

TERCER EJERCICIO

GRUPO A - SEGURIDAD NUCLEAR

TEMA 32

Gestión del combustible nuclear irradiado. Métodos de almacenamiento a corto, medio y largo plazo. Almacenamiento temporal y transporte de contenedores

ÍNDICE

1. Resumen.....	2
2. Relación con otros temas de la oposición.....	2
3. Introducción.....	3
4. Marco normativo	7
5. Fases de la gestión del Combustible Gastado	10
6. Licenciamiento contenedores de almacenamiento/transporte de combustible gastado.....	19
7. Licenciamiento de instalaciones de almacenamiento de combustible gastado	20
8. Almacenamiento definitivo: AGP	21
9. ANEXO	25

1. RESUMEN

El tema proporciona una visión global de cómo se realiza la gestión del combustible gastado en España. La estrategia de gestión de residuos radiactivos definida en el Plan General de Residuos Radiactivos se basa en unos principios de seguridad nuclear y de protección radiológica definidos por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) y la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP).

Partiendo del marco regulador vigente en el país, se detallan las distintas fases de la gestión del combustible gastado y las soluciones existentes para cada una de ellas (a corto y medio plazo: almacenamiento en piscinas o en seco en contenedores, en el emplazamiento de la central o en una instalación independiente; almacenamiento definitivo en un almacenamiento geológico profundo). Se trata el transporte como una etapa más de la gestión del combustible gastado.

Por otro lado, inscrito en este marco regulador, se describe brevemente el proceso de licenciamiento de los contenedores de almacenamiento y transporte, así como el de las instalaciones de almacenamiento de combustible gastado.

Finalmente, se desarrollan en mayor profundidad los conceptos básicos del almacenamiento definitivo en un AGP, la situación internacional en la materia, los avances en el caso español y las alternativas de I+D que se contemplan para minimizar el volumen de residuos a gestionar.

Se incluye un anexo con una figura aclaratoria y dos tablas que ilustran la situación actual en España respecto a la gestión del combustible gastado.

2. RELACIÓN CON OTROS TEMAS DE LA OPOSICIÓN

Primer ejercicio:

A. Legislación

12. Directivas de la Unión Europea en materia de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica. Mecanismos de transposición.

13. Acuerdos Internacionales sobre Energía Nuclear. Tratado de No Proliferación. Tratado EURATOM. Las convenciones de Seguridad Nuclear conjuntas sobre seguridad en la gestión del combustible gastado y sobre seguridad en la gestión de desechos radiactivos, Protección Física de Materiales Nucleares, Pronta Notificación y Asistencia Mutua en accidentes nucleares. Los convenios sobre Responsabilidad Civil por Daños Nucleares.

14. La Ley 25/1964, de 29 de abril sobre Energía Nuclear. Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas. Régimen de autorizaciones de estas instalaciones: Instrucciones Técnicas Complementarias. Reglamento sobre Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes. Instrucciones del Consejo de Seguridad Nuclear. El Plan Básico de Emergencia Nuclear. Directriz básica de protección civil ante el riesgo radiológico. La protección física de las instalaciones, los materiales nucleares y las fuentes radiactivas

16. Reglamentación en el transporte de sustancias nucleares y radiactivas. Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos del OIEA. Reglamento de la Unión Europea sobre Traslado de Sustancias Radiactivas. Reglamento nacional de transporte de mercancías peligrosas por carretera, ferrocarril, vía aérea y vía marítima.

B. Física y Tecnología Nucleares

6. Combustibles nucleares. Tipos. Propiedades. Diseño. Materiales. Evolución isotópica. Quemado.

7. Tratamiento de combustibles irradiados, opciones. Sistemas reelaboración. Problemas asociados.

8. Residuos radiactivos. Tipos. Origen. Gestión.

Tercer ejercicio

A. Seguridad nuclear

5. Cálculos de criticidad. Determinación del Factor Efectivo de Multiplicación. Análisis de piscinas de almacenamiento y fábricas de combustible.

33. Seguridad en el transporte de sustancias nucleares y materiales radiactivos. Autorizaciones.

B. Protección radiológica

14. Definición, clasificación y gestión de los residuos radiactivos sólidos.

16. Políticas y estrategias de gestión de residuos radiactivos en España. El Plan General de Residuos Radiactivos.

17. Seguridad y protección radiológica en las instalaciones de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos.

3. INTRODUCCIÓN

Combustibles nucleares son, de acuerdo con la definición recogida en la Ley 25/1964 de Energía Nuclear, las sustancias que pueden producir energía por un proceso de fisión nuclear. En las centrales nucleares españolas se utilizan elementos combustibles de dióxido de uranio ligeramente enriquecido, que tienen una utilización en el reactor de unos tres a cuatro ciclos de operación (entre 3 y 6 años, en función del tipo de instalación).

Por combustible irradiado o usado se entiende aquél que ha sido utilizado dentro del reactor, que se ha descargado permanentemente del mismo y que no se prevé que vaya a ser reutilizado. En la práctica, en España se utiliza el adjetivo "gastado", que se emplea para aquél combustible que, una vez alcanzado el quemado de descarga previsto en su diseño, ya no volverá a usarse, pasando a ser gestionado como residuo radiactivo. Dicha estrategia se encuadra en lo que se denomina un ciclo de combustible abierto, en el cual, una vez descargado del reactor y después de un período indefinido de almacenamiento temporal (bien en húmedo: piscinas, bien en

seco: contenedores), se procede al acondicionamiento y encapsulado del combustible gastado (CG) para su almacenamiento definitivo.

Por el contrario, en un ciclo de combustible cerrado, como el seguido en Francia y Reino Unido, el CG puede ser reprocesado para recuperar el uranio y plutonio remanente y reutilizarlos para fabricar nuevo combustible nuclear.

La diferencia principal en la gestión de los residuos resultantes en ambas opciones es que, en el caso del reproceso se obtienen productos vitrificados en vez del propio CG, que por sus características son gestionados como residuos de alta actividad (RAA), con requisitos similares a los del CG.

Existe una tercera opción actualmente en desarrollo, conocida como el ciclo cerrado avanzado, que complementa el ciclo cerrado con una fase de separación y transmutación de los actínidos minoritarios y algunos productos de fisión, reduciendo el inventario radiotóxico, y por tanto el volumen de RAA a gestionar.

A pesar de que España sigue un ciclo de combustible abierto, en el pasado se envió a Francia para reprocesar el CG de la central nuclear de Vandellós 1, estando pendiente el retorno de los residuos vitrificados procedentes de dicho reproceso. Además, en el inventario de RAA a gestionar, habría que añadir pequeñas cantidades de materiales fisionables obtenidos en el reproceso en el Reino Unido de combustible de la central nuclear de Santa María de Garoña anterior al año 1983.

Se define como gestión de los residuos radiactivos el conjunto de medidas técnicas y administrativas aplicadas desde que se genera el residuo hasta su almacenamiento definitivo y al que se aplica un sistema de protección radiológica.

El Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) ha establecido los principios de seguridad aplicables a la gestión de residuos radiactivos, que se resumen a continuación:

1. Asegurar un nivel aceptable de protección de la salud de los seres humanos y el medio ambiente
2. Tener en cuenta los posibles efectos para la salud humana y el medio ambiente más allá de las fronteras nacionales
3. Protección de las generaciones futuras, así como evitar que la gestión suponga una carga indebida para éstas.
4. Marco legal nacional apropiado que incluya una clara asignación de responsabilidades y contemple funciones reguladoras independientes
5. Reducción en la generación de residuos radiactivos al mínimo razonablemente practicable
6. Necesidad de tener en cuenta las interdependencias entre todas las etapas de generación y de gestión de los residuos radiactivos
7. La seguridad de las instalaciones utilizadas para la gestión de los residuos radiactivos deberá garantizarse de forma apropiada durante toda su vida, para lo que es necesario realizar la evaluación de la seguridad y del impacto radiológico en el largo plazo

En la gestión del combustible gastado (CG) y los residuos de alta actividad (RAA), como en toda práctica con radiaciones, los objetivos de protección radiológica, del público y del medio ambiente, se basan en el sistema de limitación de dosis recomendado por la Comisión Internacional de Protección Radiológica. Este sistema es la base del Reglamento español sobre protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes.

