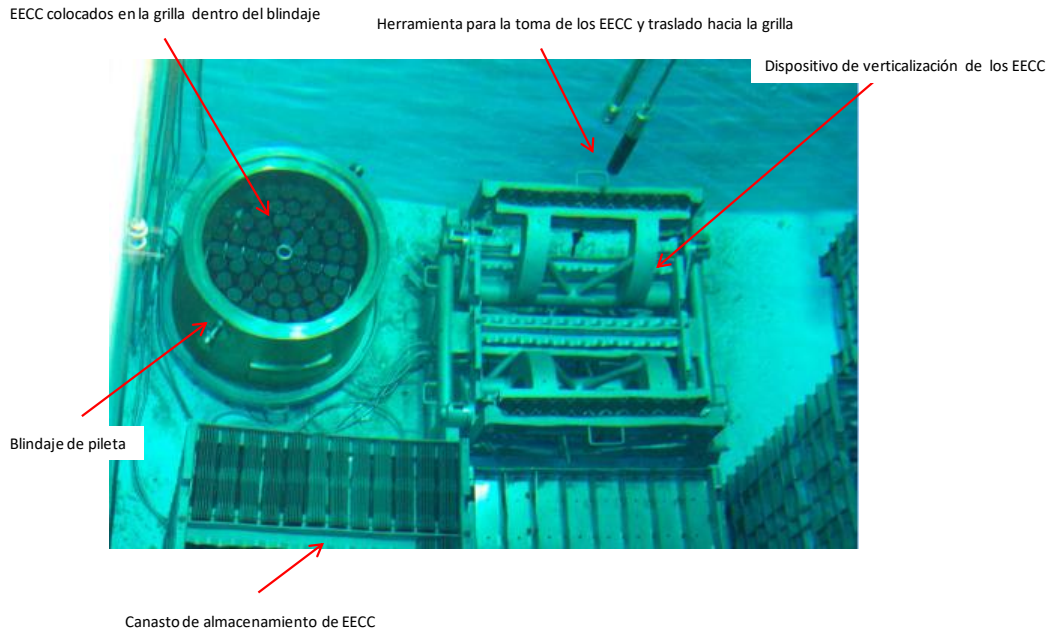


Figura 9, Disposición de los EECCQ dentro de la pileta.

Fuente: gentileza CNE presentación "Sistema ASECCQ, Almacenamiento en Seco de Elementos Combustibles Quemados, CNE junio 2019:

Posteriormente se realizan una serie de pasos para extraer de la pileta los blindajes de los elementos combustibles y hacer el traspaso al almacenamiento en seco

El final del proceso, se puede ver a continuación donde se observa que los contenedores de los EECCQ son introducidos en silos de hormigón.

El área de almacenaje en seco de EECCQ es conocido como el campo de silos.



Figura 10, Descarga del canasto en el silo

Fuente, gentileza CNE presentación "Sistema ASECCQ, Almacenamiento en Seco de Elementos Combustibles Quemados, CNE junio 2019:



Figura 11, Campo de silos

Fuente, gentileza CNE presentación "Sistema ASECCQ, Almacenamiento en Seco de Elementos Combustibles Quemados, CNE junio 2019:

3.1.2 Central Nuclear Atucha 1 y 2

Actualmente los EECCQQ de CNA 1 y CNA 2 se encuentran almacenados dentro de piletas (Almacenamiento vía húmeda).

Los mismos tienen una longitud de 5184 mm por lo cual deben ser colgados en perchas diseñadas especialmente.

Las piletas de EECCG son de grandes dimensiones ya que pueden almacenarse en un rack inferior y uno superior.

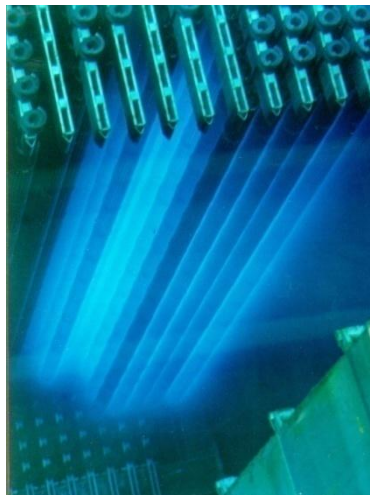


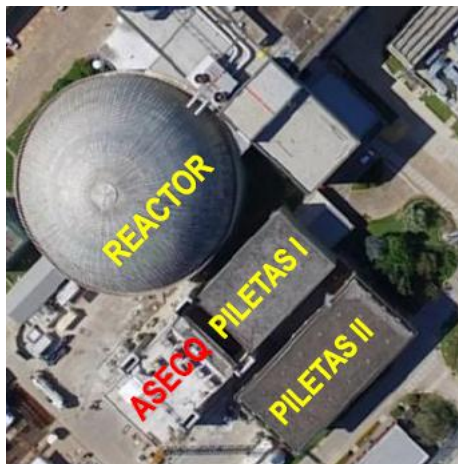
Figura 12: EECCGG almacenados en piletas con agua desmineralizada (Obsérvese el efecto de radiación Cherenkov de los EECCGG que salieron recientemente del reactor, luz azul)

Fuente (folleto institucional CNA 1)

El proyecto ASECCQ de la CNA 1 culminó la etapa final de construcción a mediados del 2022.

La capacidad de almacenamiento de la instalación es de 2754 EECCQQ

El edificio (UFC) se construyó como una ampliación de la Casa de Piletas 1.



*Figura 13: Edificios piletas I y II, ASECQ y Edificio del reactor CNA1.
Fuente (folleto institucional CNA 1)*



*Figura 14: Edificio UFC al principio de su construcción
Fuente (folleto institucional CNA 1)*



*Figura 15, Edificio UFC en estado avanzado de construcción próximo a su finalización
Fuente (folleto institucional CNA 1)*

Características:

- Los EECCQQ no salen de la Zona Radiológica Controlada, se evita así usar reglamentación para el transporte en el exterior.
- Los EECCQQ pueden ir de húmedo a seco y de seco a húmedo, manteniendo su estructura e integridad.
- Un sector del silo puede almacenar componentes internos del reactor

Criterios de diseño:

- Para seleccionar los EECCQQ a depositar en el silo se tendrá en cuenta el Quemado máximo y Decaimiento mínimo: Quemado < 7800 MWd/tU y $t_d > 25$ años, correspondiendo a una potencia remanente de 26,7 W.
- Los EECCQQ no deben haber presentado fallas ni daños durante su estadía en el reactor para ser almacenados vía seca.
- Se utiliza una atmósfera inerte de N_2 que rodea los EECCQQ para evitar daños por corrosión en sus componentes estructurales y barras combustibles.



Figura 16, Vista interna de la Conexión con casa de piletas 1 del Edificio UFC

Fuente (folleto institucional CNA 1)

- Concepto de SILO:

Es el lugar donde se almacenarán los EECCQQ. El mismo está dividido en UNIDADES DE SILO (US), Cada US puede alojar una Unidad de Almacenamiento (UA), cada UA puede alojar 9 EECCQQ.

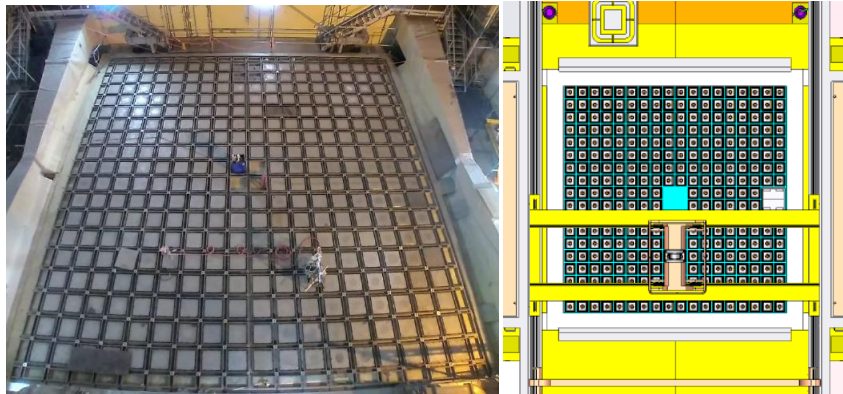


Figura 17, Silo: Estructura finalizada (izquierda), vista en planta esquemática del silo (derecha)
Fuente (folleto institucional CNA 1)

Contiene 324 posiciones (18x18), 8 posiciones inhabilitadas por la columna central y entrada de hombre. (316). 10 US para internos del reactor (306), Por lo tanto la capacidad neta para almacenar EECCQQ es de $306 \times 9 = 2754$.

1 US aloja 1 UA y cada una de ellas 9 EECCQQ.

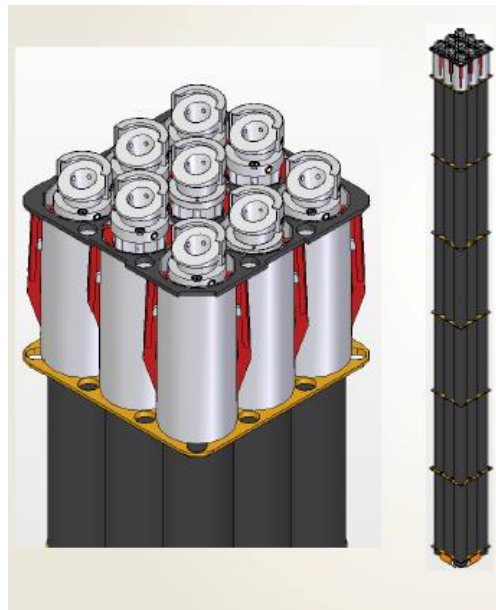


Figura 18, Unidad de almacenamiento conteniendo 9 EECCQQ
Fuente (folleto institucional CNA 1)

Este es el estado actual, pero la disposición final definitiva debe realizarse en un repositorio geológico profundo.

3.2 Disposición final en repositorios geológicos profundos

3.2.1 Diseño de un RGP

La línea de tiempo de la Figura 19, ilustra el programa del ciclo de un repositorio genérico, además identifica las fases principales y las etapas junto con los puntos típicos de licenciamiento. También se ven las cinco etapas del proceso de diseño y los seis hitos indicativos.

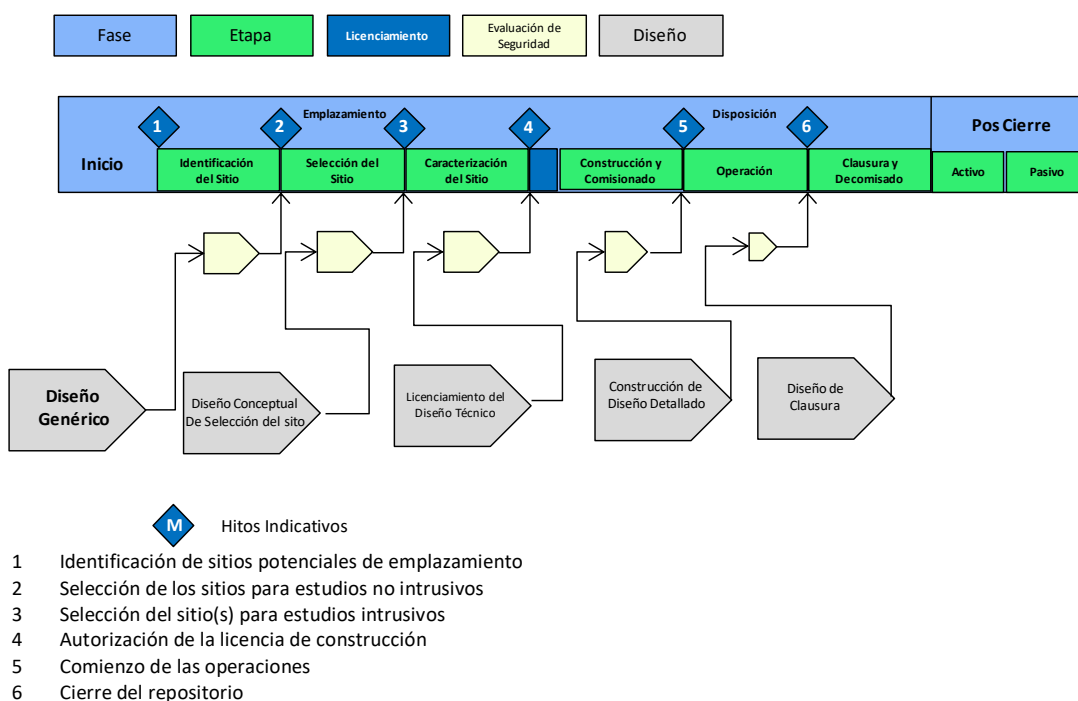


Figura 19, Instrumentos para el diseño y etapas de un repositorio geológico profundo.

Fuente, Generic repository programme life cycle, IAEA Nuclear Energy Series, No. NW-T-1.27

Los conceptos desarrollados en los siguientes puntos pueden tomarse como las reglas del arte actuales para el ciclo de vida de un RGP.

3.2.1.1 Principios de diseño de un RGP

Esta sección presenta los principios que pretenden guiar el desarrollo del diseño del repositorio a lo largo del ciclo de vida del programa. Se utilizan los siguientes principios rectores:

A) Base de diseño impulsada por requisitos

Sobre la base de los principios de seguridad del OIEA, el sistema de gestión para un repositorio:

Tiene que integrar todos los elementos de gestión para que los requisitos de seguridad se establezcan y apliquen de manera coherente con otros requisitos, incluidos los de desempeño humano, calidad y seguridad, y para que la seguridad no se vea comprometida por otros requisitos o demandas.

La experiencia internacional ha demostrado que este principio se aborda mejor mediante el desarrollo temprano de una base de diseño impulsada por requisitos. Las especificaciones técnicas que constituyen la base de diseño de un repositorio se articulan comúnmente como un conjunto de requisitos, suposiciones y restricciones que se desarrollan y gestionan a lo largo del proceso de diseño. Muchas Organizaciones de Gestión de Residuos (OGR) utilizan el proceso de “gestión de requisitos” para:

- Definir claramente los requisitos y supuestos relacionados con el sistema de eliminación y sus componentes individuales (por ejemplo, barreras diseñadas);
- Hacer explícitos los vínculos y las interdependencias;
- Identificar los requisitos en conflicto y las posibles compensaciones resultantes;
- Registrar formalmente la justificación de las decisiones en apoyo de la justificación del diseño;
- Apoyar el control de cambios de diseño, al permitir el seguimiento y registro de cambios en los requisitos o en la base de conocimientos e identificar cómo se reflejarán en los cambios de diseño.

Este enfoque permite la articulación de una base de diseño inequívoca que se puede utilizar para comunicar y definir “entradas” y “salidas” de información en múltiples disciplinas, tanto dentro de la OGR como en la divulgación a las partes interesadas externas, incluida la facilitación de la interacción con las autoridades reguladoras.

Un enfoque basado en los requisitos ayuda a garantizar que la base de diseño que establece la OGR esté “justificada por la evaluación de la seguridad, para garantizar que la instalación de disposición final se desarrolle de acuerdo con el caso de seguridad. Esto debe incluir los criterios de aceptación de desechos y otros controles y límites que se aplicarán durante la construcción, operación y cierre”.

Los requisitos de más alto nivel determinados por las partes interesadas involucradas definen el marco bajo el cual se pueden dilucidar requisitos adicionales con cada vez mayor detalle siguiendo una jerarquía de requisitos.

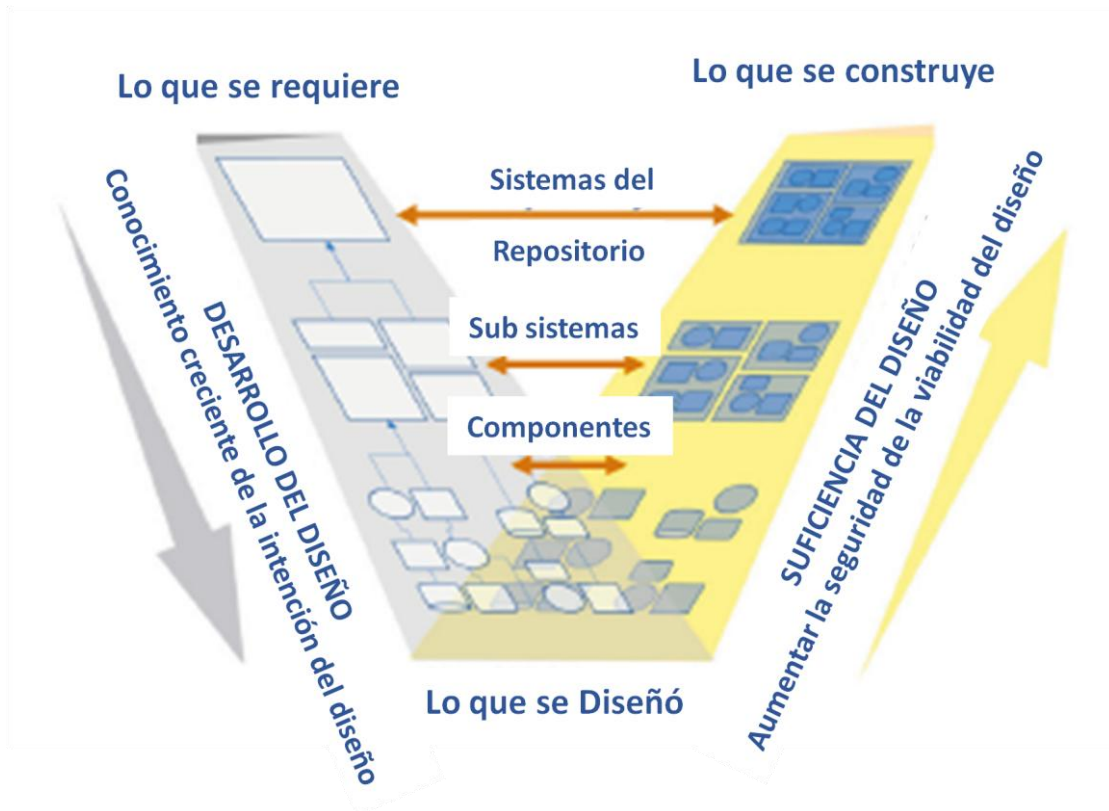


Figura 20, Jerarquía de base de diseño de articulación y demostración de requisitos derivados.
Fuente, IAEA Nuclear Energy Series, No. NW-T-1.27, "Design Principles and Approaches for Radiactive Waste Repositories, (2020)

La Figura 20 ilustra una estructura jerárquica típica en la que la base del diseño, tal como se implementa dentro de un marco definidor de requisitos de las partes interesadas, se dilucida con mayor especificidad a medida que se adquiere conocimiento de la intención del diseño.

