



Foro Nuclear

Foro de la Industria Nuclear Española

LA GESTIÓN DE LOS RESIDUOS RADIOACTIVOS EN ESPAÑA

ÍNDICE

1. INTRODUCCIÓN
2. CONCEPTO DE RESIDUO RADIATIVO.
3. CLASIFICACIÓN DE LSO RESIDUOS RADIATIVOS.
4. EMPRESA NACIONAL DE RESIDUOS RADIATIVOS (ENRESA).
5. PGRR: PLAN GENERAL DE RESIDUOS RADIATIVOS
6. EL CABRIL: CENTRO TECNOLÓGICO PARA EL ALMACENAMIENTO DE RESIDUOS RADIATIVOS DE BAJA Y MEDIA ACTIVIDAD. PRESENTE Y FUTURO.
7. EL COMBUSTIBLE GASTADO IRRADIADO.
8. COSTE DE LA GESTIÓN FINAL DE LOS RESIDUOS RADIATIVOS Y DEL COMBUSTIBLE GASTADO.
9. CENTRO TECNOLÓGICO DE TRATAMIENTO DEL COMBUSTIBLE IRRADIADO DEL FUTURO: ALMACÉN TEMPORAL CENTRALIZADO (ATC).
10. GESTIÓN DEL COMBUSTIBLE GASTADO Y DE LOS RESIDUOS DE ALTA ACTIVIDAD EN ESPAÑA.
11. MARCO REGULATORIO DE LA GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS.
12. EL I+D EN RESIDUOS RADIATIVOS.

GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS EN ESPAÑA

1. INTRODUCCIÓN

El objetivo fundamental de la gestión de los residuos radiactivos es proteger a los seres humanos (público y trabajadores) y al medio ambiente mediante la aplicación de tecnologías y medios de acuerdo con las normas legalmente establecidas.

Actualmente se dispone de los medios técnicos y económicos para conseguir un almacenamiento seguro y económicamente aceptable. Existen soluciones técnicas para el almacenamiento temporal, el reproceso de los combustibles y su disposición final y se sigue investigando en la reutilización del combustible gastado en otras centrales y la reducción de su radiactividad y volumen.

La generación de residuos está intrínsecamente unida a cualquier proceso industrial en el que se efectúe una transformación de materia prima. En el caso de los residuos radiactivos se producen 2.160 toneladas al año (2008) frente a los 3 millones de toneladas al año (2008) que se generan de otro tipo de residuos. Incluyendo en los residuos radiactivos los procedentes del campo: de la medicina (tratamientos y diagnósticos), de la industria (medición de espesores y densidades), de la arqueología (datación de yacimientos), obtención de energía eléctrica (centrales nucleares), etc.

En términos comparativos con los residuos procedentes de otras actividades, los residuos radiactivos representan un volumen insignificante como se observa en la tabla siguiente:

Volumen anual de residuos generados en España

Urbanos	50	Millones de toneladas
Industriales (Total):	3	Millones de toneladas



- Tóxicos y peligrosos	0,3	Millones de toneladas
Radiactivos (Total):	0,00216	Millones de toneladas
- De alta actividad	0,00015	Millones de toneladas
CO ₂ a la atmósfera	440	Millones de toneladas
Plomo a la atmósfera	0,003	Millones de toneladas
SO ₂ y NO _x	4	Millones de toneladas
Clorofluorcarbonados (CFC)	0,01	Millones de toneladas

Fuente: EMPRESA NACIONAL DE RESIDUOS RADIATIVOS

2. CONCEPTO DE RESIDUO RADIATIVO

En nuestro país, la Ley 54/1997 de “Regulación del Sector Eléctrico” define Residuo Radiactivo como: “Cualquier material o producto de desecho para el cual no está previsto ningún uso, que contiene o está contaminado con radionucleidos en concentraciones o niveles de actividad superiores a los establecidos por el Ministerio de Industria Turismo y Comercio previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear”.

Los efectos que producen los elementos radiactivos sobre la materia, pueden provenir de la:

-  Irradiación: Cuando la radiación incide en la materia. Para la protección de los seres vivos se intenta distanciar lo máximo la fuente y reducir el tiempo de exposición.
-  Contaminación: Cuando el elemento radiactivo se deposita en la materia. Para la protección de los seres vivos se trata de sellar las fuentes radiactivas impidiendo que se dispersen en el medio ambiente.

Por lo tanto, en todos los países se fijan unos valores de actividad (número de desintegraciones nucleares por unidad de tiempo expresado en curios o becquerelios) y de actividad específica (número de desintegraciones nucleares por unidad de tiempo y por unidad de

masa expresado en curios/g o becquerelios/g) a partir de los cuales los materiales deben considerarse radiactivos a efectos reguladores, lo que implica que para su posesión, utilización y transferencia se requiere licencia de la autoridad competente. Por debajo de estos niveles, los materiales quedan exentos del control regulador. En España, los valores de exención se recogen en la Instrucción IS/05 de 26 de febrero de 2003, del Consejo de Seguridad Nuclear, donde se transponen los valores indicados en el Anexo I de la Directiva 26/29 Euratom del Consejo de la Unión Europea por la que se establecen las normas básicas relativas a la protección sanitaria de los trabajadores y de la población contra los riesgos que resultan de las radiaciones ionizantes. Actualmente se consideran valores aceptables unos niveles entorno a los $10 \cdot 10^{-6}$ Sievert/año para los individuos más afectados (expuestos a la radiación de forma continua) y 1 Sievert·hombre/año para la dosis colectiva.