Durante el periodo de irradiación en el núcleo de un reactor, el combustible nuclear sufre una serie de cambios que determinarán las necesidades para su gestión posterior. Por un lado, el CG acumula un término fuente radiológico debido a los productos de fisión generados, a los transuránidos producidos mediante reacciones de captura neutrónica, así como a la activación neutrónica de los componentes estructurales de los elementos combustibles, que determinará las necesidades de confinamiento y blindaje durante las diferentes etapas de su gestión. La presencia de emisores alfa de vida larga, con períodos de semidesintegración de hasta miles de años, condicionan así su confinamiento durante periodos muy extensos de tiempo.

El término fuente radiológico implica además una potencia térmica residual en el CG que es preciso evacuar a un ritmo adecuado, al objeto de preservar su integridad. Esa potencia térmica residual es máxima en el momento de la descarga definitiva del combustible del reactor, debido al decaimiento de los emisores beta-gamma de vida corta, por lo que es necesario su almacenamiento inicial bajo agua y se reduce progresivamente con el paso del tiempo. Sólo después de un periodo de enfriamiento adecuado el CG puede acondicionarse para su almacenamiento y/o transporte a otra instalación.

Existen además otros factores, como la modificación de las propiedades mecánicas del material de las vainas del combustible durante su irradiación en el núcleo, que deben ser tenidos en cuenta durante las diferentes etapas de gestión por la amenaza que supone a la integridad del elemento.

Por otro lado, el balance entre el material fisil remanente en el CG y los venenos neutrónicos presentes en los productos de fisión determinarán las medidas que prevengan los riesgos de criticidad.

Así, la gestión del CG en el ciclo abierto se materializa en una serie de etapas que contemplan:

- Una fase de almacenamiento en húmedo en las propias piscinas de la central, que permita un decaimiento del inventario radiológico y de la potencia térmica residual del CG.
- Una fase de almacenamiento intermedio en húmedo en piscina, dentro del emplazamiento o en una instalación independiente, o en seco en contenedores de almacenamiento, en la propia instalación (Almacén Temporal Individualizado, ATI) o en una instalación centralizada (ATC, en instalaciones tipo silo o bóveda).
- Su almacenamiento definitivo en una formación geológica profunda (AGP), opción considerada como la más segura y eficaz por consenso científico, y

que consiste en la interposición de una serie de barreras de ingeniería y geológicas que permitan retardar la liberación de los radionucleidos a la biosfera, de forma que no supongan perjuicio a las personas ni al medio ambiente.

Aunque el momento del transporte del CG para su gestión intermedia o definitiva en España pueda retrasarse varios años, este transporte se considera una etapa más en la gestión del CG y está regulada por una serie de requisitos impuestos a los bultos de transporte, que tienen su base en el Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos del OIEA.

La política de la gestión de los residuos radiactivos y del CG se realiza en España a través del Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR), que contiene las estrategias y actuaciones necesarias para su gestión, incluyendo todas las etapas desde su generación y almacenamiento temporal hasta la disponibilidad de una solución definitiva.

Actualmente continúa vigente el Sexto PGRR, aprobado por Consejo de Ministros el 23 de junio de 2006, que prevé el almacenamiento temporal del CG y RAA en sistemas de almacenamiento en seco que garanticen su seguridad y la protección de las personas y del medio ambiente, durante los periodos de tiempo necesarios para proceder a su almacenamiento definitivo.

El Sexto Plan enfatiza, como objetivo estratégico, la conveniencia de disponer de un ATC para el CG y los RAA hasta la entrada en funcionamiento de una solución definitiva, y reorienta las actividades desarrolladas en planes anteriores en relación con el desarrollo de un AGP para el almacenamiento definitivo de estos residuos, a la consolidación y actualización del conocimiento adquirido, aprovechando los desarrollos internacionales en la materia.

Este plan ha sido actualizado en el Séptimo PGRR, cuya tramitación dio comienzo en marzo de 2020 y actualmente se cuenta con la versión revisada de 7 de noviembre de 2022, pendiente de aprobación por el gobierno. Si bien la estrategia de gestión del CG sigue fiel a las opciones establecidas en el Sexto Plan (almacenamiento temporal hasta el desarrollo de una instalación de almacenamiento definitivo), en el documento se abandona la idea de contar con un ATC y se centra en el proyecto de AGP, estableciendo tanto las fases temporales para el desarrollo del proyecto integral del AGP como las líneas estratégicas de actuación, que incluyen la consolidación y actualización del conocimiento adquirido en los proyectos llevados a cabo en España desde la década de los 80, el análisis y formulación de propuestas legislativas que establezcan el proceso de toma de decisiones y la definición del marco de participación ciudadana más adecuado, así como el establecimiento de un marco normativo y regulador que tenga en cuenta las características específicas de la instalación y los desarrollos internacionales más avanzados en la materia. Hasta poder contar con dicha instalación, la gestión intermedia será realizada en los propios emplazamientos de las centrales nucleares.

4. MARCO NORMATIVO

Almacenamiento

La gestión segura del CG se basa en los principios establecidos en la “Convención Conjunta sobre la seguridad en la gestión del combustible gastado y sobre seguridad en la gestión de residuos radiactivos”, bajo los auspicios del Organismo Internacional de Energía Atómica, que fue ratificada por España en el año 1999. Desde entonces, se vienen realizando cada tres años informes nacionales en los que se destacan los principales desarrollos y actuaciones en el ámbito de la gestión del CG y los residuos radiactivos llevados a cabo por España desde el anterior informe, justificando el cumplimiento de cada uno de los requisitos establecidos por la Convención.

De acuerdo con lo establecido en el artículo 28 de la Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre energía nuclear (LEN), las instalaciones nucleares se someterán a un régimen de autorizaciones emitidas por el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio (actualmente Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico, MITERD), previo informe preceptivo del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), oídas en materia de ordenación del territorio y medio ambiente las Comunidades Autónomas, cuyo desarrollo se realiza en el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas (RINR).

Según establece el artículo 38 bis de la LEN, la gestión de los residuos radiactivos, incluido el CG, y el desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares, constituye un servicio público esencial que se reserva a la titularidad del Estado, y que se encomienda a la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S. A., S.M.E. (ENRESA) de acuerdo con lo establecido en el PGRR aprobado por el Gobierno.

El PGRR es elaborado por ENRESA y aprobado por el Gobierno, a propuesta del MITERD, previo informe del CSN y oídas las Comunidades Autónomas en materia de ordenación del territorio y medio ambiente, industria y agentes sociales, así como el público en general a través de la página web del MITERD. Del Plan aprobado se da cuenta, posteriormente, a las Cortes Generales.

De acuerdo con el Real Decreto (RD) 102/2014, de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, que traspone la Directiva 2011/70/Euratom del Consejo, dicho Plan debe recoger las estrategias, actuaciones necesarias y soluciones técnicas a desarrollar en España en el corto, medio y largo plazo, encaminadas a la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, al desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares y al resto de actividades relacionadas con las anteriores, incluyendo las previsiones económicas y financieras y las medidas e instrumentos necesarios para llevarlas a cabo.

El RD 102/2014 también asigna a ENRESA las siguientes funciones (artículo 9.3):

- a) Tratar y acondicionar el combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, sin perjuicio de las responsabilidades que correspondan a los generadores de estos materiales o a los titulares de las autorizaciones a quienes se haya encomendado dicha responsabilidad.

- b) Buscar emplazamientos, diseñar, construir y operar instalaciones para el almacenamiento temporal y definitivo del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos.
- c) Establecer sistemas que garanticen la gestión segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos en sus instalaciones para almacenamiento temporal y definitivo.
- d) Establecer sistemas para la recogida, transferencia y transporte del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos.

Por otro lado, la Ley 14/1999 de Tasas y Precios públicos por servicios prestados por el Consejo de Seguridad Nuclear establece las tasas por emitir los informes para la aprobación de bultos destinados al almacenamiento de sustancias radiactivas y por la inspección y control del funcionamiento de las instalaciones de almacenamiento de residuos radiactivos que no están incluidas en la autorización de otra instalación nuclear y los precios públicos por concesión de apreciación favorable de nuevos diseños de contenedores de almacenamiento.

El Reglamento sobre seguridad nuclear en instalaciones nucleares, aprobado por RD 1400/2018, de 23 de noviembre, incluye específicamente en su ámbito de aplicación a las instalaciones de almacenamiento temporal de combustible nuclear gastado o residuos de alta actividad, estén o no en el mismo emplazamiento que una central nuclear. También establece, en su artículo 17, las funciones principales de seguridad en operación normal y accidentes postulados de las instalaciones de almacenamiento: control de la reactividad, refrigeración, confinamiento, blindaje y recuperabilidad.