Siguiendo este enfoque, los requisitos se detallan cada vez más, primero a escala del sistema del repositorio, seguido de requisitos de subsistemas más detallados, que a su vez se traducen en requisitos para componentes específicos, etc.

La verificación requerida del diseño del repositorio debe especificarse en cada nivel junto con los requisitos específicos, es decir, cómo el componente diseñado o construido cumple los requisitos que se le imponen.

Al definir tanto la intención del diseño como la garantía del diseño de esta manera progresiva, se puede demostrar la validación de todo el repositorio frente al caso de seguridad desarrollado iterativamente.

Un enfoque basado en requisitos permite la integración holística de requisitos, restricciones y suposiciones desde una etapa relativamente temprana, asegurando así que los impulsores obligatorios para la seguridad, la protección física, la protección

ambiental y las salvaguardias nucleares se integren en la base de diseño. Los requisitos generalmente se administran mediante software para facilitar el control de cambios y configuración y para crear un registro rastreado (es decir, auditable).

Una descripción funcional del repositorio como un sistema holístico (como un todo y no como la suma de partes individuales), ayuda a desarrollar los requisitos del sistema.

Esta descripción funcional se utiliza para desarrollar requisitos operativos y de seguridad. La satisfacción o el logro de cada requisito se puede medir mediante una actividad de verificación pre especificada.

Por ejemplo, los logros pueden relacionarse con programas de seguimiento y control del cumplimiento, para dar confianza de que el repositorio se está construyendo y operando de acuerdo con los requisitos previos de la base de diseño original. La base de diseño se actualiza, refina y amplía progresivamente (se origina como una especificación funcional que se detalla más en especificaciones técnicas y especificaciones de componentes específicos), a medida que la información específica del sitio y del inventario está disponible. Proporciona la plataforma para la optimización del diseño cuando se ha seleccionado un sitio específico.

B) Concepto de seguridad de barrera múltiple

La mejor práctica internacional es diseñar repositorios con múltiples barreras para prevenir o controlar la liberación y la subsiguiente migración de radionucleídos de los desechos a la biosfera, para asegurar:

- (a) el aislamiento de los desechos del medio ambiente y
- (b) la contención de radionucleídos dentro del sistema de disposición final

El concepto de seguridad de un repositorio se basa comúnmente en un sistema de barrera múltiple (como se ilustra en la Figura 21).

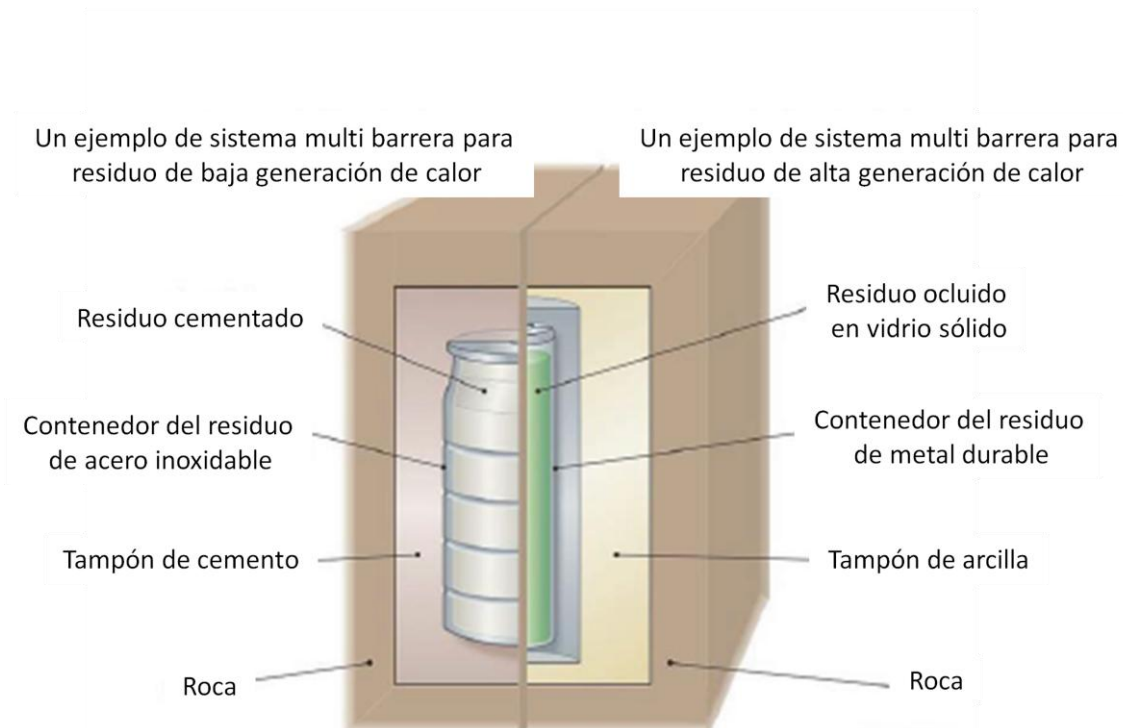


Figura 21, Ilustración esquemática de un concepto de seguridad multi barrera de repositorio

Fuente, IAEA Nuclear Energy Series, No. NW-T-1.27, "Design Principles and Approaches for Radiactive Waste Repositories, (2020); cortesía de la Autoridad de Desmantelamiento Nuclear del Reino Unido

Las barreras funcionan de diferentes maneras, contribuyendo a la seguridad a largo plazo al proporcionar una o más de las siguientes funciones:

- Contención física (por ejemplo, dentro del contenedor de desechos);
- Contención química (p. ej., sobre o dentro de los materiales de oclusión del desecho y del tampón o buffer);
- Contención diseñada (p. ej., dentro de los principales componentes diseñados del repositorio, como revestimientos utilizados en zanjas o túneles excavados, rellenos a granel y sistemas de sellado de alta integridad);
- Aislamiento y contención geológica (el entorno geológico proporciona estabilidad física y química para las estructuras diseñadas, bajo flujo de agua subterránea y retención de radionúclidos).

Las funciones de seguridad individuales de los componentes de un sistema multibarrera operan en diferentes escalas de tiempo. Los requisitos de rendimiento de la barrera están vinculados a estas funciones de seguridad específicas, a veces con objetivos de rendimiento cuantitativos establecidos para garantizar que se logre la función de seguridad. Las funciones típicas de seguridad incluyen:

- La protección física de los envases de residuos de los impactos de eventos externos;
- Controlar el flujo de agua a través y alrededor de los desechos;

- Controlar el ambiente químico alrededor de los residuos;
- Limitar la liberación de radionúclidos mediante inmovilización o un período de contención física en contenedores de desechos;
- Retardo o retención de radionucleídos durante la migración a través de barreras o a lo largo de vías de aire o agua subterránea hacia la biosfera;
- Reducir la probabilidad de intrusión humana inadvertida en los desechos.

Cada componente del repositorio contribuye así a la seguridad del sistema de eliminación general.

Las barreras están diseñadas para funcionar pasivamente, sin intervención humana, para actuar de forma contigua y para funcionar de manera predecible y cuantificable de forma individual, hasta el momento en que cualquier liberación de radionúclidos al medio ambiente sea aceptablemente baja.

Las evaluaciones de desempeño posteriores al cierre utilizan estas suposiciones para modelar y validar las propiedades de contención de la barrera. Los sistemas naturales, arqueológicos e industriales más antiguos también se pueden utilizar para proporcionar conocimientos e información sobre los procesos a largo plazo y el comportamiento físico y químico de las barreras geológicas o de ingeniería, en escalas de tiempo muy largas relevantes para la seguridad posterior al cierre.

C) Tecnología Segura, Confiable, Disponible y Mantenable

Se requieren muchas estructuras, sistemas y componentes diseñados en un repositorio:

- Para la construcción, para excavar suelo o roca y transportar escombros desde la zona de construcción, así como para transportar materiales de barrera de ingeniería al repositorio, etc.;
- Para la operación, para transportar los contenedores de residuos y depositarlos en los lugares de disposición asignados;
- Para clausura, para relleno o taponamiento de zonas de disposición y para sellar vías de acceso en un repositorio subterráneo.

La tecnología utilizada puede tener que soportar condiciones ambientales relativamente duras, como condiciones climáticas adversas en la superficie o aumento de las condiciones de temperatura y humedad en el subsuelo, quizás durante largos períodos de tiempo. La seguridad durante la construcción, operación y cierre de un repositorio depende de esta tecnología siendo confiable y fácil de mantener y reemplazar.

Aliado a esto está el uso de tecnología que ha demostrado ser lo suficientemente robusta para cumplir con las demandas previstas antes de su uso en un repositorio.

Se proporciona defensa en profundidad para un repositorio mediante una combinación adecuada de “Diseño, tecnología y materiales de alta calidad y confiabilidad”. Es necesario comprender las características de un repositorio y cómo funcionan a lo largo del tiempo para poder demostrar su confiabilidad. Esta demostración se ve favorecida si tales características de diseño son sólidas (es decir, su desempeño es de baja sensibilidad a posibles eventos y procesos que causan perturbaciones).

Es necesario obtener pruebas suficientes de su viabilidad y eficacia antes de que comiencen las actividades de construcción.

El uso de tecnologías fácilmente disponibles que han sido probadas a gran escala y en condiciones ambientales similares a las de un repositorio proporciona confianza en el diseño. Esto reduce la incertidumbre y es fundamental para establecer un caso sólido de seguridad operativa para obtener una licencia de construcción y operación.

La identificación tardía de soluciones técnicas poco prácticas o difíciles de implementar puede conducir a un uso ineficiente de los recursos, altos costos de modificación y plazos de implementación más prolongados, y puede afectar la confianza de las partes interesadas.

Por ejemplo, durante los decenios de 1980 y 1990, el desarrollo de conceptos de disposición final geológica profunda de primera generación estuvo dominado por la necesidad de demostrar que se podía lograr la seguridad posterior al cierre, sobre la base de principios científicos y modelos de evaluación del desempeño. Más tarde se estableció una base sólida de practicidad técnica para las limitaciones de la implementación real del repositorio. Esto condujo al desarrollo de conceptos de repositorio que incorporan componentes de ingeniería que podrían ser difíciles de implementar de forma remota a gran escala con la garantía de calidad requerida



Figura 22, Ejemplos que muestran las dificultades en el manejo y colocación subterránea de bloques de bentonita altamente compactados

Fuente, IAEA Nuclear Energy Series, No. NW-T-1.27, "Design Principles and Approaches for Radiactive Waste Repositories, (2020)

La Figura 22 presenta ejemplos de pruebas subterráneas de varios métodos de emplazamiento de bentonita, ilustrando las dificultades que se pueden encontrar al transponer un concepto a la implementación práctica.

La Figura 22(a) muestra el ejemplo del sitio de pruebas de Grimsel en Suiza.

La Figura 22(b) es una maqueta de un túnel a escala real en Toledo, España, que muestra la inestabilidad de los bloques de bentonita en las pruebas cuando la operación de emplazamiento se interrumpió en condiciones de humedad.

La Figura 22(c) muestra la desintegración de bloques de soporte en Mont Terri, Suiza.

En consecuencia, en la mayoría de los programas de repositorio existentes, las primeras decisiones de diseño se orientan hacia la selección y el uso de tecnología probada como principio fundamental, en lugar de la aplicación de nuevas tecnologías. Al incorporar la tecnología apropiada en la base de diseño del repositorio, se deben tener en cuenta factores tales como:

- Cuándo y cómo se deben finalizar las decisiones sobre la selección de tecnologías probadas y disponibles, dado los largos plazos que los proyectos suelen implicar;
- Si será necesario adaptar o diseñar alguna tecnología específicamente para el propósito, si no está disponible, por ejemplo, el equipo de transferencia y ubicación de contenedores de desechos podría tener que adaptarse a los conceptos de eliminación específicos del país;

- Cómo garantizar que una tecnología aparentemente práctica y adecuada no degrade la capacidad de las barreras naturales y de ingeniería para proporcionar funciones de seguridad;
- Cómo desarrollar requisitos de disponibilidad, confiabilidad y mantenibilidad e incorporarlos en el sistema de gestión de requisitos;
- La capacidad de modelar el desempeño y los impactos de diferentes opciones tecnológicas;
- Equilibrar el costo con otros requisitos, como la seguridad y las consideraciones ambientales, lo que podría conducir a la selección de una tecnología relativamente económica entre una gama de opciones de costos si se puede demostrar que es sólida, confiable y apropiada.

D) Diseños desarrollados y optimizados iterativamente

Los grandes proyectos de ingeniería, especialmente las obras civiles que requieren grandes inversiones de capital, suelen seguir procesos convencionales caracterizados por etapas predefinidas. La figura 19 ilustra una línea de tiempo genérica para la implementación de un repositorio que abarca las siguientes etapas:

- Diseño genérico;
- Diseño conceptual para la selección del sitio;
- Diseño técnico para licenciamiento;
- Diseño detallado para la construcción;
- Diseño detallado continuo para la expansión del repositorio (representado por 'Operaciones' en la figura 19);
- Diseño para el cierre.

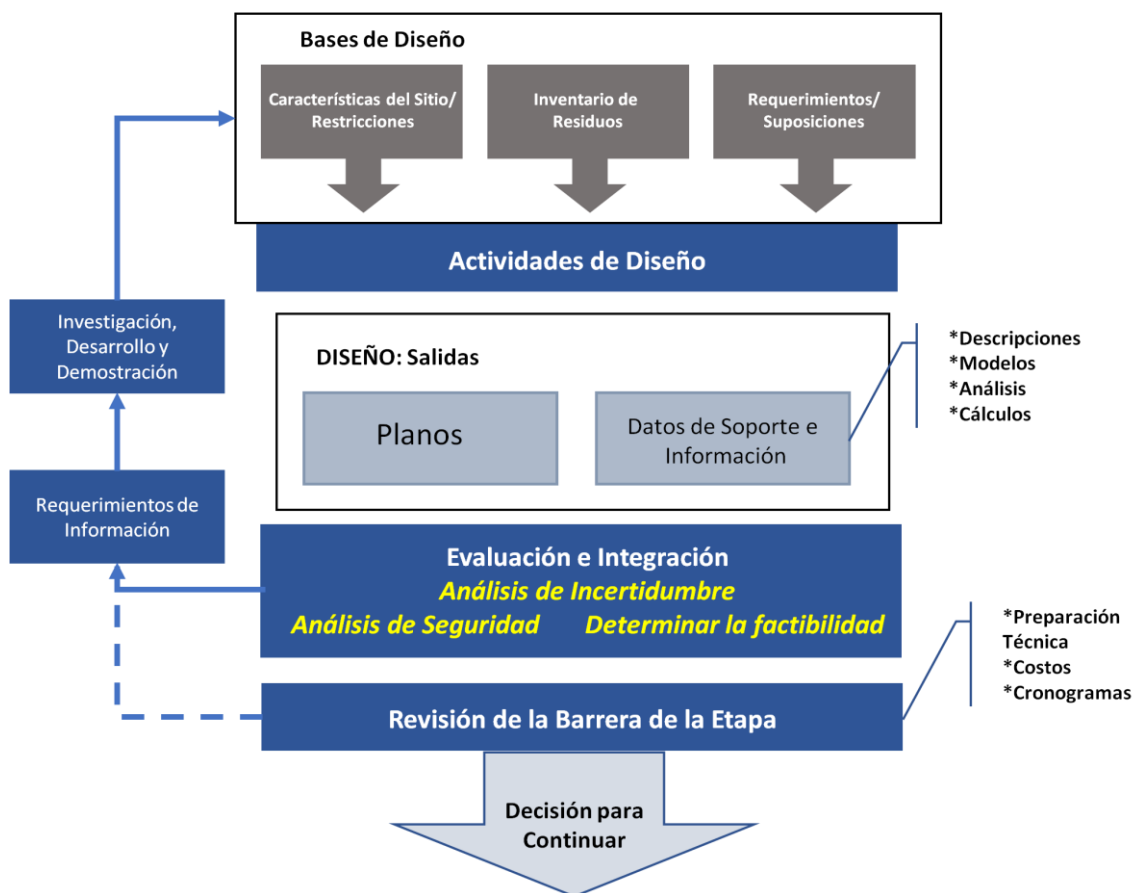


Figura 23, El proceso de desarrollo de diseño iterativo que se utiliza durante cada etapa de diseño.

Fuente, IAEA Nuclear Energy Series, No. NW-T-1.27, "Design Principles and Approaches for Radiactive Waste Repositories, (2020)

Cada etapa de diseño (ver figura 19) está destinada a permitir evaluaciones iterativas del sitio del repositorio, re análisis de seguridad y cambios iterativos a las opciones de diseño del repositorio (ver Figura 23 y Tabla 7).

El diseño por etapas convencional se describe aquí porque mitiga el riesgo de gestión, se ajusta a las prácticas existentes, promueve productos de calidad, permite que el equipo de diseño desarrolle y adquiera las competencias necesarias y permite el desarrollo y la mejora de los procesos de gestión junto con el diseño. Sin embargo, también se reconoce que la iteración puede usarse dentro de cualquier paso, siguiendo un enfoque algo menos estructurado.

Etapa del Proceso	Descripción
Base del diseño	Ver “Base de diseño impulsada por requisitos”
Actividades de diseño	<p>Dependiendo de la etapa de diseño, se desarrollarían opciones de diseño de concepto factibles en respuesta a la base de diseño, o se tomaría una decisión sobre la opción de diseño preferida y esto se usaría como base para una especificación técnica. Se desarrollaría un diseño que refleje la especificación técnica y podría incluir:</p> <ul style="list-style-type: none"> ● Una descripción del proceso operativo; ● Planos y cálculos; ● Salidas de diseño digital (por ejemplo, modelos y animaciones en 3D); ● Análisis de costos y cronogramas.
Evaluación e integración	<p>Estos incluyen las siguientes actividades:</p> <ul style="list-style-type: none"> ● Análisis de la seguridad operacional y evaluación de la seguridad posterior al cierre, con el correspondiente análisis de incertidumbre; ● Comparación de los resultados con los requisitos reglamentarios; ● Evaluación de interfaces entre diseño de ingeniería, análisis de seguridad y estudios ambientales; ● Evaluación de cambios de sitio, inventario de residuos, requerimientos externos.
Revisión de la barrera de la etapa	<p>Al final de cada etapa hay una conciliación en una reunión técnica, donde se realiza un escrutinio experto, formal, independiente e interdisciplinario de la base del diseño, los resultados del diseño y los análisis de seguridad asociados para respaldar una decisión de gestión sobre si se procede con la siguiente etapa (que probablemente se tomaría con el aporte de las partes interesadas). Podrían proporcionarse las condiciones y disposiciones para llevar a cabo la siguiente fase. La disponibilidad técnica, el costo y el cronograma se evaluarán durante esta etapa de revisión.</p>
Decisión para continuar	<p>Dependiendo del resultado de la revisión de la barrera de la etapa, una decisión de pasar a la siguiente fase de implementación (por ejemplo, una decisión sobre el sitio).</p>
Requerimientos de información	<p>Identificación del trabajo de diseño adicional (mejoras o reelaboración) necesario y la información y/o análisis requerido</p>
Investigación, desarrollo y demostración	<p>Un programa de actividades especificado para abordar las necesidades de información. Esto podría incluir, por ejemplo, una mayor investigación del sitio, caracterización de desechos y desarrollo tecnológico.</p>

Tabla 7: Descripción de los pasos iterativos durante el desarrollo del diseño.

Fuente, IAEA Nuclear Energy Series, No. NW-T-1.27, “Design Principles and Approaches for Radiactive Waste Repositories, (2020)

Este enfoque iterativo proporciona un grado de flexibilidad para mejorar la seguridad y reducir las incertidumbres en el rendimiento del sistema analizado. El enfoque permite un progreso incremental y controlado en el alcance del análisis de seguridad dentro de cada etapa de diseño, lo cual es deseable para la transparencia.

Las reevaluaciones periódicas permiten la inserción de nueva información (p. ej., de la caracterización del sitio en curso y otras actividades de Investigación, Desarrollo y Demostración) en la base del diseño y permiten la maduración técnica a medida que avanzan las actividades de diseño, lo que permite reevaluar los requisitos y actualizar el inventario de residuos, antes de la próxima etapa.

Un enfoque paso a paso del diseño genera “productos” de diseño nuevo o revisado en puntos discretos que se aplican a todas las actividades de diseño.

Los intervalos discretos o etapas aumentan en complejidad a medida que el diseño avanza hacia la construcción.

Tal como lo describió la Agencia de Energía Nuclear de la Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económicos en el año 2000:

“Los pasos facilitan la trazabilidad de las decisiones, permiten la retroalimentación del público y/o sus representantes, promueven el fortalecimiento de la confianza pública y política en la seguridad de una instalación junto con la confianza en la competencia de los reguladores y ejecutores de los proyectos de eliminación”.

Finalmente, la idea de iteración dentro de las etapas de diseño puede extenderse al proceso general. La "puesta en escena adaptativa" es un proceso flexible caracterizado por puntos de diseño y decisión que se redefinen progresivamente, lo que puede responder mejor a la información de base de diseño que cambia dinámicamente o a los aportes de las partes interesadas.

E) Mantenimiento de la integridad del diseño

El titular de una instalación de disposición final de desechos nucleares es responsable de la seguridad y de “establecer procedimientos y arreglos para mantener la seguridad en todas las condiciones”. Este principio fluye directamente hacia el mantenimiento de la integridad del diseño, para garantizar la seguridad de los sistemas, estructuras y componentes diseñados a lo largo de su vida útil. Como titular de la licencia del repositorio y “autoridad de diseño” para el proyecto del repositorio, la OGR tiene la responsabilidad de preservar la integridad del diseño.

- Control de diseño

Las actividades de diseño integrado de seguridad se implementan utilizando un conjunto de herramientas y procesos denominados colectivamente como "control de diseño".

El control del diseño requiere que la OGR asuma la responsabilidad del diseño como autoridad de diseño y futura licenciataria del repositorio.

Las herramientas y procesos de control de diseño incluyen la verificación y revisión de los productos de diseño y el uso de la gestión sistemática de requisitos, la gestión de la configuración del diseño, el control de cambios, la gestión de interfaces, la gestión de datos y el control del software.

La gestión de la configuración (p. ej., el control de documentos) controla los productos de diseño para que solo se puedan cambiar a través de un proceso de "control de cambios". La autoridad de diseño del repositorio preside el proceso de control de cambios y tiene la responsabilidad final del mismo.

Las interfaces ocurren entre subsistemas o diferentes instalaciones, y entre el diseño y otras actividades técnicas, como los análisis de seguridad operacional y posterior al cierre. La representación precisa de las características de diseño es una "entrada" necesaria para los análisis de seguridad.

Un enfoque basado en los requisitos de la base de diseño se usa comúnmente para identificar y especificar interfaces, a menudo mucho antes de las actividades de diseño relacionadas.

El control del diseño generalmente requiere un sistema de gestión de la información para la retención y el control de los datos del sitio, los datos de ingeniería, las especificaciones y otra información, como códigos y estándares.

Hoy en día, los productos de diseño son predominantemente digitales, desarrollados e integrados mediante software. El software utilizado para desarrollar y gestionar productos de diseño está sujeto a controles de verificación (para su correcto funcionamiento) y controles de validación (para su correcta aplicación), siguiendo procedimientos documentados.

Los procesos de control del diseño contribuyen a mantener la integridad del diseño y la base general para la seguridad de un repositorio durante todo su ciclo de vida operativo, incluidos los períodos de control institucional, que pueden ser de decenas a cientos de años.

La información y las herramientas controladas son necesarias para comprender la totalidad del diseño y el caso de seguridad nuclear a largo plazo, en cada etapa del ciclo de vida del sistema de disposición final.

La naturaleza intergeneracional de los programas de eliminación de desechos a largo plazo requiere una cuidadosa atención a la gestión adecuada de la base de diseño y los productos de diseño.

- Cultura de seguridad

Los programas de gestión de desechos deben desarrollar y mantener una cultura de seguridad nuclear equivalente a la de las operaciones del sistema de energía nuclear.

La cultura de seguridad encarna los principios de una buena gestión y es aplicable a cualquier proyecto.

Los proyectos que deben soportar el escrutinio de las partes interesadas se benefician especialmente con la eficacia y la transparencia que se pueden lograr.

La cultura de seguridad requiere la inversión de recursos en procesos de gestión y capacitación del personal que pueden tardar años en desarrollarse.

Un equipo de diseño efectivo está organizado con roles, responsabilidades y rendición de cuentas bien definidos por la calidad del producto.

Una organización de diseño que funcione bien cuenta con el respaldo de la gerencia con un sistema de informes de condición, que los empleados pueden utilizar para expresar inquietudes de calidad o seguridad sin retribución, para el seguimiento y la resolución. Solo de esta manera es posible identificar de manera confiable los límites o cualquier degradación de las condiciones de operación (incluso para las actividades de diseño) y mantener la autoridad y la responsabilidad por las modificaciones del sistema o cualquier suspensión de actividades.

Los procesos de gestión necesarios para la gestión eficaz de proyectos de eliminación de desechos incluyen la gestión de problemas y la gestión de compromisos. Se utiliza una base de datos para rastrear problemas o compromisos para su resolución y las acciones necesarias para resolverlos. La larga duración y las múltiples partes interesadas involucradas en la gestión y eliminación de desechos radiactivos requieren un enfoque formal.

- Gestión del conocimiento

Una necesidad relacionada se conoce como "gestión del conocimiento", mediante la cual los registros y datos clave, y las bases para decisiones críticas, se conservan para su uso posterior, quizás décadas en el futuro. La gestión del conocimiento también se utiliza para identificar e implementar prácticas de vanguardia

y lecciones aprendidas de la experiencia internacional. Dichas prácticas de gestión incluyen la gestión de información y datos, y la gestión de activos clave.

- Gestión de competencias

Otra función de gestión clave se describe ampliamente como "gestión de competencias", que incluye capacitación, desarrollo del personal, evaluación del desempeño y planificación de la sucesión, para cubrir las necesidades a largo plazo del proyecto.

La gestión efectiva tendrá procesos y controles para implementar acciones correctivas cuando se descubra que el conocimiento especializado es deficiente. Por el lado comercial, la gestión efectiva requiere estrategias de adquisición, especialmente para actividades de costo relativamente alto en la fase de implementación.

El análisis de diseño se utiliza para identificar elementos o procesos importantes para la seguridad, y se colocan controles especiales en la gestión de la cadena de suministro y las operaciones de los contratistas. Además, los métodos de gestión de riesgos y oportunidades se utilizan a menudo para respaldar las decisiones de gestión, especialmente cuando la duración prolongada del proyecto y las incertidumbres clave (por ejemplo, las condiciones del sitio, la financiación, la concesión de licencias) pueden afectar el rendimiento del proyecto.

F) Diseño transparente y trazable

Mantener un diseño transparente y rastreable respalda el proceso de desarrollo del diseño y la defensa del diseño y las decisiones tomadas que conducen a la solución de diseño.

La importancia de las preocupaciones de las partes interesadas justifica un esfuerzo concertado para que las decisiones del proyecto sean transparentes, rastreables y basadas en información confiable.

A modo de ejemplo, un componente esencial de la estrategia de concesión de licencias para el proyecto del repositorio de Yucca Mountain en los Estados Unidos de América fue una amplia base de datos (la Red de apoyo a la concesión de licencias), que se estableció para abordar este principio básico. El propósito expreso era demostrar que todos los aspectos y todas las decisiones tomadas durante el desarrollo del diseño y la solicitud de licencia podían ser rastreables y eran transparentes.

La transparencia ayuda a desarrollar y mantener el entendimiento mutuo y la confianza con todas las partes interesadas, incluidas las comunidades locales, los reguladores, el público y las agencias gubernamentales.

Se ha demostrado que la comunicación con las partes interesadas es crucial para la aceptación del público. Esto incluye actividades de divulgación, educación y difusión bien respaldadas.

Cualquier estrategia de relaciones públicas debe preservar la integridad y la independencia de los expertos que representan a la organización de diseño y que pueden ser llamados a brindar testimonios sobre la calidad de los productos de diseño.

El OIEA está considerando la posibilidad de elaborar más orientaciones sobre comunicación y participación de las partes interesadas en la disposición final de desechos radiactivos.

Se pueden realizar auditorías para verificar la calidad de los productos, como análisis de diseño, planos y especificaciones. También se pueden utilizar para verificar las bases para las decisiones críticas del programa y el cumplimiento de los requisitos, como los relacionados con el aseguramiento de la calidad y el uso efectivo de los sistemas de gestión. Mantener un diseño transparente y trazable aborda el Principio 2 de los Principios Básicos de la Energía Nuclear (Ver Anexo 2).

G) Diseño integrado de seguridad y salvaguardias nucleares

Desde el principio, el diseño de un repositorio debe incorporar arreglos para las salvaguardias nucleares (es decir, la actividad y el equipo utilizados para verificar que los materiales nucleares no se desvíen para uso militar) y la seguridad (protección física, seguridad del personal y seguridad de la tecnología de la información).

La experiencia demuestra que los requisitos y restricciones apropiados para ambos pueden integrarse de manera efectiva dentro de la base de diseño del repositorio para cumplir con la legislación, las normas y las buenas prácticas internacionales y nacionales.

La integración temprana de consideraciones técnicas para salvaguardas y seguridad permitirá la identificación y resolución de cualquier requisito potencialmente conflictivo: por ejemplo, donde las salvaguardias o los sistemas o barreras de seguridad impedirían la respuesta de emergencia o el mantenimiento de rutina. El uso de sistemas pasivos, destinados a evitar errores humanos, también puede dificultar que los posibles agresores manipulen los sistemas de protección y seguridad.

- Salvaguardias nucleares

El objetivo de las salvaguardias nucleares es detectar y disuadir el desvío de materiales nucleares (por ejemplo, plutonio, uranio y torio) de usos pacíficos hacia armas nucleares.

La verificación de que los materiales de las actividades nucleares establecidas con fines pacíficos y civiles no se desvíen hacia usos militares es uno de los medios por los que la comunidad internacional limita la proliferación de armas nucleares.

Es un aspecto fundamental del Tratado sobre la no proliferación de las armas nucleares. La no proliferación es el Principio 5 de los Principios Básicos de la Energía Nuclear (Ver Anexo2).

Los medios para lograr el Principio 5, particularmente en lo que se refiere a los proyectos de diseño, se describen en Objetivos de energía nuclear: Lograr los principios básicos de la energía nuclear.

Las posibles implicaciones tecnológicas de las salvaguardias del OIEA en las diversas fases del ciclo de vida de un repositorio que contenga combustible nuclear gastado y otros materiales nucleares sujetos a las salvaguardias del OIEA se examinan en la Colección de Energía Nuclear del OIEA No. NW-T-1.21, Implicaciones tecnológicas de las salvaguardias internacionales para la disposición final geológica de Combustible Gastado y Residuos Radiactivos.

Por ejemplo, los requisitos del régimen de salvaguardias durante la ubicación del repositorio incluyen la presentación de un cuestionario de información de diseño al OIEA. El cuestionario de información de diseño contiene información sobre las características y los procedimientos operativos del repositorio propuesto, lo que facilita las actividades de verificación del OIEA. La actividad de verificación se basa en el principio de "continuidad del conocimiento" para dar cuenta de la naturaleza, cantidad y ubicación de los materiales nucleares.

Un Estado miembro deberá proporcionar un sistema de contabilidad de materiales nucleares para respaldar esto, que debe cubrir todas las actividades nacionales relacionadas con la energía nuclear, incluido el desmantelamiento, el almacenamiento, el transporte y la eliminación de desechos radiactivos.

- Seguridad nuclear

Las disposiciones sobre seguridad física nuclear tienen por objeto prevenir o detectar el robo, el sabotaje, el acceso no autorizado, la transferencia ilegal u otros actos dolosos que involucren materiales nucleares y otras sustancias radiactivas.

Como señaló la Oficina de Regulación Nuclear del Reino Unido, un repositorio está destinado a integrar una "protección robusta contra el entorno de amenazas moderno" en todas las disciplinas de seguridad: física, personal, transporte, seguridad cibernética y garantía de la información.

3.2.1.2 Etapas de diseño de un RGP

Todas las etapas para el diseño de un RGP deben seguirse paso a paso, sin omisiones, de acuerdo a las guías de OIEA. Las mismas se tratan a continuación.

A) Diseño genérico

La primera etapa de diseño se lleva a cabo durante la fase de inicio (Figura 19) del programa, cuando se desarrollarán diseños genéricos para respaldar el proceso de ubicación del repositorio.

En esta etapa, es probable que los diseños sean de naturaleza conceptual, ya que es posible que solo se conozca la naturaleza amplia de las posibles opciones de ubicación.

El flujo de información que ingresa y que sale de un proceso de diseño genérico se ilustra en la Figura 24.

Los conceptos de diseño genérico abordan ampliamente los requisitos, suposiciones y restricciones detallados en una especificación funcional inicial.

Se trabaja para desarrollar los inventarios y propiedades de los residuos, y para identificar posibles soluciones de eliminación. Estos forman la base para los estudios iniciales de diseño genérico, tal vez para una variedad de conceptos y opciones de eliminación para diferentes categorías de desechos.

La premisa es desarrollar un sistema seguro y factible dentro de las limitaciones existentes, como cualquier requisito ya establecido por las autoridades reguladoras. Por lo general, esta etapa inicial también incluye el desarrollo de una hoja de ruta de investigación y desarrollo.

Los diseños genéricos permiten la definición de casos de seguridad genéricos asociados (cómo los conceptos que se están considerando proporcionarían una eliminación segura para el inventario de desechos) y brindan un punto de partida para la planificación del programa y la estimación de la duración, los costos y los riesgos.

Durante esta etapa del diseño es necesario definir qué tipos de residuos radiactivos va a alojar el repositorio. Es conveniente en estos casos que no solamente exista el RGP para la gestión final de los EECCQQ sino también pueden existir otras áreas del sitio donde se puedan disponer residuos radiactivos de actividad media.