El RD 1836/1999, de 3 de diciembre, por el que se aprueba el RINR establece el régimen de autorizaciones para las instalaciones nucleares. En concreto, los ATI se licencian como una modificación de diseño de la instalación nuclear en la que se encuentren. Esta modificación requiere, por su gran alcance, la solicitud de una autorización de ejecución y montaje (artículo 25.2 y 27).

Este RD también dispone el régimen de autorizaciones de los contenedores de almacenamiento. El Artículo 80 "Almacenamiento de combustible gastado" determina que los contenedores que se utilicen para almacenamiento de CG requerirán que su diseño haya sido aprobado por la Dirección General de Política Energética y Minas (DGPEM), previo informe preceptivo y vinculante del Consejo de Seguridad Nuclear. Por su parte, el Artículo 82 regula la apreciación favorable de nuevos diseños o modelos, que podrá ser incluida como referencia en cualquier proceso posterior de solicitud de alguna de las autorizaciones previstas en el Reglamento y el 83 la certificación y convalidación de nuevos diseños o modelos de contenedores de almacenamiento de CG.

En cuanto a las Instrucciones del Consejo de Seguridad Nuclear relativas a la gestión del CG y los RAA se destacan las siguientes:

- IS-20 sobre requisitos de seguridad relativos a contenedores de almacenamiento de combustible gastado. Esta instrucción define los criterios generales de diseño de los contenedores para las distintas funciones de

seguridad. También indica el contenido de los documentos que soportan la aprobación de diseño: el Estudio de Seguridad de almacenamiento (que incluye las Especificaciones Técnicas) y el Programa de Garantía de Calidad del contenedor y la necesidad de someter a autorización previa aquellas MD que impliquen una modificación de los criterios, normas y métodos bajo los que se concedió la aprobación de diseño. Por otro lado, establece las principales condiciones de la aprobación de diseño del contenedor, el periodo de validez de 20 años, las condiciones para su renovación y los requisitos de aplicación a los titulares de las aprobaciones y a los usuarios de los contenedores.

- IS-29 sobre criterios de seguridad en instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos radiactivos de alta actividad establece los criterios generales de diseño de la instalación de almacenamiento para garantizar las distintas funciones de seguridad del CG. También determina los requisitos básicos de operación de la instalación (establecimiento de límites y controles de la operación, operación basada en procedimientos, planes de emergencia y de seguridad física y programas de gestión vida, mantenimiento y experiencia operativa), el contenido de la evaluación de seguridad de la instalación (estudio de seguridad), las condiciones de actualización y de revisión de seguridad de la instalación, así como el tratamiento de las modificaciones de diseño de la instalación.

Transporte

La normativa de transporte de CG está recogida en los Reglamentos modales que afectan a todas las mercancías peligrosas dependiendo del modo de transporte que se vaya a utilizar (Acuerdo para el transporte de mercancías peligrosas por carretera –ADR-, Acuerdo para el transporte de mercancías peligrosas por ferrocarril –RID-, Código IMDG para el transporte marítimo e Instrucciones Técnicas del OACI para el transporte aéreo). En relación con los requisitos sobre el material radiactivo (Clase 7 dentro de la normativa citada) están basados todos ellos en las disposiciones incluidas en el documento del OIEA, Reglamento para el transporte seguro de material radiactivo, de referencia SSR-6. Este marco normativo es de carácter internacional y se complementa con normativa nacional, en general en forma de instrucciones del CSN.

La normativa de transporte permite la utilización de diversos tipos de bulto en función del riesgo que representa el material a transportar. Para el transporte de combustible gastado, es necesario que se lleve a cabo utilizando un bulto Tipo B-F (al contener sustancias fisionables). Este tipo de bultos debe disponer de una autorización de diseño emitida por la DGPEM,

El RD 1836/1999, por el que se aprueba el RINR establece, en su artículo 77, el régimen de autorizaciones relacionadas con el transporte de material radiactivo, entre las que se encuentran las autorizaciones de diseño de bulto.

En cuanto a las Instrucciones del CSN relativas al transporte de material radiactivo, se destacan las siguientes:

- IS-34 por la que se establecen criterios de obligado cumplimiento sobre las actuaciones a seguir en relación con: las medidas de niveles de

contaminación en vehículos, actuación y comunicación al CSN ante no conformidades, disponibilidad de personas y medios de ayuda en emergencias y vigilancia de vehículos y su carga durante operaciones de carga, descarga y entrega de bultos radiactivos.

- IS-35 por la que se establece el procedimiento de obligado cumplimiento en relación con el tratamiento de las modificaciones de diseño de bultos de transporte de material radiactivo con certificado de aprobación de origen español y de las modificaciones físicas o de operación que realice el remitente de un bulto sobre los embalajes que utilice.
- IS-38, en la que se concretan los contenidos mínimos y la periodicidad de la formación inicial y periódica que precisan recibir las personas implicadas en el transporte de material radiactivo, ya sean de empresas expedidoras, transportistas o destinatarias.
- IS-39, por la que se definen los procedimientos de control y seguimiento de la fabricación de embalajes para el transporte de material radiactivo que sean fabricados en España.
- IS-42 por la que se establecen los criterios de notificación al Consejo de sucesos en el transporte de material radiactivo.

5. FASES DE LA GESTIÓN DEL COMBUSTIBLE GASTADO

a. Corto y medio plazo

El almacenamiento del CG se realiza, mayoritariamente, en piscinas de combustible gastado hasta conseguir el enfriamiento y decaimiento de la actividad que permita su gestión mediante otros medios. Estas pueden estar situadas en las propias centrales nucleares en las que se genera o, en algunos países como Francia, se utilizan piscinas centralizadas que acogen el combustible proveniente de varias instalaciones. Las piscinas están construidas de hormigón armado con sus paredes recubiertas de una chapa (“liner”) de acero soldado y están diseñadas para evitar fugas y soportar eventos externos.

En la actualidad, ante la ausencia en España de una instalación para el almacenamiento centralizado del CG, la estrategia de gestión de las centrales para permitir su operación hasta las fechas de cese previstas en el Plan Nacional Integrado de Energía y Clima (PNIEC), se basa fundamentalmente en tres acciones: el aumento de la capacidad útil de sus piscinas, la transferencia del combustible a los ATI mediante contenedores de almacenamiento o de doble propósito (almacenamiento y transporte), y la ampliación de los ATI que estén próximos a saturación, ya sea mediante su re-densificación, sin ampliar el espacio físico que ocupa, o mediante la construcción de nuevas losas de almacenamiento.

En España, a medida que las PCG se han ido saturando, para aumentar su capacidad se han sustituido los bastidores por otros llamados “compactos” que aumentan el número de posiciones de almacenamiento mediante el uso

de las concentraciones de venenos neutrónicos adecuadas, que garantizan una configuración subcrítica en cualquier situación.

El agua de las piscinas cumple la función primordial de refrigerar el combustible nuclear gastado en las primeras etapas de su decaimiento radiactivo, mediante la extracción continua del calor residual generado por el combustible gracias a los sistemas de refrigeración redundantes de que dispone la piscina. Por otro lado, esta agua constituye un buen blindaje biológico contra la radiación emitida por el combustible irradiado y permite la inspección y el manejo seguro de estos elementos por parte de los trabajadores. La piscina dispone de los sistemas de purificación necesarios para mantener las condiciones de limpieza, química y radioquímica adecuadas que favorezcan la preservación de las propiedades mecánicas del CG y eviten su degradación.

Una vez que en las centrales se está próximo a alcanzar el límite de saturación de las piscinas de combustible gastado, para poder continuar con la operación normal, se procede a transferir el CG a instalaciones de almacenamiento en seco, que pueden estar situados en el propio emplazamiento (caso de los ATI, a la intemperie o en una nave) o estar ubicados en otro lugar (caso de los ATC, en silos o bóvedas).

En el caso de España, todas las centrales (tanto en operación como en parada o desmantelamiento), excepto las dos unidades de Vandellós, disponen de un ATI para el almacenamiento en seco del CG.

Los contenedores de almacenamiento de CG y sus sistemas auxiliares son equipos complejos que están diseñados para realizar todas las operaciones previstas, incluida su carga, acondicionamiento y transferencia al ATI, sin que éstas supongan riesgos inaceptables para la salud de los trabajadores, el público y el medio ambiente.

La industria ha desarrollado diferentes diseños de contenedores que se clasifican en los dos grupos conceptuales representados en la figura del anexo:

- Contenedores de doble propósito, diseñados para las modalidades de almacenamiento y transporte, que están constituidos por un cuerpo cilíndrico metálico rodeado de un blindaje neutrónico, que en su interior aloja un bastidor para el combustible, dotado de un absorbente neutrónico para garantizar la subcriticidad, y cuyo cierre se realiza mediante dos tapas empernadas provistas de sellos redundantes, que proporcionan un alto nivel de estanqueidad. La cavidad interior del contenedor se rellena con un gas inerte, generalmente Helio, para prevenir la degradación del combustible. El conjunto proporciona el blindaje contra la radiación gamma y neutrónica, el confinamiento del material radiactivo, así como el medio para la evacuación del calor residual del CG, que se ve favorecida mediante el uso de aletas metálicas (internas o externas).

Durante el periodo de almacenamiento, y para verificar que se mantiene la estanqueidad, se establece una vigilancia de la presión del espacio entre las tapas, que se rellena también de un gas inerte a una presión superior a la de

la cavidad interior, con el objeto de evitar la fuga de material radiactivo al ambiente.

Estos contenedores disponen de muñones para su elevación y manejo, y en la modalidad de transporte llevan adaptados en sus extremos sendos limitadores de impacto, que se emplean para amortiguar las fuerzas originadas en los accidentes de caída que se postulan en el diseño.

- Sistemas modulares, compuestos de cápsulas multipropósito, que alojan en su interior el CG, y que se introducen en módulos específicos para su almacenamiento o transporte.

Las cápsulas están constituidas por un cilindro de acero inoxidable, que aloja en su interior el bastidor provisto de absorbente neutrónico para garantizar la subcriticidad del contenido, y cuyo cierre se efectúa mediante una tapa soldada. Previo a su cierre, la cavidad interior se rellena con gas inerte a presión que, además de prevenir la degradación del CG, facilita la evacuación de la potencia térmica residual mediante su circulación natural. La cápsula proporciona así mismo la barrera de confinamiento del sistema.

El módulo de almacenamiento proporciona un blindaje frente a la radiación, así como un medio para evacuar la potencia térmica de la cápsula, para lo cual cuenta con conductos de entrada y salida de aire que permiten su circulación natural.

Por su parte, el módulo de transporte va provisto de una tapa de cierre empernada con junta de estanqueidad, que proporciona una barrera redundante de confinamiento (en transporte se denomina contención). Adicionalmente, este módulo dispone de muñones para su manejo y de limitadores de impacto.

En ambos casos se trata de diseños robustos capaces de mantener las funciones de seguridad en todas las condiciones que se postulan en su diseño. Miden alrededor de 5 metros de altura y pueden pesar hasta 170 toneladas.

Una vez cargados con CG en su interior (bajo agua), el contenedor o la cápsula multipropósito se extrae de la piscina de CG empleando para ello una grúa diseñada para cumplir el criterio de fallo único que impide la caída de la carga en caso de que se presente cualquier fallo aislado, ofreciendo un elevado nivel de seguridad. Posteriormente se realizan las operaciones para drenar y secar la cavidad interior, hasta alcanzar un nivel de humedad remanente que minimice la posibilidad de degradación del CG durante el tiempo de almacenamiento previsto. Seguidamente se rellena la cavidad con un gas inerte y se verifica que la fuga a través de la barrera de confinamiento del contenedor es consistente con las hipótesis consideradas en su diseño. Finalmente, el contenedor se traslada a su posición de almacenamiento en el ATI, empleando de nuevo dispositivos diseñados con el criterio de fallo único.

El cumplimiento de las funciones de seguridad del contenedor se basa en el principio de la seguridad pasiva, esto es, incorporando componentes cuya funcionalidad no depende de fuentes de energía externa, tanto en las

condiciones normales de almacenamiento, como en las situaciones de accidente que se postulan. Así, los contenedores se diseñan para:

- Evitar la criticidad del CG almacenado. El potencial para la criticidad del combustible, es decir, la capacidad para iniciar una reacción nuclear de fisión en cadena auto-sostenida es menor cuanto mayor haya sido el periodo de irradiación en el reactor.

Los métodos empleados para el control de la criticidad generalmente contemplan el uso de disposiciones geométricas favorables del CG y de los contenedores, combinadas con el uso de absorbentes neutrónicos, o “venenos”.

- Evacuar la potencia térmica residual del CG al ambiente.

Las desintegraciones radiactivas de los núcleos presentes en el CG generan una potencia térmica residual que es preciso evacuar al ambiente a un ritmo adecuado, con objeto de preservar la integridad tanto del CG como de los componentes del contenedor. Esa potencia térmica residual es máxima en el momento de la descarga definitiva del combustible del reactor, y se reduce progresivamente con el paso del tiempo durante las fases posteriores de almacenamiento.

El diseño térmico del contenedor debe demostrar que las temperaturas máximas sean inferiores a los correspondientes límites térmicos que garanticen la integridad del combustible y componentes del contenedor, y que la presión máxima en la cavidad interior cumple con los límites de diseño. Dicha demostración considera además las condiciones ambientales más desfavorables, como una temperatura ambiente conservadoramente superior a la registrada en los emplazamientos de almacenamiento, o el aporte de energía térmica en la superficie del contenedor resultante de su exposición a la radiación solar y la presencia de otros contenedores cargados a su alrededor.

La potencia térmica es evacuada al ambiente mediante una combinación de los procesos elementales de transmisión de calor, esto es, mediante conducción, convección y radiación. Generalmente todos los componentes del contenedor participan de alguna manera en la evacuación de la potencia térmica residual al ambiente, si bien, en algunos casos, el diseño incorpora componentes específicos para facilitar la evacuación, como puede ser el caso de aletas de refrigeración.

- Proporcionar blindaje contra la radiación.

Durante su irradiación en el reactor, el combustible acumula radioisótopos como los propios actínidos, los productos de fisión resultantes y productos de activación. Se hace por tanto necesario que el diseño de los contenedores incorpore los blindajes apropiados para atenuar la radiación de forma que no supongan un riesgo inaceptable para los trabajadores y el público.

Generalmente las emisiones alfa y beta quedan retenidas dentro de la matriz del CG. Sin embargo, la emisión de neutrónica y gamma, con un alto poder de penetración en la materia, requieren del uso de blindajes específicos.

El blindaje empleado en los dos diseños conceptuales de contenedor se configura de forma diferente. Para los sistemas modulares con cápsula multipropósito, el módulo de almacenamiento contiene una capa concéntrica gruesa de hormigón que envuelve a la cápsula, proporcionando el blindaje necesario frente a la radiación neutrónica y gamma.

En los contenedores de doble propósito, el blindaje contra la radiación gamma lo proporciona la gruesa envuelta de acero, complementado en algunos diseños con componentes de plomo. Estos diseños incorporan también un blindaje frente a la radiación de neutrones, constituido por un compuesto polimérico de baja densidad que reduce la energía de los neutrones, facilitando su absorción en un veneno neutrónico, generalmente boro.

En cualquier caso, las dosis de radiación que pueden recibir los miembros del público se reducen a valores lo más bajo posible y siempre por debajo de los límites admisibles de dosis. Para el diseño de los ATI la normativa establece una restricción de dosis efectiva anual inferior a 250 μSv (microSievert), a cualquier miembro del público que se localice más allá del área controlada, un 25% del límite de dosis vigente.

— Mantener el confinamiento del CG

Los contenedores de almacenamiento deben evitar la liberación de material radioactivo al ambiente, objetivo que se logra dotando al contenedor con una barrera de confinamiento con cierre redundante. Para los contenedores de cierre empernado, dicha redundancia se logra mediante el uso de sellos dobles de cierre dispuestos en las tapas de cierre. Se establece además una vigilancia de la presión del espacio ubicado entre ambas tapas de para alertar de una degradación de los sellos, de forma que se anticipen las acciones correctivas oportunas.

Para los diseños con cápsulas multipropósito, el cierre de la barrera se consigue mediante la soldadura de la tapa al cuerpo de la cápsula, que asegura una fuga nula al exterior. Los ensayos realizados sobre las soldaduras garantizan la efectividad de la barrera de confinamiento, que no requiere del establecimiento de una vigilancia específica.

Para los contenedores con cápsula soldada, así como para aquellos diseños con cierre empernado que garanticen un nivel de estanquidad consistente con una fuga nula, se considera que la emisión de efluentes al ambiente es inexistente y por tanto que dicha vía de exposición no supone un riesgo radiológico indebido para los trabajadores y los miembros del público.