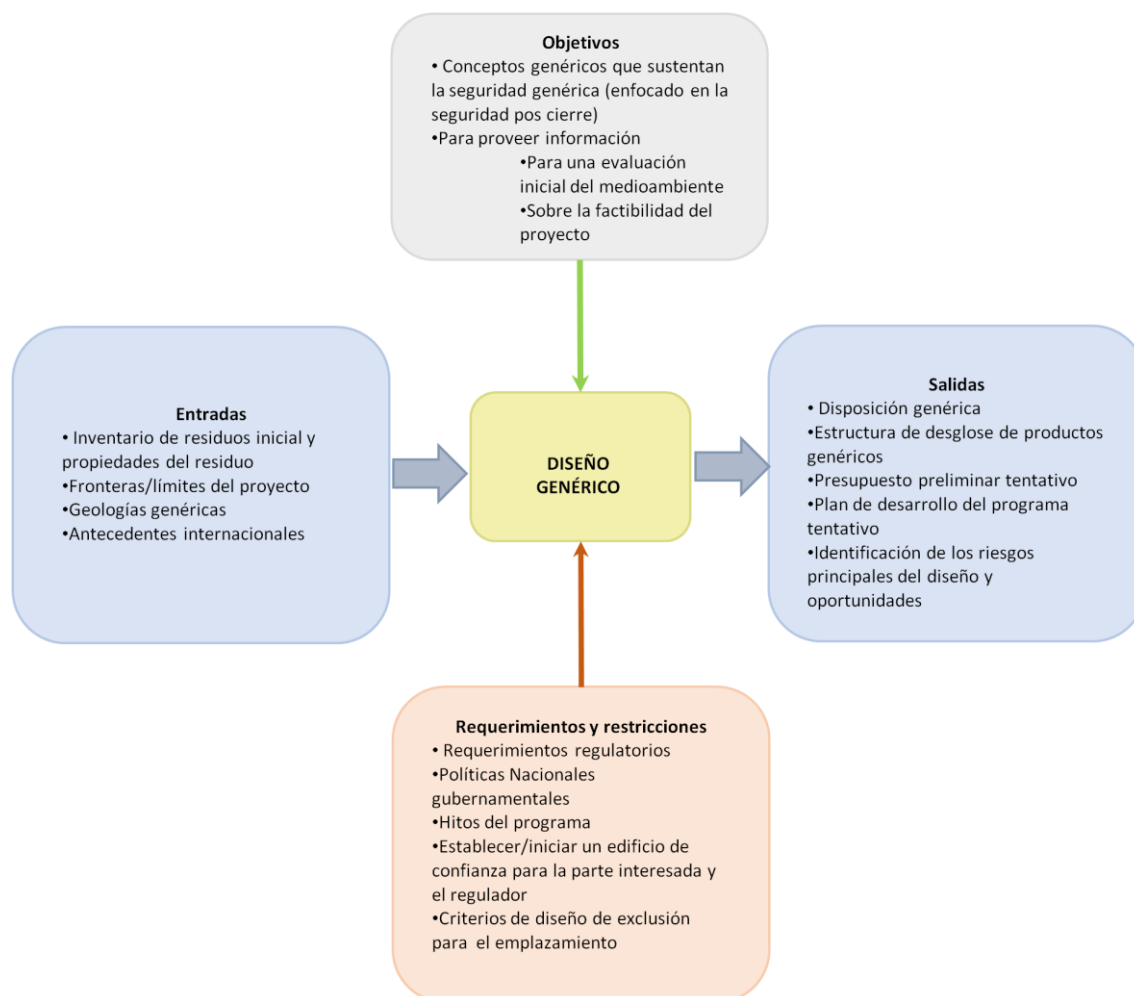


Figura 24, Diseño genérico: objetivos, entradas, restricciones, requerimientos y salidas
 Fuente, IAEA Nuclear Energy Series, No. NW-T-1.27, "Design Principles and Approaches for Radiactive Waste Repositories, (2020)

B) Diseño conceptual para el emplazamiento

El proceso de ubicación consta de componentes técnicos y sociales.

La dimensión técnica considera las condiciones geológicas y ambientales de los sitios potenciales y las interacciones de esas condiciones con las posibles opciones de diseño, lo que influirá directamente en el concepto de eliminación y, posteriormente, en el diseño de los componentes.

El aspecto social considera una amplia gama de intereses y preocupaciones de las partes interesadas y, en última instancia, es fundamental para la aceptación pública de un repositorio.

Las preocupaciones de las partes interesadas deben ser abordadas adecuadamente por el diseño. La experiencia internacional ha demostrado que los procesos de emplazamiento exitosos reflejan un equilibrio entre estos dos elementos.

Un enfoque generalmente aceptado para la ubicación podría implicar un proceso inicial de selección del sitio seguido de una caracterización más intensiva del mismo en uno o más sitios candidatos.

La evaluación del sitio podría incluir una revisión de la información geológica, geográfica y ambiental existente, junto con los factores socioeconómicos, y podría basarse inicialmente en criterios de exclusión.

A medida que avanza la detección, los sitios potenciales pueden investigarse a niveles crecientes de detalle y evaluado en condiciones favorables para un repositorio.

En última instancia, el objetivo de la selección es identificar un sitio preferido que cumpla con una variedad de requisitos, lo que garantiza una caracterización más profunda del sitio. La caracterización del sitio abarca investigaciones científicas y técnicas destinadas a proporcionar una comprensión profunda de las características geológicas y físicas del sitio y cómo se puede integrar efectivamente el sistema de eliminación.

A lo largo del proceso de ubicación, la Organización de Gestión de Residuos (OGR) considerará y desarrollará conceptos de diseño específicos para el inventario de desechos y las opciones de ubicación que surjan, complementados con un estudio de seguridad preliminar para los conceptos de diseño que podrían implementarse en los sitios (ver Figura 25).

Se pueden revisar las soluciones de eliminación existentes para desechos similares en otros países; compilar tales soluciones constituye un propósito básico de las publicaciones emitidas por el OIEA. Si todas las opciones de ubicación se encuentran en entornos similares, entonces un solo diseño conceptual podría ser apropiado para todas ellas.

La etapa de diseño conceptual incluye consideraciones preliminares de un diseño básico que pueda acomodar el inventario de desechos en los sitios bajo consideración. La OGR deberá comparar combinaciones de conceptos, diseños y opciones de ubicación de repositorios para decidir qué solución es la más apropiada para cumplir con los requisitos del programa de nivel superior. Pueden ser factibles diferentes soluciones de repositorio, incluso si solo hay una opción de ubicación disponible. Es probable que las soluciones alternativas cumplan con los diferentes requisitos en diversos grados, aunque cualquier opción que se considere debe cumplir adecuadamente con todos los requisitos críticos (por ejemplo, requisitos legales o reglamentarios).

El proceso de considerar y sopesar la medida en que se pueden cumplir otros requisitos a menudo se denomina "opción" y la OGR puede abordar esto de manera flexible, involucrando a otras partes interesadas según corresponda. Hay varios métodos formales y menos formales disponibles para sopesar y clasificar las opciones a fin de lograr una decisión transparente sobre una combinación preferida de diseño

conceptual/sitio. Estos incluyen análisis de múltiples atributos y técnicas de comparación de beneficios/limitaciones.

La fase de ubicación produce documentos científicos tales como informes de investigación geotécnica y una evaluación preliminar de impacto ambiental y, por lo general, un informe preliminar de análisis de seguridad. Estos documentos proporcionan la base para la selección de un sitio preferido (y un concepto de repositorio preferido asociado), que generalmente requerirá la aprobación de las autoridades reguladoras y/o del gobierno.

En esta etapa, se produce una coordinación detallada con las partes interesadas locales y regionales, y se pueden establecer mejor las estimaciones del cronograma y los niveles de calidad. El programa de diseño debe incluir un proceso y un cronograma de consulta y discusión abierta con todos los grupos de partes interesadas.

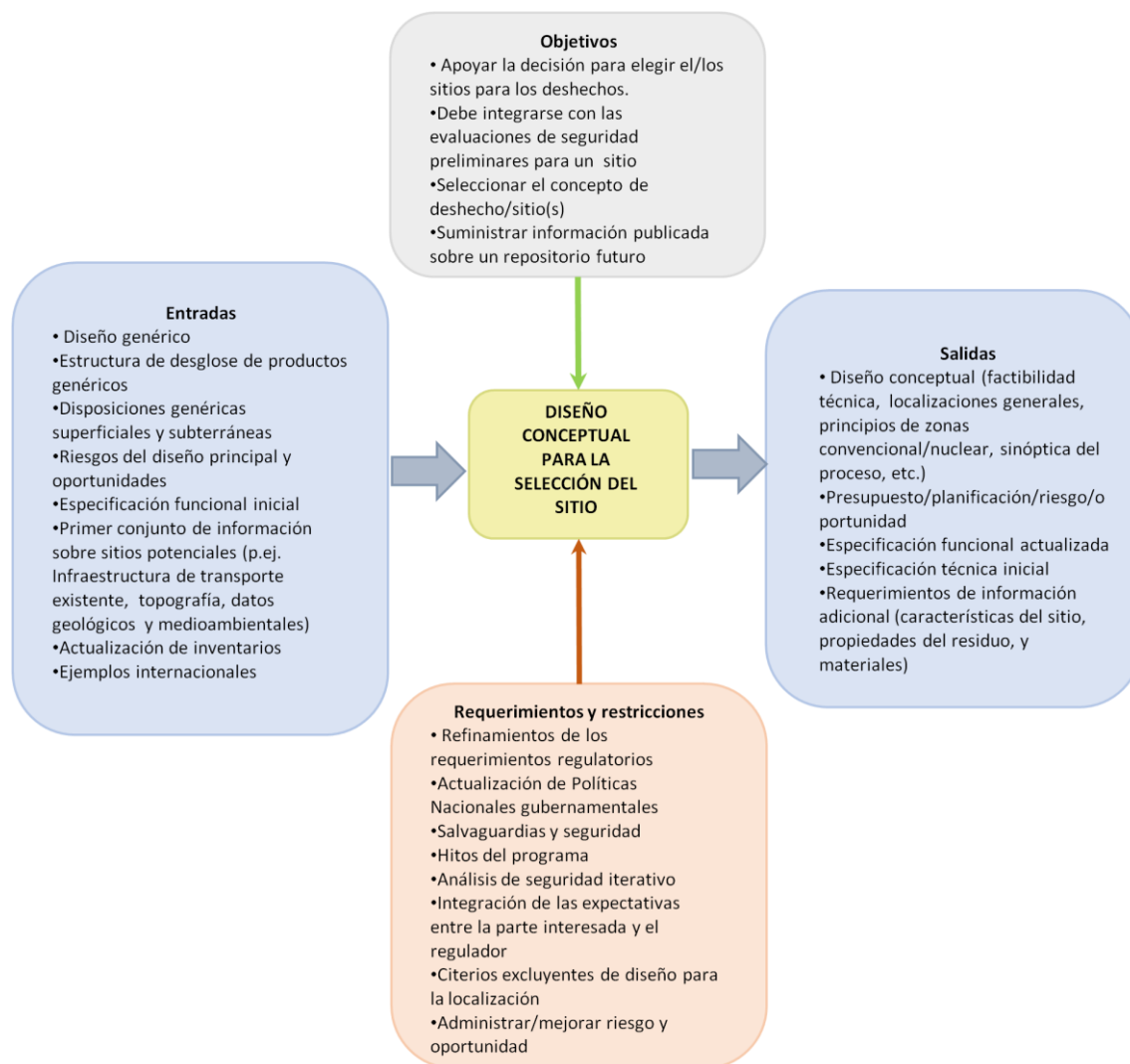


Figura 25: Diseño conceptual para el emplazamiento: objetivos, entradas, restricciones, requerimientos y salidas

Fuente, IAEA Nuclear Energy Series, No. NW-T-1.27, "Design Principles and Approaches for Radiactive Waste Repositories, (2020)

C) Diseño técnico para la licencia de construcción

El diseño técnico para la licencia de construcción inicial en el sitio elegido (ver Figura 26) se deriva del diseño conceptual.

Esta etapa desarrolla el diseño elegido, con base en las características específicas del sitio seleccionado, lo suficiente para la solicitud de licencia de construcción; es decir, el diseño debe ser lo suficientemente detallado para demostrar de manera integral que el sistema se puede construir en el sitio y cumplir con todos los requisitos de licencia impuestos por la Autoridad Regulatoria.

Durante esta fase, se desarrollan modelos y análisis y se completan planos, informes técnicos con control de diseño y protocolos de gestión de calidad. Las bases técnicas están confirmadas. Se definen los tiempos, la programación, los recursos necesarios y las interfaces externas.

El diseño técnico amplía el diseño conceptual e incorpora información adicional específica del sitio, obtenida durante las actividades de caracterización.

El diseño técnico también se usaría para consultar con las partes interesadas clave antes de pasar al diseño detallado o final.

Las disposiciones para abordar los requisitos de cierre se identifican en esta etapa de diseño.

Se proporcionarán datos para evaluaciones de seguridad y se llevarán a cabo interacciones con el regulador.

Puede ser necesaria una descripción de los controles institucionales activos y pasivos. Se pueden hacer propuestas provisionales en el diseño para la futura extensión del sitio (tanto en la superficie como en el subsuelo) para acomodar la posible construcción de nuevas estructuras y capacidades de eliminación.

Las disposiciones de seguimiento para la confirmación del desempeño tomarán forma y definirán cómo se evaluará la información futura frente a la base técnica existente.

La finalización de esta fase podría estar marcada por la emisión de un informe de análisis de seguridad intermedio.

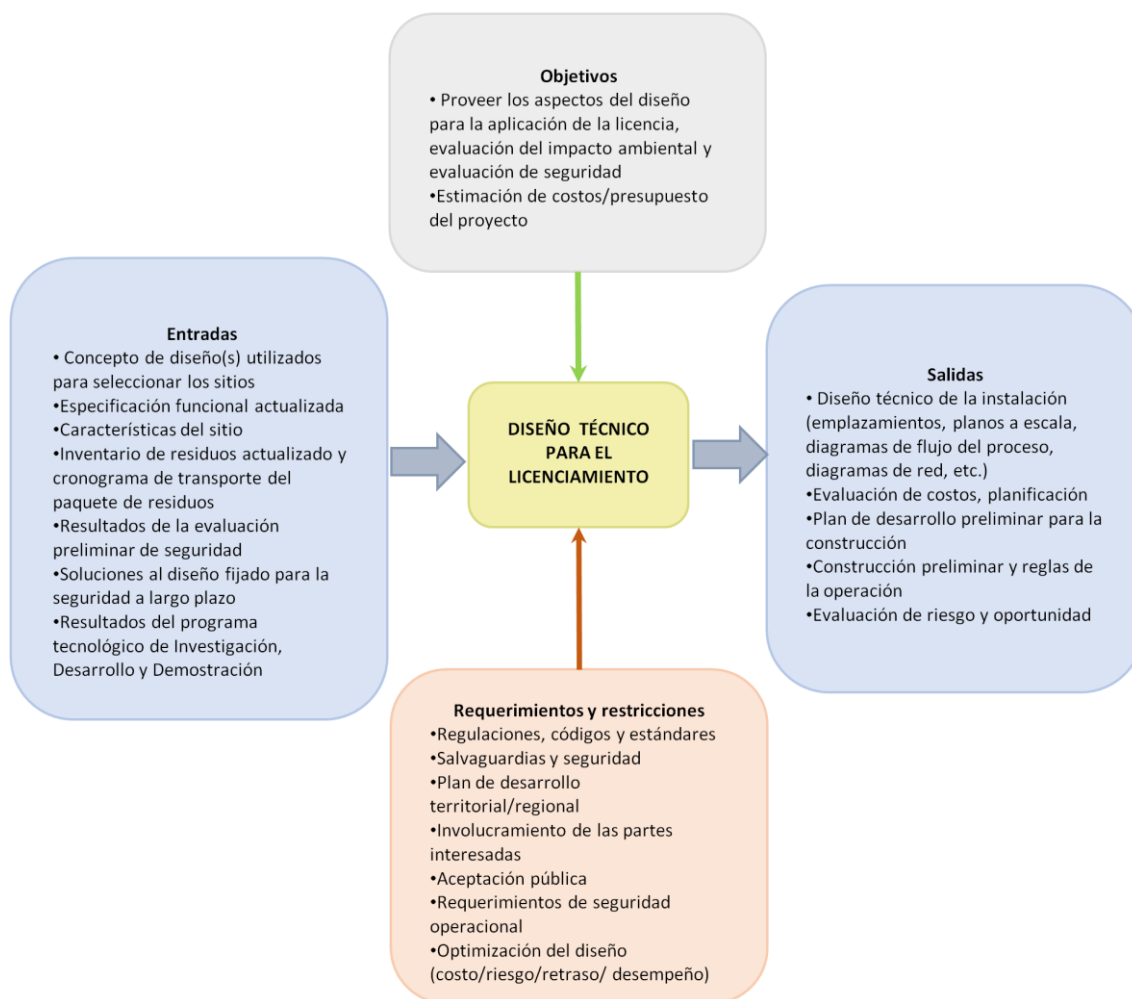


Figura 26, diseño técnico para la licencia de construcción inicial: objetivos, entradas, restricciones, requerimientos, salidas

Fuente, IAEA Nuclear Energy Series, No. NW-T-1.27, "Design Principles and Approaches for Radiactive Waste Repositories, (2020)

D) Diseño detallado para la construcción y operación.

El diseño detallado para la construcción y operación (Figura 27) implica planos e informes completos que contienen el diseño técnico final, considerando información detallada del sitio, el medio ambiente y los requisitos de capacidad y rendimiento del paquete de residuos.

Los planos de los talleres, las especificaciones del equipo y las instrucciones detalladas deben ser apropiados para la adquisición del equipamiento, la puesta en marcha de la instalación y la construcción.

Los sistemas de comunicación de información, integración de sistemas, horarios y gestión deberán estar listos para operar.

El objetivo principal de la etapa de diseño detallado es prepararse para las fases de construcción y operación y proporcionar información para respaldar la evaluación de seguridad realizada con fines de la obtención de la licencia.

El caso de seguridad y el diseño detallado confirman que la instalación de disposición final se puede operar y cerrar de manera segura y eficiente.