Para el resto de los diseños se debe demostrar, considerando las hipótesis más desfavorables y con la máxima cantidad de material

radiactivo prevista, que las dosis están por debajo de los límites reglamentarios. En estas circunstancias, se debe cumplir que, en el límite de la instalación, la suma de las dosis recibidas por el público debida a la radiación atenuada por los blindajes y la resultante a partir de los efluentes liberados es también inferior a los límites aplicables.

Además de evitar la emisión de efluentes, la barrera de confinamiento tiene como función garantizar una atmósfera “inerte” en la cavidad interior, exenta de especies oxidantes. Con ello se contribuye a garantizar que se preserva la integridad del CG y de los componentes internos del propio contenedor.

- Asegurar la recuperabilidad del combustible en las condiciones postuladas en el diseño, con objeto de facilitar la gestión posterior del CG.
- Asegurar la integridad estructural del combustible y de la barrera de confinamiento del contenedor en todas las condiciones de diseño

En el diseño se postulan una serie de escenarios de accidente, entre los que se consideran caídas durante el manejo del contenedor, terremotos, tornados, inundaciones, incendios y temperaturas ambientales extremas. En estas situaciones se debe demostrar que la integridad del combustible es coherente con las hipótesis empleadas en los análisis de blindaje, térmico y criticidad. También se debe garantizar la capacidad de manejo del contenedor para facilitar su acondicionamiento posterior. Así mismo, se debe asegurar la integridad de la barrera de confinamiento, de forma que se garantice que las emisiones al ambiente no supongan un riesgo inaceptable para los trabajadores y miembros del público.

Como se ha indicado en la introducción, el vigente Sexto PGRR enfatiza, como objetivo estratégico, la conveniencia de disponer de ATC para el CG y los RAA hasta la entrada en funcionamiento de una solución definitiva. Sin embargo, la versión revisada del Séptimo PGRR abandona la idea de contar con un ATC y se centra en el mantenimiento de la capacidad de gestión de CG, RAA y residuos especiales (RE) en las centrales, mediante ATI. Además, prevé completar cada uno de estos ATI con una nueva instalación complementaria, o medidas adicionales, que permitan realizar las operaciones de mantenimiento y reparación de sus contenedores, para garantizar la función de recuperabilidad a nivel de contenedor. Estos ATI modificados, de los que se dispondría en todas las centrales españolas incluyendo a Vandellós II, pasarían a denominarse Almacenes Temporales Descentralizados (ATD).

Adicionalmente, el Séptimo PGRR contempla la construcción, en el emplazamiento de una de las centrales, de una instalación que disponga de los medios que permitan garantizar la función de recuperabilidad a nivel de elemento de combustible durante todo el periodo de vida de los ATD, hasta el traslado del CG, RAA y RE al AGP. Esta instalación dispondrá de una celda caliente de manipulación y de capacidad de almacenamiento para contenedores, que permita atender las potenciales contingencias en los ATD durante toda su vida operativa, así como de un laboratorio equipado con los medios necesarios para, en su caso, poder verificar e inspeccionar el estado del combustible y los residuos.

En la tabla del anexo se detalla el estado actual del almacenamiento del CG y los RAA en España, indicando el inventario almacenado en las piscinas y en los ATI, su capacidad, grado de ocupación y el tipo de contenedor utilizado, en su caso.

b. Transporte

Se considera transporte del CG cuando el contenedor cargado se desplaza fuera del emplazamiento. En este caso se debe cumplir con la normativa de transporte definida en el apartado 4. Sin embargo, cuando el contenedor cargado se mueve dentro del emplazamiento sin utilizar ninguna vía pública (por ejemplo, desde el edificio de combustible hasta su disposición en el ATI) no se considera transporte y se habla de “traslado”.

Como resumen de los requisitos de transporte, los siguientes aspectos son los más destacados:

- La necesidad de que los bultos utilizados estén aprobados por la DGPEM.
- La necesidad de que se lleven a cabo una serie de controles antes de la expedición, para verificar que se siguen manteniendo las condiciones de seguridad en el transporte.
- La necesidad de disponer de una serie de medidas administrativas durante el transporte tales como requisitos de documentación, necesidad de autorización específica de transporte, medidas adicionales de tráfico para el transporte de grandes equipos.

En relación con la aprobación de diseño del contenedor como bulto de transporte, las funciones de seguridad que se exigen al bulto son similares a las requeridas para el contenedor de almacenamiento, con las siguientes diferencias:

- Todas las funciones de seguridad se deben cumplir en cualquier condición de transporte. Las condiciones de transporte son: condiciones rutinarias, o sin incidentes; condiciones normales o con pequeños incidentes; y condiciones accidentales.
- En relación con la evaluación térmica, la normativa de transporte requiere limitaciones de temperatura de la superficie del contenedor durante el transporte. En el diseño se debe tener en cuenta también las condiciones de un accidente de fuego.
- En relación con la evaluación del blindaje, el transporte de dichos contenedores tiene un riesgo adicional al contemplar su paso por vías públicas, por lo que para su transporte se imponen unos requisitos más estrictos en relación con la tasa de dosis de la superficie del contenedor (máximo 10 mSv/h), sobre la superficie del vehículo (máximo 2 mSv/h) y a dos metros del vehículo (0.1 mSv/h).
- En la modalidad de transporte, el término confinamiento hace referencia a las características del bulto destinadas a preservar la seguridad frente a criticidad. Por ello, para hacer referencia a la capacidad del bulto para evitar la dispersión del material radiactivo durante su transporte se emplea el

término “contención”, que es análogo al término “confinamiento” empleado en la modalidad de almacenamiento.

- No se establecen criterios para asegurar la recuperabilidad del combustible ni su integridad estructural, Las diferentes funciones de seguridad requeridas deberán contemplar las condiciones reales del combustible (incluida su posible reconfiguración).

Así pues, las hipótesis empleadas en las evaluaciones de las funciones de seguridad marcarán las condiciones envolventes que deberá tener el combustible para ser cargado en el contenedor.

Por otra parte, el cumplimiento de las diferentes funciones con las condiciones de transporte citadas anteriormente se demuestra sobre la base de una serie de justificaciones y ensayos encadenados sobre el bulto, un modelo a escala, o mediante el uso de códigos validados, claramente definidos en la normativa, que pretenden demostrar que el comportamiento del bulto sigue siendo seguro teniendo en cuenta la acumulación de los daños de cada ensayo, a diferencia del almacenamiento, que postula los sucesos de forma independiente.

En relación con la necesidad de llevar a cabo controles previos al transporte, se requiere que se demuestre el cumplimiento con los requisitos de la normativa. En el caso de bultos que hubieran estado almacenados antes del transporte, la normativa requiere que se implanten sistemas de gestión de envejecimiento que permitan garantizar que durante el almacenamiento no se degradan las condiciones del contenedor.

En relación con la necesidad de disponer de medidas administrativas durante el transporte, se requiere una autorización específica de transporte, en la que se analice la protección radiológica y el sistema de gestión asociados a dicha actividad, así como que se verifique el cumplimiento de los controles previos al transporte. Otro tipo de medidas administrativas está requerido dentro del marco de la seguridad vial (medidas relacionadas con el transporte de mercancías pesadas y voluminosas) y de seguridad física.

c. Almacenamiento definitivo

Existe un amplio consenso en el ámbito internacional sobre la opción de almacenamiento definitivo del CG y los RAA en formaciones geológicas profundas. En España se lleva trabajado desde el año 1985 en el estudio de diferentes opciones de almacenamiento definitivo en profundidad, siguiendo cuatro líneas básicas de acción, definidas a lo largo de los sucesivos PGRR:

- Plan de Búsqueda de Emplazamientos, que se desarrolló entre 1986 y 1996. En este Plan se concluyó que existen en el subsuelo de la geografía española abundantes formaciones graníticas, arcillosas y, en menor medida, salinas, susceptibles de albergar una instalación de almacenamiento definitivo, verificándose la existencia de una amplia distribución geográfica de localizaciones que, en principio, podrían resultar válidas. Como resultado de estos trabajos se dispone de un Inventario de Formaciones Favorables para albergar el AGP.

- Realización de diseños conceptuales de una instalación de almacenamiento definitivo en cada una de las litologías indicadas, buscando la máxima convergencia entre ellas.
- Desarrollo de los ejercicios de evaluación de la seguridad de dichos diseños conceptuales, en los que se ha integrado el conocimiento alcanzado en los trabajos y proyectos realizados a partir de los sucesivos planes de I+D de ENRESA, y en los que se pone de manifiesto que los almacenes geológicos permiten cumplir con los criterios de seguridad y calidad aplicables a este tipo de instalaciones.
- Igualmente se procedió al diseño genérico, y a la evaluación asociada de seguridad de sendos diseños básicos y conceptuales de la mencionada instalación, adaptados a un medio hospedante tipo granito y tipo arcilla.