Una interacción satisfactoria con el regulador proporciona la base para comenzar la construcción y, posteriormente, las operaciones.

Las autoridades reguladoras podrían introducir condiciones para la certificación.

Durante esta etapa, se preparan estimaciones de costos detalladas para la construcción, operación y cierre de las instalaciones.

Se identifican los programas de vigilancia ambiental y de seguimiento radiológico que se llevarán a cabo durante las operaciones y después del cierre de la instalación de disposición final y se informa a las partes interesadas sobre los requisitos para el cierre definitivo de la instalación.

Se finalizan los requisitos de información específicos de las actividades de construcción y los arreglos de interfaz planificados con la construcción y las operaciones y los cronogramas, para facilitar las solicitudes de ofertas, particularmente en relación con la gestión de cambios de diseño y los registros de "tal como está construido".

Una vez que se haya construido e inspeccionado la infraestructura suficiente y las áreas de disposición inicial del repositorio a satisfacción de los reguladores, se puede emitir una licencia para las operaciones.

La documentación de construcción para apoyar este proceso se divide en dos grupos.

El primer grupo muestra que los requisitos técnicos del sistema de gestión de requisitos y la base de diseño se han cumplido con el diseño final del sistema construido.

El segundo grupo contiene planos de construcción, certificados de materiales, equipos, declaraciones de conformidad, cambios, protocolos, variación de la licencia certificada y diseño detallado.

La finalización de esta fase puede estar marcada por la emisión de un informe final de análisis de seguridad, una licencia de construcción y contrato(s) de trabajo.

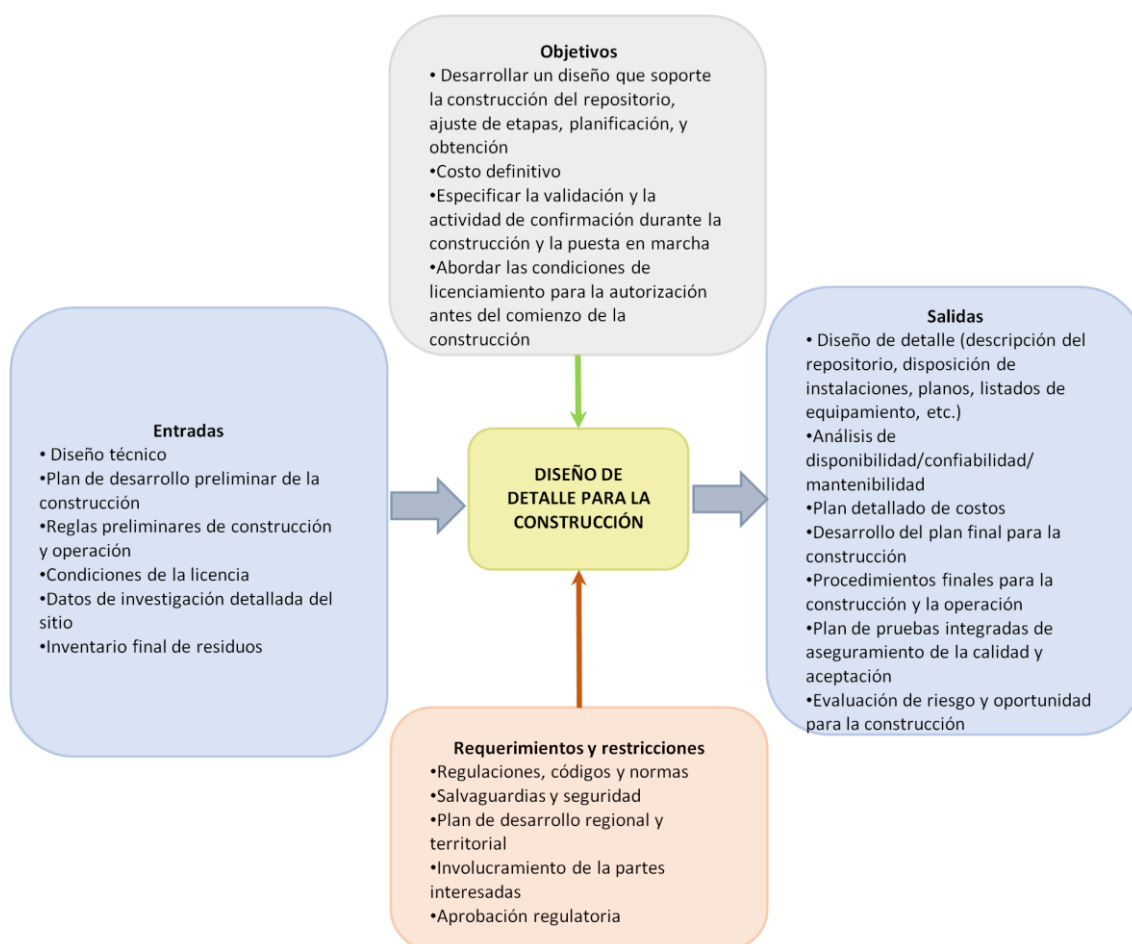


Figura 27, Diseño detallado para la construcción y operación: objetivos, entradas, restricciones, requerimientos y salidas

Fuente, IAEA Nuclear Energy Series, No. NW-T-1.27, "Design Principles and Approaches for Radiactive Waste Repositories, (2020)

E) Diseño detallado continuo para la operación y expansión del repositorio

Se considera que la fase de disposición de residuos (ver figura 19) incluye la construcción, operación y cierre.

Se inicia con la autorización de construcción y, en general, tiene el mayor nivel de actividad y, en función de su duración, el elemento más significativo de los costos totales de enajenación.

Durante la construcción, es probable que se haya obtenido información adicional sobre el entorno geológico, particularmente en repositorios geológicos profundos. Esta información adicional se integrará en el diseño y se confirmará con respecto al caso de seguridad para garantizar la mitigación de posibles impactos negativos en el desempeño.

A medida que progresa la disposición de residuos, se llenarán áreas del repositorio y, al menos parcialmente, cerrado.

Las autoridades reguladoras requerirán confirmación de que se siguen cumpliendo sus requisitos a medida que avanza el trabajo en las nuevas áreas de eliminación del repositorio.

Según el volumen de desechos y la velocidad a la que se entregan al repositorio, un enfoque modular por etapas puede ser un medio eficaz para gestionar la eliminación.

También permite actualizar los diseños para las fases posteriores de eliminación, teniendo en cuenta el aprendizaje y la mejora continua. Este enfoque puede proporcionar información mejorada sobre las condiciones al cierre, relevante para la seguridad a largo plazo, mientras que al mismo tiempo ayuda a controlar las inversiones de capital frente a los gastos de rutina.

A menudo se requiere una autorización por separado para comenzar las operaciones de disposición después de que las actividades de puesta en marcha hayan certificado la preparación operativa.

Dependiendo del sistema regulatorio, podría requerirse una licencia de operación. Incluso después de que se hayan iniciado las operaciones, es probable que el proceso de diseño continúe a medida que se identifiquen e implementen las necesidades de optimización.

Debido al período operativo de varias décadas de muchos repositorios, es probable que los reguladores exijan actualizaciones periódicas del caso de seguridad, tal vez cada cinco o diez años, para dar cuenta de la nueva información recopilada a partir de la experiencia operativa, los avances técnicos generales y cualquier cambio en los procedimientos de eliminación o diseños de sistemas de ingeniería.

Al final de este período, la OGR solicitará una licencia para cerrar el repositorio, acompañada de un informe de seguridad del cierre.

F) Diseño para el cierre

Es posible que se hayan cerrado y sellado secciones de un repositorio durante su vida operativa, a medida que las operaciones se trasladan a nuevas áreas de eliminación.

El cierre definitivo se produce después de que se hayan colocado todos los residuos.

La base para garantizar la capacidad de cierre seguro se demuestra antes del inicio del emplazamiento, posiblemente mediante pruebas a gran escala.

El diseño final del cierre (Figura 28) podría seguir refinándose y probándose durante la fase de eliminación, ya que es posible que no se implemente hasta muchas décadas en el futuro.

La fase de eliminación se considera completa después de la aprobación del informe de seguridad del cierre por parte de las autoridades correspondientes, que confirmarán que el comportamiento posterior al cierre del repositorio a largo plazo seguirá cumpliendo con los requisitos reglamentarios.

Irá acompañado de arreglos acordados para el control y monitoreo institucional posterior al cierre y la asignación de responsabilidades a largo plazo para el sitio hasta el final del control institucional y más allá.

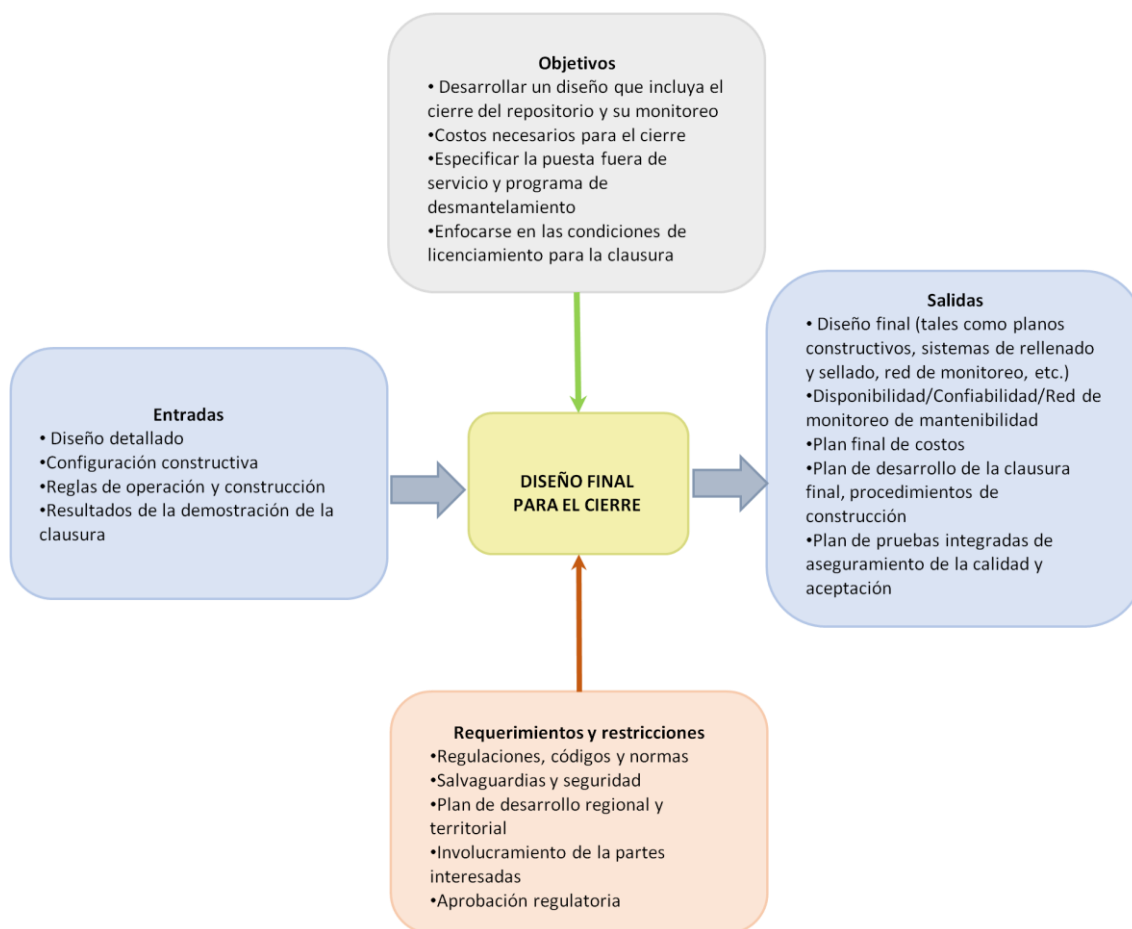


Figura 28, *Diseño final para el cierre: objetivos, entradas, restricciones, requerimientos y salidas*
 Fuente, IAEA Nuclear Energy Series, No. NW-T-1.27, "Design Principles and Approaches for Radioactive Waste Repositories, (2020)

Las etapas detalladas anteriormente representan la evolución esperada en el enfoque de un programa y no necesariamente la conclusión de actividades específicas dentro de una fase. Los hitos representan los resultados de actividades como ubicación, licencia, autorización de construcción y operaciones, así como puntos de decisión dentro de las principales fases del programa y actividades asociadas. El cronograma podría requerir una adaptación por parte de un Estado miembro para que se ajuste a sus circunstancias específicas, como factores geológicos, financieros y sociales.

Las actividades dentro de cada fase podrían requerir varias iteraciones para lograr la información requerida para respaldar una decisión; por ejemplo, al desarrollar el concepto inicial y adaptarlo a una posible ubicación del sitio. Algunas actividades dentro de una fase podrían superponerse con actividades en otra fase. Por ejemplo, en un sistema modular de disposición final, las actividades de construcción pueden tener lugar en un área y las actividades de emplazamiento en otra. De manera similar, las actividades de cierre en un área podrían superponerse con las actividades de construcción y operación en otra. Ciertas actividades continuarán en diferentes niveles

de intensidad durante todo el ciclo de vida del repositorio. Estos incluyen aspectos de monitoreo, que podrían continuar después del cierre del repositorio.

3.2.2 RGP para residuos de alta actividad.

Los RRAA siguen siendo peligrosos en escalas de tiempo geológicas. Los residuos generan intensos niveles de radiactividad y calor que deben tenerse en cuenta en el concepto de disposición final. La generación significativa de calor puede durar varios cientos o miles de años, mientras que los niveles de radiactividad pueden seguir siendo peligrosos para la salud humana y el medio ambiente durante cientos de miles de años, muchas decenas de veces más que la historia humana registrada. Por lo tanto, el concepto de eliminación de estos desechos debe basarse en consideraciones de seguridad pasiva a largo plazo y existe desde hace tiempo un consenso internacional de que este tipo de desechos solo puede eliminarse en formaciones geológicas estables y profundas, a menudo denominadas disposición final geológica profunda.

El concepto de disposición final geológica profunda de RGP fue explorado por primera vez hace más de 60 años por la Academia Nacional de Ciencias de los Estados Unidos de América. Desde entonces, todos los Estados miembros que contemplan la disposición final consideran alguna forma de disposición final geológica profunda como el medio más apropiado para aislar permanentemente los residuos de alta actividad del medio ambiente.

Los residuos de alta actividad generalmente se refieren a los desechos resultantes del tratamiento químico (reprocesamiento) del combustible nuclear gastado. Los desechos resultantes incluyen soluciones líquidas altamente concentradas que contienen productos de fisión nuclear. Estos líquidos normalmente se solidifican en una forma de desecho de vidrio o cerámica adecuada para el almacenamiento y posterior eliminación. Muchos Estados miembros también clasifican el CG sin reprocesar como residuo que requerirá eliminación geológica directa, como en el caso de Argentina.

3.2.3 Requerimientos para la disposición.

La base conceptual de la disposición final geológica también se basa en el sistema de múltiples barreras, en el que una serie de barreras artificiales y naturales actúan de forma pasiva y concertada para aislar los desechos y contener los radionucleídos asociados con los desechos.

Las fuerzas relativas de las diversas barreras en diferentes momentos después del cierre de una instalación de disposición final geológica y la forma en que interactúan entre sí dependen del entorno geológico en el que se construirá la

instalación. En consecuencia, los componentes del sistema multi-barrera pueden funcionar de diferentes maneras en diferentes momentos en diferentes conceptos de disposición final geológica para cumplir los objetivos de seguridad de alto nivel de aislamiento y contención.

La práctica en muchos programas nacionales de disposición final geológica es definir funciones de seguridad para cada componente, que establecen lo que cada componente específico de la barrera contribuye a la seguridad posterior al cierre. Estas funciones variarán según el concepto de eliminación definido, el entorno geológico y los plazos necesarios para su eficacia. La seguridad general de un sistema de disposición final no depende únicamente de ninguna de estas funciones, sino de cómo las funciones interactúan entre sí en función del tiempo a medida que la instalación de disposición final cerrada evoluciona lentamente.

Hasta la fecha, se han estudiado en detalle cuatro tipos básicos de rocas como formaciones anfitrionas para la eliminación geológica: sedimentos arcillosos (arcillas, lutitas, margas), rocas de basamento cristalinas duras (gneis, granito), formaciones evaporíticas (principalmente sal de roca estratificada o en domo) y toba volcánica soldada. Las características de la formación huésped seleccionada y las condiciones reales en el sitio seleccionado dominarán las consideraciones de diseño.

Las funciones de seguridad para todos los tipos de roca pueden incluir las propiedades de resistencia a la lixiviación de la forma de desecho, los contenedores de desecho resistentes a la corrosión, las propiedades de sorción y bajo flujo del relleno y las propiedades de la formación geológica huésped, que proporciona un nivel bajo de agua subterránea mecánica y químicamente estable, ambiente de flujo para las barreras diseñadas, así como retardar la migración de radionúclidos y proporcionar aislamiento del ambiente accesible.

Las siguientes pautas genéricas se pueden utilizar para ayudar a identificar entornos de rocas huéspedes potencialmente adecuados para su consideración en instalaciones de disposición final geológica:

- **Profundidad:** el aislamiento geológico se logra asegurando una separación suficiente entre el repositorio y la biosfera, incluidas las zonas para los sistemas de sellado ingenieriles. Además de los factores específicos del sitio, como el flujo y la química de las aguas subterráneas profundas, las propiedades mecánicas y de resistencia de las rocas pueden determinar una profundidad de repositorio práctica y funcional.
- **Espesor:** Se requiere un espesor adecuado y una extensión lateral de la formación anfitriona para albergar las aberturas diseñadas y separar la instalación de las formaciones circundantes que podrían tener propiedades de contención menos adecuadas. El espesor es un factor particularmente importante en las formaciones sedimentarias en capas.

- Uniformidad y estructura: es deseable una formación huésped razonablemente homogénea, ya que esto permite una caracterización de rocas más sencilla, reduce las incertidumbres en la evaluación del desempeño y facilita la planificación y las operaciones de construcción del repositorio.
- Estabilidad tectónica: Las regiones con baja sismicidad, levantamiento/erosión y vulcanicidad favorecen el diseño del repositorio y el desempeño a largo plazo.
- Hidrogeología: La baja conductividad hidráulica de la formación huésped y el bajo flujo de agua subterránea a través de ella y de las formaciones circundantes favorecen la contención a largo plazo. Las condiciones geológicamente estables y de flujo muy bajo también pueden contribuir a un sistema de transporte dominado por difusión (en lugar de flujo) cuando se combina con barreras diseñadas específicamente.
- Geoquímica: las condiciones químicamente reductoras minimizan la corrosión de las barreras diseñadas y las formas de desechos y pueden reducir la solubilidad de los radionúclidos y mejorar la sorción.

3.3 Proyectos de RGP en el mundo.

Aunque ningún Estado miembro ha construido y explotado hasta la fecha un repositorio geológico profundo, se ha avanzado considerablemente en la demostración de la viabilidad de varios conceptos de diseño.

En particular Finlandia ha realizado un progreso significativo y ha comenzado las actividades de la construcción, luego de recibir una autorización y licencia de construcción en 2015. Posiva es la Organización para el Manejo de Residuos (WMO Posiva). Inició la excavación del primer túnel del repositorio a inicios de mayo del 2021, que albergará los desechos radiactivos de sus centrales nucleares que producen más del 30% de su energía.



Figura 29, Dispositivo usado para las excavaciones de los túneles
 Fuente, BBC News Mundo. Fuente de la imagen: Posiva Oy.

El gobierno sueco ha aprobado la construcción del repositorio final para combustible nuclear gastado en la central nuclear de Forsmark y de la planta de encapsulación de combustible asociada en la central de Oskarshamn.

En marzo de 2011, la empresa de gestión de residuos radiactivos Svansk Kärnbränslehantering AB (SBK) envió a la Autoridad de Seguridad Radiactiva (SSM) del país las solicitudes para construir un repositorio final de combustible en Forsmark y una planta de encapsulación en Oskarshamn, que estará integrada en el centro de almacenamiento temporal de Clab.

Asimismo, solicitó permiso para extender la capacidad de almacenamiento de Clab de las 8.000 toneladas actuales a 11.000 toneladas.

En cumplimiento con el Código Medioambiental de Suecia, el gobierno consultó los proyectos con los municipios que albergarán las instalaciones y recibieron su aprobación en 2018 y 2020. En 2021 la ampliación del centro de almacenamiento de Clab recibió también el visto bueno.



Figura 30, Recreación del repositorio final para combustible gastado de Forsmark

Fuente de la Imagen: SBK, foronuclear.org

La instalación de la central de Forsmark, que se ubicará en el municipio de Östhammar, será el primer repositorio final para combustible nuclear gastado de Suecia. En él se almacenarán 600 cápsulas, con un total de 12.000 toneladas de combustible a una profundidad de aproximadamente 500 metros bajo el suelo.

El repositorio final de CG de la central nuclear de Forsmark se ubicará a 500 metros de profundidad

Los Estados Unidos de América completaron una solicitud de licencia para un repositorio propuesto en Yucca Mountain en Nevada, que se presentó para revisión

regulatoria en 2008. Sin embargo, los acontecimientos políticos dieron como resultado la suspensión de casi todo el trabajo relacionado con la revisión de la licencia.

En Francia, actualmente se está realizando un gran esfuerzo para preparar una solicitud de licencia y un diseño técnico para un repositorio geológico profundo.

Alemania, que había logrado un progreso considerable, particularmente en el desarrollo de instalaciones de superficie a escala piloto, así como en la exploración del subsuelo en apoyo de una evaluación de seguridad preliminar, ha decidido reiniciar su programa de ubicación en función de las consideraciones de las partes interesadas.

La mayoría de los demás países que participan activamente en la gestión de residuos de alta actividad se encuentran en las fases de ubicación o preparación de la ubicación de un repositorio geológico.

El primer repositorio geológico profundo especialmente construido, la planta piloto de aislamiento de residuos en Carlsbad, Nuevo México, se completó y entró en funcionamiento en 2000. Aunque originalmente se diseñó para incluir residuos de alta actividad, las decisiones posteriores limitaron el inventario para residuos de baja y media actividad que no generan calor.

El Laboratorio Nacional Lawrence Berkeley, Estados Unidos de América, ha compilado un extenso documento de metodologías de eliminación de desechos radiactivos en todo el mundo, que se concentra en los repositorios geológicos profundos y describe los posibles problemas que pueden surgir a medida que maduran los programas de repositorios, así como la identificación de técnicas para compartiendo conceptos para casos de diseño y seguridad.

La mayoría de las demás naciones involucradas en la disposición final de RRAA y/o EECCQQ se encuentran en la fase de locación o pre locación para un repositorio geológico.

3.4 Primer intento de construcción de un RGP en Argentina. La Gesta de Gastre.

En 1976 un plan de la dictadura militar estableció que, para fines de siglo, en el país funcionarían seis centrales nucleares, que se controlarían todas las etapas del ciclo del combustible nuclear, y que se contaría con un repositorio para residuos radiactivos de alta actividad. El plan no se cumplió. Para Gastre, la pesadilla comenzó en 1986, ya sin dictadura, cuando la CNEA anunció públicamente que el lugar elegido para depositar los residuos era en un emplazamiento cercano a ese pueblo. Hay cientos de municipios con ordenanzas anti-nucleares en Argentina, incluso hay provincias enteras como La Pampa o San Luis, que tienen en su Constitución las instrucciones bien claras de que está prohibido poner instalaciones nucleares, repositorios, etc.

Estas acciones que tomaron distintos municipios y provincias surgen desde los años 1990, cuando se intentó instalar un basurero nuclear en Gastre. Empezaron a saltar irregularidades, como por ejemplo que el emprendimiento era monstruosamente grande, había que tener muchísimas centrales nucleares para ocupar ese basurero, con lo cual finalmente apareció una empresa llamada Pechiney, que era la encargada de traer los residuos nucleares franceses a enterrar en la Patagonia.

En 1989, según Greenpeace, el Sr. Henry Troude de la Marina de Guerra francesa y representando a Pechiney Ugine Kuhlmann S.A. ofreció al gobierno argentino financiar el repositorio nuclear y el sistema de transporte entre Puerto Madryn y Gastre. El repositorio obtendría 30 mil millones de U\$D en diez años, y el gobierno argentino recibiría unos 13 mil millones.

Una gran marcha en junio de 1996 dio por tierra el proyecto de la CNEA, que pretendía instalar en Sierra del Medio (Gastre - Chubut), el primer Repositorio de Residuos Radioactivos de Alta Actividad del planeta. Es lo que se llama "la gesta de Gastre" en la que participaron miles de personas de toda la región y de todos los estratos sociales y que se rememora cada año. Además, este triunfo es visto en Argentina como antecedente inmediato de las grandes movilizaciones ambientalistas del país como Esquel, Famatina y Gualaguaychú, donde los pueblos se levantaron rechazando la imposición de proyectos perjudiciales para la vida de las poblaciones. En Chubut los pobladores comenzaron a organizarse, reunieron 8.000 firmas y en octubre de 1986, las entregaron al entonces presidente Raúl Alfonsín que visitaba la ciudad de Trelew en ocasión de su centenario. En ese entonces se dijo que el proyecto quedó paralizado, sin embargo en 1996 la Comisión de Energía de Diputados de la Nación aprobó la construcción del basurero nuclear.

Distintos activistas de todo el mundo se solidarizaron con la lucha de Gastre, y el 17 de junio de 1996 una multitudinaria marcha se opuso al proyecto del basurero. La caravana marchó en medio de la nieve y se estima que asistieron 2 mil personas. El proyecto fue desestimado y no se concretó.

Se desarrollará a continuación un resumen del estudio de factibilidad llevado a cabo por la CNEA, a los fines de interpretar la complejidad que conlleva la construcción de un repositorio geológico para residuos nucleares de alta actividad y comparar con el estado del arte actual desarrollado anteriormente.

3.4.1 Estudios de factibilidad de un RGP para los RRAA según la CNEA

En 1980, la CNEA decidió estudiar el destino que se daría a los llamados residuos radiactivos de alta actividad. Inició entonces un conjunto de investigaciones en las que intervinieron especialistas de diversas disciplinas. El trabajo dio origen a una voluminosa documentación técnica, publicada en 1990 (Repositorio de residuos radiactivos de alta actividad: estudio de factibilidad y anteproyecto de ingeniería, 45 volúmenes) y disponible en varias bibliotecas (CNEA, Congreso de la Nación, legislatura del Chubut, etc.). El estudio apuntó exclusivamente a la eliminación de desechos generados en la Argentina y no consideró la posibilidad de recibir materiales provenientes de otros países. Así, en un documento de OIEA se mencionó que nuestro país estaba llevando a cabo "un estudio de factibilidad y de definición conceptual de la ingeniería de un repositorio profundo en formaciones graníticas no fracturadas para la eliminación de los residuos del plan nuclear argentino" (Boletín OIEA, 25, 4, 1984).

Desde 1994, por otro lado, recibir residuos del extranjero está vedado por el artículo 41 de la constitución nacional reformada, que dice: "se prohíbe el ingreso al territorio nacional de residuos actual o potencialmente peligrosos, y de los radiactivos".

3.4.1.1 Objetivos del estudio y alcance

Los objetivos del citado estudio fueron:

- I. Demostrar que, con el conocimiento tecnológico disponible, los residuos radiactivos de alta actividad podían ser eliminados en forma segura entendiendo por tal a cualquier forma de eliminación cuya probabilidad de sufrir un accidente en un año fuese menor a una en un millón.
- II. Identificar una formación geológica aceptable para la eliminación de los residuos.
- III. Identificar los aspectos tecnológicos en los que sería necesario concentrarse.
- IV. Calcular la incidencia de la eliminación de los residuos en el costo de la energía eléctrica de origen nuclear.

Artículo 41 de la Constitución Nacional Argentina: "Todos los habitantes gozan del derecho a un ambiente sano, equilibrado, apto para el desarrollo humano y para que las actividades productivas satisfagan las necesidades presentes sin comprometer las de las generaciones futuras; y tienen el deber de preservarlo. El daño ambiental generará prioritariamente la obligación de recomponer, según lo establezca la ley. Las autoridades proveerán a la protección de este derecho, a la utilización racional de los recursos naturales, a la preservación del patrimonio natural y cultural y de la diversidad biológica, y a la información y educación ambientales. Corresponde a la Nación dictar las normas que contengan los presupuestos mínimos de protección, y a las provincias, las necesarias para complementarlas, sin que aquéllas alteren las jurisdicciones locales. Se prohíbe el ingreso al territorio nacional de residuos actual o potencialmente peligrosos, y de los radiactivos".

Con el estudio mencionado, del que participaron alrededor de doscientos especialistas de varias universidades y de otras instituciones del sector científico y tecnológico del país, se encaró el análisis de un eventual problema ambiental décadas antes de que se produjera.

La decisión de considerar con suficiente anticipación los aspectos técnicos de la eliminación de esos residuos, y evitar transferir el problema a las generaciones futuras, se basó no sólo en premisas tecnológicas sino, también, en el criterio ético de que las generaciones que reciben los beneficios de la energía nuclear deben hacerse cargo de los residuos. Como lo señaló el secretario general de la Organización de las Naciones Unidas para la Cultura, las Ciencias y la Educación (UNESCO), Federico Mayor, "los derechos de las generaciones futuras dependen del cumplimiento de los deberes de las generaciones presentes, frente a sus hijos y a los hijos de sus hijos"

En agosto de 1992, sin embargo, la CNEA tomó la decisión de no seguir adelante con los planes de construir un repositorio para los desechos en cuestión, la que ratificó el directorio de la CNEA en marzo de 1997. La ley nacional sobre la actividad nuclear (24.804), promulgada en abril de 1997, estableció que, para definir la ubicación de un repositorio de residuos, la CNEA debe proponer un lugar de emplazamiento que haya sido aprobado por la Autoridad Regulatoria Nuclear en lo referente a seguridad radiológica y nuclear, y por una ley del estado provincial donde esté localizado (art. 12)*.

Los residuos radiactivos de alta actividad son una consecuencia inevitable de la operación de centrales nucleares: cuando se toma la decisión de construir y operar una central, se ha tomado también la decisión de generar tales residuos. La mayoría de los países que utilizan esa clase de energía para producir electricidad ha implantado, por ello, programas orientados a eliminarlos de manera segura. Hay amplio acuerdo en la comunidad tecnológica y científica internacional acerca de la forma de encarar dicha eliminación, que consiste, esencialmente, en aislar los residuos del ambiente encerrándolos tras barreras naturales y artificiales. Según las experiencias de otros países, las barreras naturales más convenientes son formaciones geológicas de rocas graníticas cristalinas, domos de sal, basaltos o arcillas, de las cuales, desde un punto de vista técnico, las dos primeras constituyen las mejores opciones. La eliminación en basaltos o arcillas generalmente es adoptada por países en cuyos territorios no hay formaciones graníticas ni mineras ni domos de sal ni petrolíferos.

Cuando lanzó su estudio, la CNEA decidió concentrar los esfuerzos en los macizos graníticos, abundantes en todo el territorio argentino (Figura 31), en el que, por otro lado, no se conoce la existencia de domos de sal que puedan servir para este propósito.

*LEY 24804, ARTICULO 12.-Para definir la ubicación de un repositorio para residuos de alta, media y baja actividad, la Comisión Nacional de Energía Atómica propondrá un lugar de emplazamiento. Este deberá contar con la aprobación de la Autoridad Regulatoria Nuclear en lo referente a seguridad radiológica y nuclear y la aprobación por ley del estado provincial donde se ha propuesto la localización. Tales requisitos son previos y esenciales a cualquier trámite.



Figura 31. Ubicación de las formaciones graníticas

Fuente, Norberto R. Ciallella, 1997, ARN Eliminación de Residuos Radiactivos de Alta Actividad, CIENCIA HOY, Volumen 7 Número 42

A diferencia de los residuos industriales peligrosos por su naturaleza química, los radiactivos, debido a su mucho menor volumen, pueden ser exitosamente aislados del ambiente. También es un factor favorable el que los riesgos radiológicos disminuyan con el tiempo. Estudios varios (por ejemplo, los realizados por la empresa sueca creada por los operadores de centrales nucleoelectricas de ese país para hacerse cargo de los residuos de sus plantas), han concluido que la eliminación geológica puede lograr los niveles requeridos de seguridad. A las dudas sobre si es posible evaluar tal seguridad en plazos largos, diversos grupos técnicos con sólidos antecedentes, sobre todo, convocados por organismos internacionales como la OIEA o la Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económicos (OCDE), han determinado que hay, efectivamente, métodos de hacerlo y que su uso apropiado, unido a disponer de información suficiente sobre los emplazamientos de eliminación, permite decidir si un sistema de eliminación determinado ofrece a la sociedad la seguridad que esta considere suficiente

El proyecto de eliminación de residuos de alta actividad preparado por la CNEA incluía el reprocesamiento de los EECQQ. A tal efecto, se planeaba disolver los

residuos sin reprocesar en ácido y luego calcinarlos. Para disponer de los productos de fisión y de los elementos pesados, el proyecto contemplaba incluirlos en materiales vítreos o cerámicos, para transformar los residuos en un sólido estable, de muy lenta disolución en el agua: se puede estimar que vidrios sumergidos en agua pueden tardar varias decenas de miles de años en disolverse. Piezas de vidrio de la época romana, producto de técnicas mucho más primitivas que el vidrio actual, han sido rescatadas en buen estado del fondo del mar después de 2000 años, a lo que debe agregarse que la agresividad química o capacidad de corroer del agua de mar es muy superior a la del agua subterránea que podría infiltrarse en repositorios construidos en formaciones geológicas.

Una vez obtenidos los residuos vitrificados, el proyecto establecía que fuesen recubiertos con una plancha de plomo de suficiente espesor como para impedir toda entrada de agua, por lo menos durante los primeros 1000 años, tiempo suficiente para que los productos de fisión disminuyeran significativamente su radiactividad. El plomo es relativamente abundante en el país, barato y de uso corriente como blindaje contra la radiación pero, sobre todo, tiene una excelente capacidad de soportar la corrosión del agua, cuestión sobre la que existen datos que se refieren a lapsos mayores que los 1000 años tomados como referencia. Por ejemplo, Ettore Fiorini y un equipo de físicos del Istituto Nazionale di Fisica Nuclear de Milán analizó lingotes de plomo encontrados en los restos de un velero de carga romano naufragado en el Mediterráneo entre los años 70 y 50 a.c.

Los contenedores de plomo, por otra parte, fueron diseñados de forma que dieran cumplimiento a las normas internacionales para transporte de material radiactivo, las que, entre otras cosas, determinan que tales recipientes deben ser capaces de resistir, sin que se libere radiación al ambiente, una caída desde una altura de nueve metros sobre un piso rígido, seguida de un incendio que lleve la temperatura a 800°C durante media hora. En virtud de que cumplen tales normas, los radioisótopos o fuentes radiactivas de uso médico o industrial viajan en los aviones, trenes y ómnibus de pasajeros.