En las versiones disponibles del Séptimo PGRR se considera que la opción preferente y básica es el almacenamiento temporal, seguido de una instalación de almacenamiento definitivo que, a los efectos de cálculos económicos y de planificación, entraría en operación a partir del año 2073. Las principales líneas estratégicas que define para la gestión definitiva del CG y RAA son:

- Actualización del conocimiento y tecnologías, a partir de la información disponible y los desarrollos de programas internacionales de I+D.
- Planteamiento de un marco legal y de los procedimientos necesarios para el lanzamiento de un programa de AGP en España, en línea con los desarrollos internacionales.
- Elaboración de la documentación de base para la toma de decisiones en la selección del emplazamiento, teniendo en cuenta la experiencia previa nacional e internacional en la materia.
- Desarrollo de la documentación genérica de la instalación y de la metodología de evaluación del comportamiento teniendo en cuenta los diseños básicos, la influencia positiva del mayor tiempo de enfriamiento proporcionado por el almacenamiento temporal previo y la actualización del conocimiento.

El Séptimo Plan también incluye un programa tentativo de desarrollo del proyecto AGP que comprende las siguientes etapas, así como un plan para el periodo posterior a la vida operativa del AGP:

- Actualización del conocimiento (hasta 2025)
- Adopción del marco legislativo y procedimental (2026-2028)
- Proceso de selección del emplazamiento (2029-2032)
- Análisis de los emplazamientos y selección del candidato definitivo (2033-2039)
- Caracterización del emplazamiento, verificación de su idoneidad e inicio del licenciamiento (2040-2059)
- Construcción y autorización de explotación (2060-2071)
- Operación (2073 en adelante)

6. LICENCIAMIENTO DE CONTENEDORES DE ALMACENAMIENTO/TRANSPORTE DE COMBUSTIBLE GASTADO

Como se ha indicado en el apartado 4, el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas establece las bases para el licenciamiento de los contenedores y de las instalaciones de almacenamiento en que se ubican. Por un lado, es preciso la aprobación del diseño del contenedor en base al artículo 80 del RINR para almacenamiento y al artículo 77 del RINR para su uso como bulto de transporte. Por otro lado, es necesaria la autorización de la instalación de almacenamiento que en el caso de los ATI se tramita como una modificación de diseño de la central nuclear en que se ubique, de acuerdo con lo establecido en el artículo 25 del RINR.

La seguridad del almacenamiento y transporte del CG en los contenedores se garantiza mediante el estricto cumplimiento de los requisitos contenidos en la normativa aplicable, que se orientan en verificar el cumplimiento de las funciones de seguridad mencionadas previamente.

Los requisitos de seguridad aplicables a los contenedores de almacenamiento se desarrollan en la instrucción del CSN IS-20, que además incluye requisitos aplicables a la fabricación, el uso, las modificaciones de diseño y la garantía de calidad.

De acuerdo con esta Instrucción, las aprobaciones de diseño de los contenedores se conceden por un periodo máximo de 20 años, siendo posible su renovación previa justificación de que el almacenamiento del CG no ha afectado adversamente a las estructuras, sistemas y componentes del contenedor importantes para la seguridad. Esta justificación requiere de la elaboración de un Plan de Gestión de Vida (PGV) del contenedor, en el que se contemple un programa de acciones de gestión del envejecimiento, con el objetivo de alcanzar la vida útil del contenedor sin deterioro de la seguridad, y manteniendo el cumplimiento de sus bases de licencia.

Los PGV, que son específicos de cada diseño de contenedor y contenido, comprenden las siguientes etapas: alcance y selección de componentes del contenedor que deban incluirse en el PGV, revisión de la gestión del envejecimiento, en la que se evalúa el comportamiento de estos componentes frente a los potenciales mecanismos de degradación y etapa de resolución, en la que se propone resolver cada par material-mecanismo de degradación identificado en la etapa anterior mediante la realización de un análisis que demuestre que la degradación sufrida es insuficiente para impedir el desarrollo de la función de seguridad a lo largo del periodo de operación considerado.

Los requisitos de seguridad del contenedor como bulto de transporte se encuentran recogidos directamente en la reglamentación modal del transporte (ADR, RID, IMDG e instrucciones técnicas del OACI). Esta se complementa con los requisitos incluidos en las diversas Instrucciones citadas en el apartado 4, en relación con la fabricación, uso y el tratamiento de las modificaciones de diseño.

Las aprobaciones de diseño de los contenedores como bultos de transporte se conceden por un período aproximado de 5 años. No hay un requisito específico en la normativa para fijar este valor, aunque hay un consenso amplio en los diferentes

países, cuya explicación hay que encontrarla en las frecuentes revisiones de la reglamentación de transporte (cada dos años).

La evaluación técnica realizada por el CSN verifica el cumplimiento con la normativa aplicable, comprobando que los métodos y resultados obtenidos son adecuados para todos los análisis implicados, y que dichos métodos y códigos de cálculo han sido debidamente validados. En algunos casos, el CSN también contrasta los resultados realizando análisis independientes, empleando métodos distintos a los empleados por el diseñador.

En la tabla 2 del anexo figuran los contenedores licenciados actualmente en España, con los datos de las instalaciones en que se emplean, sus contenidos aprobados, el titular, el diseñador, el fabricante y la fecha del primer uso.

Debido a la incertidumbre sobre la disponibilidad del ATC y con objeto de garantizar la operación de las centrales hasta la fecha de cese prevista en el PNIEC y el posterior vaciado de las piscinas de CG en menos de tres años tras su cese, ENRESA ha considerado que la mejor opción de futuro es unificar el tipo de contenedor a utilizar en las instalaciones y, tras la experiencia adquirida de más de 20 años de gestión de sistemas de almacenamiento en seco de CG, se ha definido como opción más favorable el uso de sistemas modulares con cápsulas soldadas, complementado con módulo para su transporte fuera de la instalación. En concreto, el modelo seleccionado es el HI-STORM FW de Holtec International.

Este sistema único permitirá el almacenamiento en seco del CG que se genere en las centrales de Ascó, Cofrentes, Almaraz y Vandellós II. Deberá ser autorizado por la DGPEM y con él se pretende optimizar los costes, flexibilizar los suministros y equipamientos auxiliares, así como mejorar la transmisión de experiencias y conocimientos.

7. LICENCIAMIENTO DE INSTALACIONES DE ALMACENAMIENTO DE COMBUSTIBLE GASTADO

Como se ha indicado anteriormente, el proceso de licenciamiento de los ATI se gestiona como una modificación de diseño de la instalación nuclear a la que se va a asociar. Por tanto requiere, según establece el RINR, que el titular solicite las autorizaciones de ejecución y montaje (SAEM) y de puesta en marcha (SPEM).

En la SAEM se debe incluir:

- Un listado de la normativa a aplicar en el diseño, construcción, montaje y pruebas
- El diseño básico del ATI, que constará de la losa/s sísmica (a la intemperie o dentro de un edificio) y del contenedor
- Un análisis de la compatibilidad del ATI y la instalación, en el que se incluyen consideraciones geotécnicas, condiciones ambientales, herramientas manejo, impacto radiológico (límites IS-29) y seguridad física
- Otras MD asociadas: re-cualificación de grúas de manejo del contenedor

- La organización prevista y el Programa de Calidad del proyecto

Por otro lado, los aspectos adicionales a considerar en la SPEM serían:

- Actualización de los documentos oficiales de explotación: Estudio de Seguridad, especificaciones técnicas de funcionamiento, PGRRyCG y Manual de Protección Radiológica y de otros documentos y procedimientos afectados
- Pruebas, inspecciones y mantenimiento (pre-operacionales y tras la puesta en marcha)
- Plan de Garantía de calidad, Planes de emergencia y Plan de protección física

Todos estos aspectos son revisados por el CSN en sus evaluaciones, que sirven de soporte al informe preceptivo y vinculante necesario para que la DGPEM conceda las autorizaciones.

8. ALMACENAMIENTO DEFINITIVO: AGP

El almacenamiento geológico profundo es la última etapa del ciclo de combustible. Consiste en el almacenamiento del CG y los RAA en el seno de una formación geológica a una profundidad de entre 500 a 1000 m. Actualmente es la opción elegida, por consenso científico generalizado, como la más segura y eficaz para la gestión final del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos de alta actividad. La clave de su seguridad se basa en un diseño multibarrera constituido por elementos pasivos, intrínsecamente seguros, que no dependen del mantenimiento ni de la intervención humana a largo plazo.

La gestión definitiva del CG y de los RAA se apoya en dos objetivos fundamentales:

- *Estrategia de Seguridad y Protección Radiológica*: Los residuos radiactivos de alta actividad deben ser acondicionados y aislados para evitar la emisión de sustancias radiactivas que pueden alcanzar la biosfera en concentraciones inaceptables, antes de que su decaimiento las haga inocuas. Por tanto, es necesario asegurar la protección radiológica de acuerdo con los principios establecidos en las directivas internacionales, que se basan en las recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica, en concreto la ICRP 122.
- *Responsabilidad con las generaciones futuras*: Por las características del CG/RAA, el aislamiento de los residuos debe garantizarse durante largos períodos de tiempo (desde cientos de miles de años hasta un millón de años), sin la necesidad del mantenimiento permanente de la integridad del sistema de almacenamiento y sin la necesidad de establecer medidas activas para garantizar el objetivo de seguridad.

Sobre estos criterios se establecen los principios y la normativa de seguridad que rigen y condicionan el diseño, la construcción, la operación y la clausura de los sistemas de almacenamiento definitivos.

Uno de los conceptos clave para el AGP es el de defensa en profundidad, que consiste en establecer niveles sucesivos de protección en forma de funciones de seguridad y

de barreras naturales y artificiales, para garantizar la seguridad tanto en condiciones esperadas como inesperadas, en el presente y a largo plazo.

Los residuos, que por su composición dificultan los procesos de disolución, constituyen una primera barrera. Estos se introducen en **contenedores metálicos** resistentes a la corrosión u otras formas de degradación, que constituyen la barrera de contención durante el periodo inicial en el que se producen la mayor parte de los procesos de desintegración de los productos de fisión. Los **materiales de relleno y sellado** (bentonita) protegen el contenedor, minimizan el flujo de agua y generan un ambiente químico favorable que retarda y atenúa la salida de radionucleidos. La **barrera natural** constituida por la formación geológica que hospeda el sistema de almacenamiento es la barrera fundamental a largo plazo, ya que protege a las barreras de ingeniería. La barrera geológica genera un ambiente químico, mecánico, térmico e hidrogeológico estable, limitando el flujo de agua (principal agente movilizador y de transporte de radionucleidos en este contexto) y retardando la migración hacia la biosfera de los radionucleidos potencialmente liberados.

Por ello, a las formaciones geológicas candidatas a albergar un AGP se les piden una serie de requisitos mínimos, relacionados con la estabilidad tectónica (carencia de fallas activas y baja sismicidad), estabilidad mecánica y térmica (viabilidad de construcción y operación), impermeabilidad y bajo flujo de agua subterránea y capacidad de retardo al movimiento de radionucleidos y química favorable de las aguas subterráneas.

Las rocas estudiadas que cumplen estos requisitos en mayor o menor medida según sus características son las arcillas, la sal y las rocas cristalinas (magmáticas, metamórficas o volcánicas, tales como granito, gneis, basalto o toba). La profundidad a la que deben emplazarse los residuos depende en gran medida del tipo de formación seleccionada y de la capacidad de aislamiento de aquellas que rodean a la roca hospedante del AGP.

La seguridad del AGP se evalúa mediante sucesivos Estudios de Seguridad, realizados en las distintas etapas de su desarrollo, incorporando en cada una de ellas los nuevos conocimientos adquiridos, desde el diseño genérico, la selección del emplazamiento, caracterización, construcción y explotación, hasta su desmantelamiento y cierre, tomando como base los requisitos reguladores establecidos a tal efecto. En este proceso iterativo se modelizan tanto el término fuente como la biosfera y se evalúa el comportamiento del sistema de almacenamiento en su conjunto (emplazamiento e instalación, barreras naturales y artificiales) y su evolución a muy largo plazo (periodo posterior al cierre), considerando las incertidumbres en los datos y analizando distintos escenarios de fallo de barreras y sistemas de seguridad mediante programas de AGP avanzados.

- Situación internacional

En el ámbito internacional no son muchos los países que tengan ya un planteamiento completo de su AGP. Destacan Estados Unidos, con su instalación WIPP en Nuevo México para residuos de larga vida provenientes del programa militar americano y Finlandia en la que Posiva (responsable de llevar a cabo el proyecto) lleva

construyendo desde 2015 las instalaciones subterráneas de su AGP en Olkiluoto, a unos 500 m de profundidad. En 2021 presentó la solicitud de autorización de explotación del AGP.

Amparado bajo un marco normativo específico para este proyecto y reforzado por los trabajos en su laboratorio subterráneo de investigación (en formación de roca cristalina a 455 metros de profundidad) Finlandia ha conseguido, mediante un proceso transparente y basado en el diálogo social, un emplazamiento elegido voluntariamente y el apoyo de la opinión pública.

Francia también está a la cabeza del grupo internacional, con un emplazamiento elegido desde 2006 (Cigéo, en Meuse/Haute-Marne) y una detallada hoja de ruta para el desarrollo del proyecto. Andra, la Agencia nacional para la gestión de residuos radiactivos, presentó en 2023 la solicitud para la autorización de construcción del AGP en arcillas a unos 490 metros de profundidad. En el caso francés destacan las actividades de diálogo social, llevadas a cabo mediante debates públicos, conferencias ciudadanas y comités locales de información, y los variados comités de acompañamiento del proceso.

En Suecia, la SKB (Compañía sueca para la gestión del CG y los RR) dispone de un laboratorio subterráneo en Äspö, al norte de Oskarshamn (en roca cristalina, a 460 metros de profundidad) y de emplazamientos para la planta de encapsulamiento y para el AGP (en los municipios de Oskarshamn y Östhammar, respectivamente). En 2022 el gobierno sueco concedió dos licencias separadas para construir y operar la instalación de encapsulamiento y el AGP y se espera que en 2024 se lleve a cabo el proceso formal de licenciamiento para iniciar la construcción de ambas instalaciones.

- Situación actual en España

A raíz de la misión Artemis realizada por la OIEA en 2018 y refrendada por la versión inicial del Séptimo PGRR, se ha reactivado en España el trabajo para la concepción de un proyecto de AGP, definiéndose la estrategia global en una Hoja de Ruta elaborada por el grupo de trabajo entre el MITERD, el CSN y Enresa.

El objetivo de este grupo de trabajo es el análisis y desarrollo de propuestas de instrumentos legales y normativos adecuados para el desarrollo del proyecto en España, la definición de las etapas, los actores y las responsabilidades en cada una de ellas, los puntos de decisión y la definición de otras actuaciones y/o programas a desarrollar, como el diálogo operador-regulador, campañas de información pública, etc.

En la Hoja de Ruta se establecen las pautas para el desarrollo de un marco legal, reglamentario y procedimental para el AGP y un programa técnico que comprende tanto la planificación de las fases y principales actividades como un calendario tentativo.

- Alternativas para minimizar volumen a gestionar: transmutación/separación (I+D)

A lo largo de los últimos años también se ha realizado un esfuerzo importante en investigación sobre tecnologías de separación avanzada y transmutación, que permitirían, en primer lugar, una separación de los actínidos minoritarios y, posteriormente, mediante la utilización de reactores de diversos tipos o conjuntos subcríticos, obtener menores volúmenes de RAA que, además, teóricamente serían de periodos más cortos, si bien implicarían un mayor volumen de residuos especiales.

Sobre esta opción hay que tener en cuenta lo siguiente:

- Se trata de una opción teórica para reducir el inventario tóxico de los residuos a gestionar.
- Requiere de importantes esfuerzos de I+D, que se deberán abordar desde una perspectiva de cooperación internacional. Se ha aprobado la construcción de un transmutador europeo, con sede en Bélgica.
- No eliminará la necesidad última de gestión definitiva de una cantidad significativa de residuos radiactivos, puesto que, a pesar de la posible reducción de volumen de RAA, aumenta el de residuos especiales. Por lo tanto, seguirá siendo necesario un almacenamiento geológico profundo.
- Implicará el reprocesado previo del CG, tratamiento posterior y significativas inversiones en instalaciones de transmutación, que serán difíciles de acometer en un ámbito exclusivamente nacional.