3.4.1.2 Ubicación del repositorio

Para definir la ubicación del repositorio, se decidió buscar, entre las formaciones graníticas estables, aquellas con escasa conductividad hidráulica, situadas en zonas de bajo riesgo sísmico y que permitieran almacenar el material a aproximadamente 500 m de profundidad. Un primer relevamiento de afloramientos rocosos llevó a identificar 198 formaciones. Descartando las ubicadas en:

- I. Zonas sísmicas.
- II. Áreas de explotación minera o petrolera, actuales o potenciales.
- III. Lugares con características hidrogeológicas desfavorables.

Los regiones posibles de acuerdo a sus características, quedaron reducidas a siete, ubicadas en las provincias del Río Negro y del Chubut: los macizos de la Esperanza y Chasicó en la primera, y las sierras de Calcatapul y del Medio en la segunda (Figura 32). De ellas, finalmente, se eligió la última, en el noroeste de la provincia, a unos 60 km de Gastre, para iniciar investigaciones de detalle en un área de 50.000 km². Dichas investigaciones incluyeron fotointerpretación geológica, hidrología, sondeos geofísicos, geomorfología (con particular atención a los procesos tectónicos del cuaternario o de los últimos dos millones de años), sismología, vulcanismo (incluida la posibilidad de erupciones futuras: en la sierra del Medio no se registra actividad volcánica o ígnea de ningún tipo desde hace 215 millones de años), análisis de imágenes satelitales y potencial minero del área.

Como resultado de los estudios, se delimitó una porción de los afloramientos rocosos, de aproximadamente 100 km² con las mejores características físico-mecánicas, en la que se concentraron las investigaciones geológicas de detalle, entre otras, muestreos petrográficos, es decir, toma sistemática de muestras de roca para estudiar su composición y estructura, inventarios de fracturas, estudio químico de aguas superficiales y subterráneas, etc.

Para obtener información sobre la parte profunda del macizo rocoso, se efectuaron dos series de perforaciones, una hasta profundidades de entre 200 y 280 m y otra hasta los 700-800 m. De esa manera se seleccionó un sector de aproximadamente 1 km², cuyas características parecieron ser las más adecuadas para emplazar el repositorio.

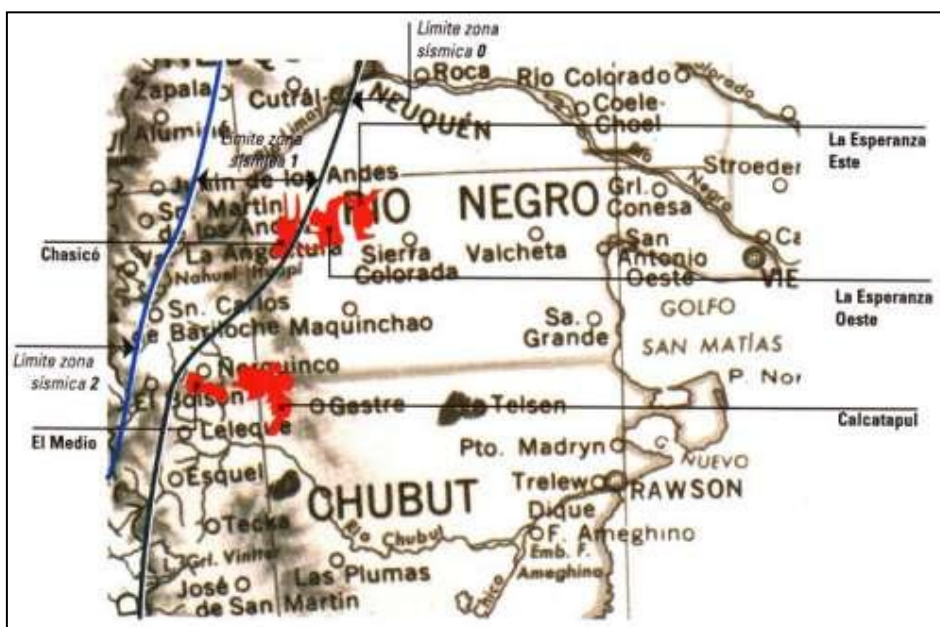


Figura 32, Zonas preseleccionadas en las provincias del Río Negro y del Chubut para la posible instalación de un repositorio de residuos de centrales eléctricas nucleares argentinas.

Fuente, Norberto R. Ciallella, 1997, ARN Eliminación de Residuos Radiactivos de Alta Actividad, CIENCIA HOY, Volumen 7 Número

Para tener una mejor noción de lo que está en juego en materia de posibles consecuencias de radiaciones sobre la salud humana o impacto radiológico, conviene recordar que los radionucleídos de vida larga podrían sobrevivir al contenedor y al vidrio en que se los encierre. En tal caso, su transporte por el agua subterránea sería el camino más probable de su regreso al ambiente, y el agua potable, así como el consumo de pescado, las vías por las que afectarían a las personas. Pero tal transporte de sustancias radiactivas es un proceso muy lento, ya que, al interactuar física y químicamente con su entorno, los radionucleídos se mueven mucho más lentamente que el agua, lo que retarda entre cien mil y un millón de años su camino a la biosfera.

Si el retardo ocasionado por la barrera geológica fuese de cien mil años, y se realizara la recuperación del plutonio 239, la dosis colectiva recibida por la población mundial debida a un repositorio que tuviese los residuos de alta actividad de seis centrales nucleares argentinas sería igual a la que llega a dicha población por estar expuesta a la radiación natural durante treinta minutos, valor que disminuye a diez minutos en caso de que el retardo ascienda a un millón de años.

Recordemos que vivimos rodeados por elementos radiactivos que existen en forma natural en el suelo y las rocas, y que recibimos rayos cósmicos que entran en la atmósfera terrestre desde el espacio exterior. También estamos expuestos a elementos radiactivos que ingresan en nuestros cuerpos con los alimentos, el agua y el aire que respiramos y nuestro mismo cuerpo contiene elementos radiactivos (potasio 40, carbono 14, radio 226). La mayor fuente de radiación natural, que supera ampliamente a las demás, son las cantidades variables de uranio y torio presentes en el suelo en el mundo entero.

3.4.1.3 Aspectos de seguridad estudiados del repositorio geológico

Las predicciones de la seguridad de un repositorio de residuos radiactivos que abarquen un plazo muy largo despiertan, sin embargo, un sinnúmero de dudas en la población, debido a las incertidumbres que rodean tal tipo de evaluaciones. Parece imposible conjeturar acerca de las dosis de radiación que podría recibir gente dentro de 10.000 años, pues, mirando hacia atrás, se advierte que ningún país de Europa pudo mantener las fronteras que tenía hace apenas 100 años.

Más incierto aún sería predecir la cantidad y distribución de la población del planeta en el siglo 250, es decir, dentro de 23.000 años. Sin embargo, los elementos radiactivos tienen en la naturaleza comportamientos mucho más predecibles en el largo plazo que la evolución y distribución del hombre sobre el planeta.

El uranio y el torio, dos elementos radiactivos naturales, están presentes en la corteza terrestre desde el origen de la Tierra. El movimiento de estos elementos, como el de sus descendientes -por ejemplo, el radio- se puede apreciar hoy después de los miles de millones de años transcurridos desde aquel origen. El estudio de formaciones

naturales que contienen esos materiales desde la era precámbrica (iniciada hace unos 4600 millones de años) permite predecir cómo evolucionarán elementos químicamente iguales o con comportamientos similares.

Las características estudiadas fueron las siguientes:

- Sismicidad

Este aspecto puede estudiarse a través del conocimiento de los terremotos y la teoría tectónica global. ¿Puede ocurrir un terremoto de magnitud en la sierra del Medio? Y si ocurriera, ¿qué pasaría con los residuos?

Para contestar la primera pregunta es preciso evaluar la actividad sísmica que tuvo lugar en la región en, por lo menos, 10.000 años, sobre la base de los registros de estaciones sismológicas, relatos históricos y estudios geológicos y tectónicos regionales. Como los asentamientos humanos cercanos a Gastre son relativamente pequeños y dispersos y su antigüedad no supera el siglo, no se podría obtener información histórica muy diferente de la suministrada por las estaciones sismológicas.

Los estudios geológicos y tectónicos, en cambio, abarcan períodos mucho más extensos; buscan evidencias de sismicidad en la corteza terrestre e intentan interpretar su relación con factores geodinámicos actuantes durante millones de años, mientras las consideraciones neotectónicas se concentran en lo ocurrido durante los últimos 500.000 años y, en caso de encontrar rastros de movimientos sísmicos, tratan de establecer los cambios que se pueden advertir en intervalos de unos 10.000 años.

Según la información instrumental, entre 1960 y 1982, la actividad sísmica relevante a los efectos de analizar la sierra del Medio tuvo lugar, predominantemente, en la línea que une Bariloche con Esquel, en el territorio chileno cercano y en el fondo oceánico adyacente a este. En el intervalo indicado, en 100 km a la redonda de la sierra del Medio, no se registraron sismos de magnitud mayor que cinco en la escala de Mercalli modificada.

Comparado el riesgo sísmico de la zona de Gastre-sierra del Medio con Bariloche y Potrerillos en Mendoza, se advierte que, para iguales tiempos medios de ocurrencia, la intensidad sísmica es aproximadamente dos grados menor en dicha escala que en Bariloche y tres menor que en Potrerillos, lo cual confirma el relativo bajo riesgo sísmico que le corresponde al sitio.

Si se tiene en cuenta que por cada grado Mercalli de intensidad se duplica la agitación sísmica, es posible afirmar que, para igual tiempo medio, la agitación sísmica en la sierra del Medio es casi ocho veces menor que en Potrerillos, y que la probabilidad de que ocurra un terremoto mediano -por ejemplo, de grado siete es menor que uno en 100.000, valor que aumenta a aproximadamente uno en 300 para Bariloche y a uno en 120 para Potrerillos. La probabilidad de uno en 100.000 es

semejante a la que se registra para la ocurrencia del mismo sismo en Buenos Aires.

Para un terremoto destructivo de grado ocho, se ha estimado una probabilidad de ocurrencia de uno en un millón para la sierra del Medio o Buenos Aires, de uno en 6000 para Bariloche y de uno en 500 para Potrerillos. En otras palabras, si bien no es imposible que ocurra un sismo de gran magnitud en la sierra del Medio o en Buenos Aires, es sumamente improbable que el fenómeno se produzca.

Con un terremoto de grado ocho, Buenos Aires quedaría casi totalmente destruida y con toda seguridad morirían cientos de miles de personas. Sin embargo, los edificios porteños no se erigen ajustándolos a normas antisísmicas, porque se consideran seguras las construcciones que tengan una probabilidad de destrucción de uno en 100.000. En cambio, en un repositorio ubicado a 500 o 600 metros de profundidad, los daños de un sismo de esa magnitud serían menos importantes, porque los efectos se atenúan con el alejamiento de la superficie. Además, los contenedores estarían aislados de la roca por anillos de bentonita altamente compactada, la que actuaría como amortiguador en caso de terremoto.

- Movimiento de placas tectónicas

Entre los riesgos que afectarían a un repositorio de residuos nucleares en el norte de la Patagonia, se ha mencionado el que Sudamérica pueda dividirse en dos debido a la denominada mega fractura de Gastre.

Fenómenos de ese tipo, sin embargo, se relacionan con movimientos de placas tectónicas que requieren millones de años. La mencionada mega fractura, por ejemplo, es el resultado de alteraciones que tuvieron lugar durante el triásico superior, hace más de 100 millones de años. Un eventual quiebre del continente, en consecuencia, no se podría producir dentro de los 1000 años de duración de las barreras de ingeniería, ni de los 10.000 a 100.000 años necesarios para que la eventual llegada a la biosfera de pequeñas cantidades de productos radiactivos no tuviesen sobre la vida de ese momento efectos radiológicos mayores que los producidos por la radiación natural. Los tiempos geológicos tienen dimensiones muy distintas de los significativos para la vida humana: un acontecimiento geológicamente inminente puede suceder dentro de algunas decenas de millones de años. En el caso particular de la mega fractura de Gastre, no hay indicio alguno de que puedan tener lugar cambios significativos en los próximos 30 a 40 millones de años, de la misma manera que en el África, el proceso de fractura de las placas Africana y Somalí no tendrá lugar sino, por lo menos, después de treinta millones de años.

- Caída de meteoritos

Otro riesgo es que la destrucción de la barrera geológica ocurra como consecuencia de la caída de un meteorito de grandes dimensiones, por ejemplo, uno de 10 km de diámetro, semejante al que cayó sobre la Tierra hace sesenta millones de

años y provocó un importante cataclismo, entre otras cosas, la desaparición de casi todas las especies vivientes, incluidos los dinosaurios.

La figura 33 indica el intervalo medio transcurrido entre colisiones con la Tierra de objetos de diferente tamaño, y en ella se puede apreciar que los choques de objetos de gran tamaño son poco frecuentes. Por ejemplo, el impacto de un cuerpo de 100 m ocurre una vez cada 10.000 años, mientras que un objeto de 10 km de tamaño choca con la Tierra una vez cada 100 millones de años.

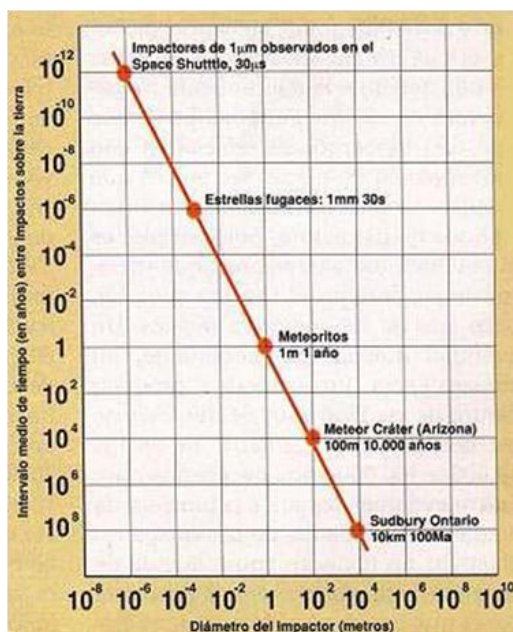


Figura 33, Tiempos medios (en años) que probablemente transcurrirían entre el choque con la Tierra de objetos de diferente tamaño (medido en metros)

Fuente, Norberto R. Ciallella, 1997, ARN Eliminación de Residuos Radiactivos de Alta Actividad, CIENCIA HOY, Volumen 7 Número 42

Para que un choque de esta naturaleza destruyera las barreras geológicas de un repositorio de residuos nucleares, haría falta que el cuerpo de grandes dimensiones cayera, precisamente, en la sierra del Medio. Por cierto, ello puede ocurrir, pero la probabilidad de que así sea es extremadamente baja: se la ha estimado en uno en 100 billones. De todos modos, si ocurriera tal impacto, las consecuencias para el planeta serían de tal magnitud que la destrucción de un repositorio como el que aquí se analiza no resultaría significativa.

- Riesgos individuales y colectivos

En repositorios de residuos nucleares, las barreras de ingeniería están diseñadas para garantizar un riesgo individual bajo. Las barreras geológicas, en cambio, tienen por finalidad disminuir el riesgo colectivo, que se origina por la irradiación en dosis muy bajas de muchas generaciones. Si sólo nos preocupara el riesgo individual, los contenedores se podrían dejar en la superficie terrestre o aun guardarse en

galpones en cualquier ciudad, sin que nadie estuviese sometido a riesgos significativos por tenerlos cerca.

El esfuerzo para garantizar un riesgo individual bajo es independiente del número de personas que habiten en las proximidades del repositorio, hecho que, por otra parte, es impredecible, pues no hay forma de estimar la densidad de población en los alrededores de la sierra del Medio dentro de 1000 o 10.000 años. La barrera geológica para prevenir el riesgo colectivo no apunta a proteger la población local sino a la de todo el planeta. Tal riesgo resulta que muchas generaciones puedan recibir dosis muy bajas y su causa no será un repositorio individual sino el conjunto de los que se construyan en la Tierra. El riesgo colectivo al que estarán sometidos quienes vivan dentro de 100.000 años será el mismo para todos, independientemente de donde vivan y de la ubicación de los repositorios. Hay por ello consenso internacional acerca de bajar la dosis colectiva tanto como sea posible, y por eso se utiliza la barrera geológica.

3.4.2 Cronograma del Proyecto

En la tabla 8 se puede ver el cronograma realizado en su oportunidad para el proyecto del repositorio.

Cronograma del Proyecto de Investigación y Construcción del Repositorio de Gastre	
1980	Inicio del relevamiento de las formaciones geológicas
1982	Inicio del estudio de factibilidad y anteproyecto de ingeniería de la construcción del repositorio. Inicio del estudio de matrices vítreas obtenidas por fusión y sinterizado
1983	Inicio de estudios de corrosión de los materiales estructurales del contenedor
1986	Inicio del estudio geológico de los macizos volcánicos de la fosa de Gastre
1987	Inicio del desarrollo y construcción del equipamiento para mediciones de conductividad hidráulica
1990	Inicio del estudio geológico e hidrogeológico de detalle del emplazamiento granítico de Sierra del Medio Determinación de características geomorfológicas e hidrogeológicas de la zona, conductividad hidráulica del macizo, agua subterránea. Perfiles. Mecánica de rocas sobre testigos. Modelación del comportamiento hidrogeológico.
1996	Construcción de un pique exploratorio.
1998	Construcción de un laboratorio de mecánica de roca a la profundidad del repositorio
2002	Inicio de la elaboración del proyecto definitivo
2005 a 2010	Inicio de la construcción del repositorio
2010 a 2015	Puesta en marcha del repositorio
2070 a 2075	Cierre del repositorio

Tabla 8-Cronograma del proyecto de investigación y construcción del repositorio.

Fuente, Norberto R. Ciallella, 1997, ARN Eliminación de Residuos Radiactivos de Alta Actividad, CIENCIA HOY, Volumen 7 Número

42

Como se observa en el cronograma anterior, el repositorio actualmente debería estar en la etapa de operación, por lo que se deduce que el atraso en la construcción de un RGP es una debilidad dentro de las actividades relacionadas con el ámbito nuclear de Argentina.