9. ANEXO

Figura 1: Tipos de contenedores

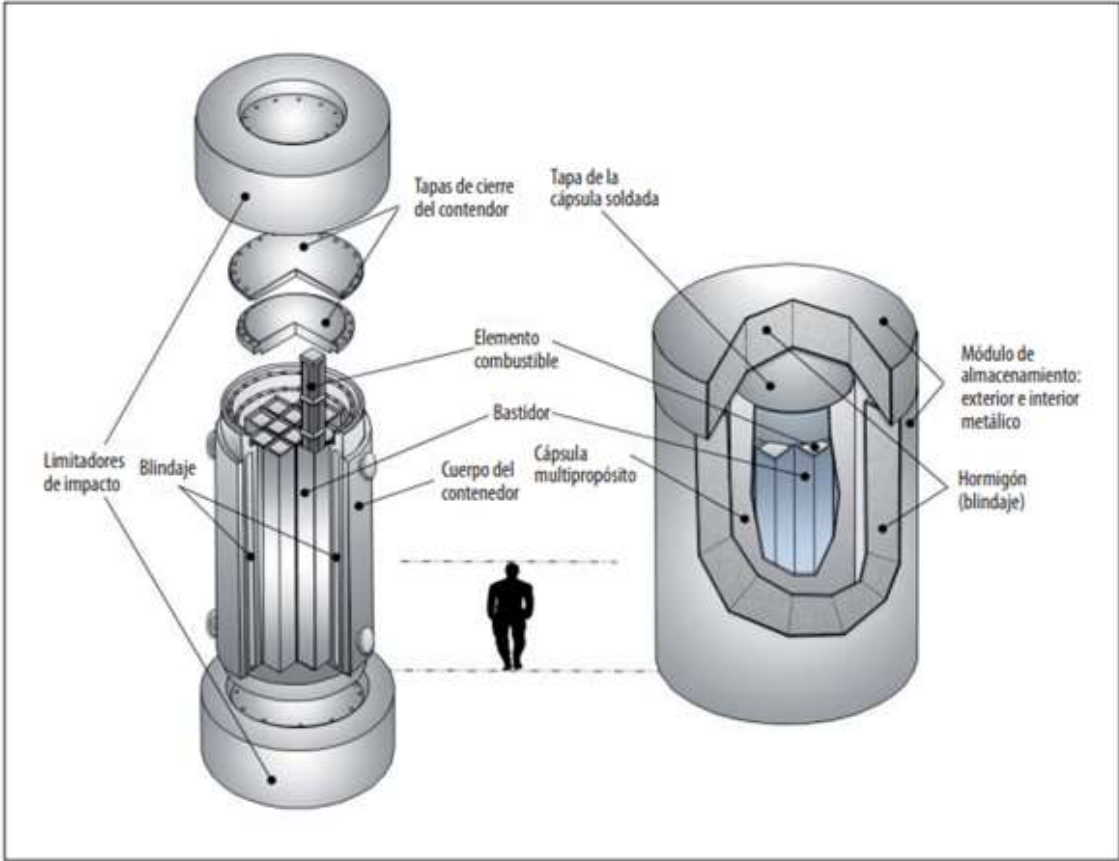


Tabla 1. Inventario de CG y situación de las instalaciones de almacenamiento de las centrales nucleares españolas a 01-01-2022

Central nuclear		Capacidad de almacenamiento autorizada	CG almacenado	
			Nº de Elementos (grado ocupación*) y Tipo Contenedor(nº)	Toneladas de Uranio (tras irradiar)
Almaraz	Piscina Unidad 1	1.804	1.604 (98%)	699
	Piscina Unidad 2	1.804	1.536(95%)	669
	ATI (EC)	640	192 (30%)	84
	Contenedor (nº)	20 ENUN 32P	ENUN 32 P (6)	
Ascó	Piscina Unidad 1	1.421	1.160 (94%)	499
	Piscina Unidad 2	1.421	1.132 (91%)	489
	ATI (EC)	1.024	832 (81%)	357
	Contenedor (nº)	32 HI STORM 100	HI-STORM 100 (26)	
Cofrentes	Piscina	5.404	4.704 (98%)	802
	ATI (EC)	1.248	260 (21%)	46
	Contenedor (nº)	24 HI-STAR 150	HI-STAR 150 (5)	
Trillo	Piscina	805	568 (92%)	251
	ATI (EC)	2.208	800 (36%)	355
	Contenedor (nº)	32 ENSA-DPT	ENSA-DPT (32)	
		48 ENUN 32P	ENUN 32P (4)	
Vandellós II	Piscina	1.802	1.392 (77%)	597
José Cabrera	ATI (EC)	377	377 (100%)	100
	Contenedor (nº)	16 HI-STORM 100Z	HI-STORM 100Z (12) HI-SAFE 100Z (4) ¹	
Santa María de Garoña	Piscina	2.609	2.505 (96%)	420
	ATI (EC)	520	0	0
	Contenedor (nº)	10 ENUN 52B		

Total Piscinas	14.601 (86%)	4.428
Total ATIs	2.461 (52%)	942
*Ocupación útil de piscina considerando restricciones y sin contar la reserva del núcleo.		
A este inventario hay que añadir 13 m ³ de residuos vitrificados de alta actividad provenientes del reprocesado del combustible de Vandellós I y que se encuentran actualmente en Francia. Enresa prevé licenciar un almacén para alojar estos residuos en el emplazamiento de Vandellós I que entraría en operación en 2027. Para el almacenamiento y transporte se pretende utilizar cuatro (4) contenedores del modelo francés denominado TN-81.		

Tabla 2 : Contenedores de almacenamiento y transporte licenciados en España.

Tipo genérico	Nombre (Instalación) Tipo de combustible	Contenidos aprobados Quemado máx. (MWd/MTU)/ enriq. inicial Máx. % peso U-235) ^[1]	Fecha aprobación almacenamiento [Transporte. Revisión] (Inicio de uso)	Titular Aprobación de Diseño	Diseño	Fabricante
Contenedores metálicos de doble propósito: almacenamiento y transporte	DPT (Trillo) KWU 16X16	49.000-4%	03/06/2002 [21/12/2020. R5] (2003)	ENRESA	NAC	ENSA
	ENUN 32P (Trillo y Almaraz) KWU 16X16 y WE 17x17	58.000-4,9%	22/09/2015 [11/07/2023. R3] (2018)	ENSA	ENSA	ENSA
	ENUN52B (Garoña) BWR GE-06/07	37.500-2,8%	20/11/2014 [03/12/2020. R1] (2022)	ENSA	ENSA	ENSA

¹ Los contenedores de tipo HI-SAFE 100Z almacenan residuos especiales provenientes del desmantelamiento de la central de José Cabrera ([internos del reactor y otros residuos](#)) que, por sus características, no podían ser almacenados en el Centro de Almacenamiento de residuos de media y baja actividad de El Cabil.

	HI-STAR150 (Cofrentes) BWR GE6,GE7,G E10, GE11, GE12, GE14,SVEA 96+, GNF2, SVEA96 Optima 2, ATRIUM 10XP	55.000-5%	23/05/2021 [18/01/2023. R1] (2021)	ENRESA	HOLTEC	HOLTEC
Contenedores metálicos solo de transporte	ENUN24P (uso en China) PWR AFA 2G, AF A 3G Y AFA 3GAA	57.000-4,5%	[11/09/2017. R0] (—)	ENSA	ENSA	ENSA
	HI-STAR 100 (J. Cabrera)	45.000-3,65%	[25/07/2018. R3]	ENRESA	HOLTEC	ENSA HOLTEC
	WE 14x14 (Ascó) WE 17x17	55.000-4,2%	(—)			
Sistema con cápsula multipropósito (MPC) y módulo de almacenamiento de hormigón	HI-STORM 100Z (J. Cabrera)	45.000-3,65%	08/08/2006 (2009)	ENRESA	HOLTEC	ENSA HOLTEC
	HI-STORM 100 (Ascó) WE 17x17	55.000-4,2%	10/02/2011 (2013)			

[1] Valores máximos que además deben cumplir con el tiempo de enfriamiento mínimo en cada caso. El almacenamiento de combustible con quemado superior a 45.000 MWd/TmU está actualmente limitado a un periodo de 20 años.

Lista de acrónimos y siglas:

- ENSA: Equipos Nucleares S.A.
- NAC: Nuclear Assurance Corporation
- HI-STORM Holtec International Storage Module
- HI-STAR: Holtec International Storage, Transport & Repository