3.4.3 Estudio de Costos del repositorio

Queda fuera del alcance de este trabajo el estudio de costos realizados para el proyecto, solo se tomará como dato adicional el resultado del costo estimado realizado en su oportunidad.

El costo del repositorio se estimaba en 350×10^6 U\$S a valores de 1989, contemplando los costos totales del proyecto definitivo, la construcción, la operación y el cierre.

4.- Conclusiones

Se ha estudiado el estado actual de los residuos radiactivos, de dicho análisis se concluye que existe la necesidad (sin demora) de implementar un RGP

Los EECCQQ más antiguos datan de aproximadamente 30 años. El diseño de los EECC es tal que los materiales con los que se construyen las barras contenedoras del U se asegura su integridad por 50 años. Tomando en cuenta esto, solo podrían mantenerse en su disposición interina por no más de 20 años adicionales. Después de este tiempo deberán disponerse en repositorios pasivos. Dado que los tiempos para efectivizar un proyecto de un RGP son largos, Argentina estaría retrasada en el inicio de un proyecto de un RGP.

El almacenamiento de esos residuos -acondicionados en forma sólida- en formaciones geológicas profundas de características adecuadas, no ocasiona ni ocasionará en el futuro riesgos mayores que los aceptados normalmente en la vida diaria. El estado actual del conocimiento resulta suficiente para demostrar que pueden ser eliminados en forma Segura.

Las bases y criterios de diseño son conocidos y aceptados mundialmente. Los países más desarrollados se basan en los mismos; la OIEA es el referente principal para su consulta.

Las investigaciones realizadas en la sierra del Medio fueron alentadoras y permiten inferir que el lugar es apto para la instalación de un repositorio de residuos radiactivos de alta actividad, porque:

- i) la sierra del Medio se aloja en una faja de la corteza que fue inestable durante el jurásico y cretácico, entre 65 y 195 millones de años atrás. Desde entonces, se ha comportado como un bloque rígido;
- ii) en su interior no se ha registrado actividad volcánica o ígnea desde hace 215 millones de años;
- iii) estudios de riesgo sísmico en el área de Gastre demostraron que la probabilidad de que ocurra un sismo con consecuencias significativas para el repositorio es extremadamente baja: para un terremoto de grado siete en la escala de Mercalli, uno en 100.000; para uno de grado ocho, no alcanza a uno en 1.000.000.

Todo este estudio se puede tomar de referencia, utilizando las premisas del estado del arte actual, es decir comenzando primeramente por exponer una transparente gestión del proyecto, de manera que la población del lugar seleccionado sea el foco principal para su aceptación.

5.- Recomendaciones

- Cumplir con los principios básicos del uso de la energía nuclear
- Redefinir el alcance del plan nuclear argentino para limitar las dimensiones del repositorio, ya que en los últimos tiempos se habla de la construcción de un nuevo reactor de origen chino que se instalaría en el Sitio Atucha, constituyendo así la central Nuclear Atucha 3 con una potencia de diseño de 1200 MW brutos, que contará con una vida útil de 60 años y utilizará uranio enriquecido como combustible y agua liviana como refrigerante y moderador.
- Identificar las posibles restricciones de acuerdo a la legislación vigente de cada estado provincial, previa al inicio de un proyecto, es decir, establecer una política de estado clara y contundente respecto a la construcción de un RGP.
- Difundir ampliamente entre la población el alcance del proyecto y la necesidad de su implementación.
- Utilizar políticas transparentes relacionadas con las limitaciones del origen de los residuos a depositar, solamente deberán ser residuos generados en Argentina y establecer la prohibición de alojar residuos de origen extranjero.

6.- Bibliografía

- “Energía nuclear, ¿Qué es y para qué sirve? “ <https://energia-nuclear.net/>
- “Producción de los residuos radiactivos “(2019).
<https://www.catedraenresauco.com/>
- Ayelen Dichdji, (2018) “La Epopeya Antinuclear. El Caso de Gastre (Provincia de Chubut) Como Sumidero Radiactivo Frustrado en Argentina (1980-1990) “, Consejo Nacional de Investigaciones Científicas y Técnicas/Centro de estudios de la Argentina Rural-Universidad Nacional de Quilmes
- Denise Delbecq, (junio 2017) “Viaje al centro del átomo “, publicado en La Recherche, traducido y adaptado por CIENCIA HOY.
- <https://www.argentina.gob.ar/cnea/historia>
- IAEA Nuclear Energy, (2021). “Design Principles and Approaches for Radioactive Waste Repositories”. Series, N° NW-T-1.27
- Ley N° 25.018, (Sancionada: septiembre 23 de 1998, Promulgada: octubre 19 de 1998) REGIMEN DE GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS, Disposiciones Generales. Responsabilidad y transferencia. Programa Nacional de Gestión de Residuos Radiactivos. Financiación.
- Lic. Geol. Tay Such, Geol. Emilio Toledo, Dr. Geol. Héctor Colón, Lic. Víctor Delbuono, Florencia Agatiello, (diciembre 2016)- “Mercado del Uranio, Situación actual y perspectivas, informe especial, Ministerio de Energía y Minería, Dirección de economía minera”.
- Natalia Llana, (2019) “Nucleosíntesis y Abundancias de elementos pesados en el espacio interestelar, Introducción a la física nuclear “
- Norberto R. Ciallella, (1997), “Residuos Radiactivos de Alta Actividad: consideraciones sobre su eliminación final”, Publicado en Seguridad Radiológica, N° 16, pp. 7-42, 1997, ARN.
- Rafael Artacho Cañadas, Física del siglo XX, bloque 5, (2004) “Física Nuclear”, Departamento de Física y Química I.E.S. Padre Manjón.
- Zhu Liu, (2022) “Ciencia nuclear en detalle, Efecto Cherenkov”, Oficina de Información al Público y Comunicación de la OIEA.

-Comisión Nacional de Energía Atómica, (2020) Séptimo informe nacional, “Convención conjunta sobre seguridad en la gestión del combustible gastado y sobre seguridad en la gestión de desechos radiactivos”, República Argentina

-Docters A., Giomi, A.; (2020). Convención conjunta sobre seguridad en la gestión del combustible gastado y sobre seguridad en la gestión de desechos radiactivos. SÉPTIMO INFORME NACIONAL, Autoridad Regulatoria Nuclear: 164 p. Argentina.

-<https://www.foronuclear.org>

-NASA, <https://www.na-sa.com.ar>

-Páucar Jauregui, R.; (2011). Energía Nuclear: Riesgo y Oportunidad para Suramérica. Ed. IEDES: 136 p. Lima.

-Programa nacional de gestión de residuos radiactivos, (2020), Argentina, <https://www.argentina.gob.ar/cnea/Tecnologia-nuclear/>

-World Nuclear Association, <https://world-nuclear.org>

-IAEA Nuclear Energy Series, NE-BP, “Nuclear Energy Basic Principles”

- Folletería Insitucional de la Central Nuclear Embase y Sitio Atucha

7.- Anexos

7.1 Anexo 1: Plutonio 239

El Pu-239 se genera en el combustible nuclear cuando un neutrón incide sobre un núcleo de U-238.

La reacción se describe a continuación:

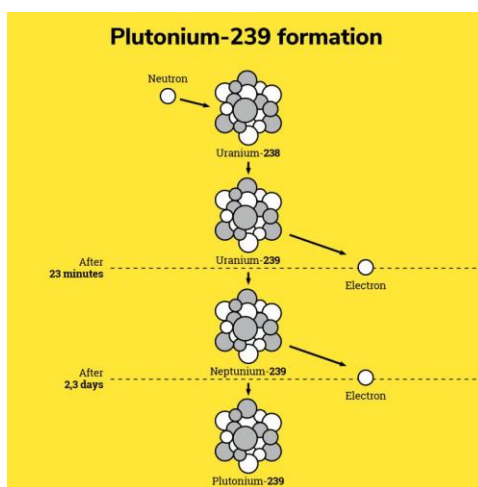


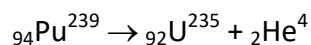
Figura A1-1, Formación del plutonio 239

(Fuente: <https://www.orano.group/en/unpacking-nuclear/all-about-plutonium>)

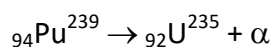
- En primer lugar, el U-238 es bombardeado por neutrones de alta energía y convertido en U-239 con la absorción de 1 neutrón
- El U-239 decae a Neptunio-239 por la emisión de 1 neutrón y un antineutrino por decaimiento β^-
- En el paso final, el Neptunio-239 pierde un electrón y un antineutrino para formar el Pu-239.

El Pu-239 es inestable, por lo cual pierde energía para alcanzar un estado estable por medio del decaimiento radiactivo. El Pu-239 libera una energía de alrededor de 5,245 MeV por decaimiento radiactivo.

Las siguientes ecuaciones muestran la descomposición del Pu-239 por decaimiento alfa



O bien,



El proceso de decaimiento del Pu-239 produce U-235 como nucleído hija. El Plomo-207 es el elemento estable producido al final de esta cadena de decaimiento α .

La cadena completa de decaimiento se puede describir por los siguientes decaimientos sucesivos:

Plutonio-239 \rightarrow Uranio-235 \rightarrow Thorio-231 \rightarrow Protactino-231 \rightarrow Actinio-227 \rightarrow Thorio-227 \rightarrow Radio-223 \rightarrow Radón- 219 \rightarrow Polonio-215 \rightarrow Plomo – 211 \rightarrow Bismuto-211 \rightarrow Plomo-207

El Pu-239 puede ser fisionado por neutrones rápidos o lentos. Cuando un neutrón lento es absorbido por este isótopo, la reacción de fisión produce más de dos neutrones. Se puede entonces iniciar una reacción en cadena en caso de que los neutrones liberados impacten sobre otros núcleos de Pu-239. El reprocesamiento de los EECCQQ da lugar a la recuperación del Pu-239 de los mismos, pudiéndose utilizar como combustible nuclear y generar mayor cantidad de energía.

Usos del Pu-239

Con alto grado de pureza puede producirse en grandes cantidades. Debido a sus propiedades, se utiliza en muchos reactores nucleares de potencia y en la producción de armas nucleares. A continuación se mencionan en detalle los usos del Pu-239:

- El Pu-239 recolectado del desmantelamiento de armas nucleares como también de reactores nucleares es una importante fuente de energía para generar electricidad. Alrededor de 10 millones de kilowatts-hora de electricidad se pueden producir a partir de 1 kg de Pu-239.
- Casi un tercio de la energía que se produce en una planta nuclear comercial proviene de fisiones del Pu-239. Las reacciones de fisión del Pu-239 ocurren en las mismas vainas del combustible donde es producido.
- Se pueden agregar pequeñas porciones de Pu-239 durante la fabricación de combustible nuclear para producir combustible nuclear conocido como combustible MOX (Mixed Oxides Fuels), el cual contiene una combinación de óxido de plutonio y óxido de uranio.
- El Pu-239 es un material físil usado en la fabricación de armas nucleares. Los sistemas de implosión se construyen utilizando Pu-239.

Riesgos de contaminación con Pu-239 y riesgos para la salud

Es una sustancia carcinogénica peligrosa. Debido a los muchos experimentos nucleares llevados a cabo en los últimos 50 años, cerca de 10.000 kilogramos de esta sustancia se han liberado a la atmósfera. La liberación de Pu-239 proveniente de armas y otras liberaciones accidentales han producido muchas contaminaciones localizadas. El Pu-239 es difícil de rastrear y detectar una vez que es liberado a la atmósfera o haya sido absorbido en el cuerpo humano.

En animales, se ha encontrado que altas exposiciones a esta sustancia causa enfermedades del tracto respiratorio, disminuye el tiempo de vida, y produce cáncer.

Efectos de la radiación alfa del Pu-239

El efecto carcinogénico del Pu-239 proviene de su radiación alfa (α). Las partículas alfa son más pesadas que las partículas beta y la radiación gamma (fotones de radiación), y viajan una distancia muy pequeña dentro del tejido viviente y lo hacen continuamente impactando el tejido y las células cercanas.

Dentro del cuerpo, el Pu-239 se deposita mayormente en los tejidos blandos, por ejemplo, hígado, médula ósea, en la superficies de los huesos como también en zonas no calcificadas de áreas de los huesos.

La radiación Gamma proveniente del Pu-239 es débil, por lo cual se requerirían altas cantidades de la sustancia para producir efectos por radiación gamma.

Efectos del Pu-239 en el cuerpo humano

La ingesta accidental del material es muy baja como así también los riesgos asociadas con ella. El riesgo principal para la salud proveniente de esta sustancia proviene de su inhalación que puede producir daño a los tejidos de los tubos bronquiales y los pulmones. Puede también ingresar accidentalmente al cuerpo humano al torrente sanguíneo a través de raspaduras o cortes en la piel. La deposición de Pu-239 puede en el largo término producir cáncer.

La vida media biológica del Pu-239 en el cuerpo humano varía según el lugar donde se deposita. En el hígado humano tiene una vida media biológica de 20 años y en los huesos es de alrededor de 50 años.

De todos los isótopos del plutonio, el Pu-239 es el que más se utiliza. A pesar de ser considerado una de las sustancias de mayor carcinogenicidad de todas las sustancias radiactivas, ha encontrado un uso extendido en los reactores nucleares y la generación de electricidad.

Recuperación del Pu-239 de los EECCQQ

Queda abierta la opción aún del reprocesamiento de los EECCQQ para la recuperación del Pu-239 lo cual debería hacerse en una instalación especial. La recuperación del Pu-239 involucra procesos complejos de tratamientos físicos y químicos que a su vez generan RRAA y que deben disponerse como tales.

7.2 Anexo 2: Principios básicos del uso de la energía nuclear.

PRINCIPIO 1 - Beneficios.

El uso de la energía nuclear debería proporcionar beneficios que superen los costes y riesgos asociados.

PRINCIPIO 2 -Transparencia.

El uso de la energía nuclear debe basarse en sistemas abiertos y comunicación transparente de todas sus facetas.

PRINCIPIO 3 - Protección de las personas y del medio ambiente.

El uso de la energía nuclear debe ser tal que las personas y el medio ambiente estén protegidos de conformidad con las normas de seguridad del OIEA y otras normas reconocidas internacionalmente estándares

PRINCIPIO 4 - Seguridad.

El uso de la energía nuclear debe tener debidamente en cuenta el riesgo del uso malintencionado de materiales nucleares y otros materiales radiactivos.

PRINCIPIO 5 - No proliferación.

El uso de la energía nuclear debe tener debidamente en cuenta el riesgo de la proliferación de armas nucleares.

PRINCIPIO 6 - Compromiso a largo plazo.

El uso de la energía nuclear debe basarse en un compromiso a largo plazo

PRINCIPIO 7 - Eficiencia de recursos.

El uso de la energía nuclear debe ser eficiente en el uso recursos.

PRINCIPIO 8 - Mejora continua.

El uso de la energía nuclear debe ser tal que busca avances en tecnología e ingeniería para mejorar continuamente la seguridad, economía, resistencia a la proliferación y protección del medio ambiente.

Acrónimos

AGE: Área de Gestión de Residuos Radiactivos Ezeiza
ALARA: As Low As Reasonably Achievable
ASECQ: Almacenamiento en Seco de Elementos Combustibles Quemados
CAB: Centro Atómico Bariloche.
CAC: Centro Atómico Constituyentes
CAE: Centro Atómico Ezeiza
CANDU: Canadian Duterium Uranium Reactor
CAREM: Central Argentina de Elementos Modulares
CG: Combustible Gastado
CNA 1: Central Nuclear Atucha 1.
CNA 2: Central Nuclear Atucha 2.
CNA U1: Central Nuclear Atucha Unidad 1
CNA U2: Central Nuclear Atucha Unidad 2
CNE: central Nuclear Embalse.
CNEA: Comisión Nacional de Energía Atómica.
CONUAR S.A.: Combustibles Nucleares Argentinos S.A.
DAP: Depósito de Almacenamiento Prolongado
DCMFEI: Depósito Central de Material Fisionable Especial Irradiado.
EECC: Elementos Combustibles
EECCG: Elementos Combustibles Gastados
EECCQQ: Elementos Combustibles Quemados
FACIRI: Facilidad de Almacenamiento de Combustibles Irradiados de Reactores de Investigación.
IAEA: International Atomic Energy Agency
INVAP: Investigaciones Aplicadas
MOX: Mixed Oxides
OGR: Organización de Gestión de Residuos
PEGRR: Plan Estratégico de Gestión de Residuos Radiactivos
PHWR: Pressurized Heavy Water Reactor
PISI: Planta de Irradiación Semi Industrial
PRAMU: Proyecto de Restitución Ambiental de la Minería del Uranio
PWR: Pressurized Water Reactor
RA-1: Reactor Argentino 1
RA-10: Reactor Argentino 10
RA-3: Reactor Argentina 3
RA-4: Reactor Argentino 4
RA-6: Reactor Argentino 6
RA-8: Reactor Argentino 8
RE: Residuos Exentos
RGP: repositorio geológico profundo.
RNA: Residuos de Nivel Alto
RNB: Residuos de Nivel Bajo
RNB-VC: Residuos de Nivel Bajo de Vida Corta

RNB-VL: Residuos de Nivel Bajo de Vida Larga

RNI-VC: Residuos de Nivel Intermedio de Vida Corta

RNI-VL: Residuos de Nivel Intermedio de Vida Larga

RNMB: Residuos de Nivel Muy Bajo

RRAA: Residuos Radiactivos de Alta Actividad

RVMC: Residuos de Vida Muy Corta

UA: Unidad de almacenamiento.

UBT: Unidad blindada de transferencia