Desde el punto de vista del impacto radiológico ambiental de los residuos radiactivos, la metodología de trabajo consiste en: identificar la práctica que genera los residuos, definir el término fuente (o cantidad de radiactividad de que se trata) implicado y analizar los distintos escenarios que pueden dar lugar a la concentración y dispersión del material radiactivo.

3. CLASIFICACIÓN DE LOS RESIDUOS RADIATIVOS

Existen varias formas de clasificar los residuos radiactivos: según sea el tipo de radiación que emiten, su forma físico-química, su almacenamiento definitivo, etc.

En la Unión Europea los residuos se clasifican en función de su almacenamiento definitivo y para ello los parámetros que hay que tener en cuenta son el período de semidesintegración (tiempo que tardan los isótopos radiactivos en reducir su actividad a la mitad) de los

radionucleidos que contiene el residuo y la proporción de emisores alfa que contienen. Por lo tanto, tendremos que si decaen a niveles radiactivos en:

- ▶ Algunos meses o pocos años → Residuos de vida muy corta. Serán radionucleidos con períodos del orden de 90 días.
- ▶ Un período de 200-300 años → Residuos de vida corta. Durante el que se puede garantizar un control regulador sobre el lugar del almacenamiento. Estos radionucleidos tienen períodos de semidesintegración máximos de unos 300 años, coincidiendo con los valores del ^{137}Cs y ^{90}Sr .
- ▶ Un periodo superior a 300 años → Residuos de vida larga. Como ocurre con los principales emisores alfa.

Sin embargo, si la clasificación se hace en base a la actividad específica (actividad por unidad de masa o unidad de volumen), los residuos líquidos, sólidos o gaseosos se distinguen en:

- ▶ Residuos de muy baja actividad (RBBA): Por su bajo contenido radiactivo, precisan de menores requisitos para su gestión. Decaen suficientemente tras un período temporal de almacenamiento inferior a 5 años, después del cuál son declarados exentos.
- ▶ Residuos de baja y media actividad (RBMA): Son materiales contaminados con isótopos radiactivos que en menos de 30 años habrán reducido su radiactividad a la mitad y provienen de la operación de las centrales nucleares en los procesos de limpieza y purificación de sus sistemas y componentes, así como los servicios de medicina nuclear de hospitales, de otras industrias y de centros de investigación.

Los residuos de baja y media actividad comparten una serie de características que son:

- Actividad específica baja (< 4000 Bq/g).
- Se corresponden con emisores beta-gamma.
- Emisores alfa en concentraciones muy bajas.
- Periodo de semidesintegración menor de 30 años.
- No generan calor.

■ Residuos de alta actividad (RAA): Presentan problemas de generación de calor para su almacenamiento temporal y definitivo y están formados principalmente por el combustible irradiado de los reactores nucleares y otros materiales con niveles elevados de radiactividad, normalmente con un contenido apreciable de radionucleidos de vida larga. Sus principales características son:

- Emisores alfa en concentraciones apreciables.
- Periodo de semidesintegración mayor de 30 años.
- Pueden generar calor.

4. EMPRESA NACIONAL DE RESIDUOS RADIATIVOS (ENRESA)

La mayor parte de los residuos radiactivos generados en España son residuos de baja y media actividad y su gestión está resuelta con el almacén centralizado de El Cabril en Hornachuelos (Córdoba) propiedad de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (ENRESA), que funciona desde 1992.

ENRESA se constituyó por Real Decreto 1522/1984 con carácter público y es la empresa encargada de la gestión de los residuos radiactivos (recoger, acondicionar y almacenar) que se producen en nuestro país. También se ocupa del desmantelamiento de las

instalaciones nucleares y de la restauración ambiental de minas e instalaciones relacionadas con el uranio.

La financiación de las actividades de ENRESA se efectúa a través del fondo que dicha empresa tiene constituido, destinado a cubrir las necesidades derivadas de la gestión de los residuos radiactivos e incluye las siguientes grandes actividades:

- ▀ Gestión de residuos radiactivos de baja y media actividad.
- ▀ Gestión de residuos radiactivos de alta actividad.
- ▀ Desmantelamiento de las centrales nucleares.
- ▀ Clausura de las minas e instalaciones de tratamiento de uranio.

Los costes para la gestión y desmantelamiento de las centrales se financian a través del denominado Fondo para la financiación de las actividades del Plan General de Residuos Radiactivos que viene recogida en la Ley 54/1997, de 27 de noviembre que actualmente ha sido modificada por la Ley 11/2009, del 26 de octubre de 2009 (publicada en el BOE número 259 del 27 de Octubre) [*para más información ver "Memoria-Resumen de la Ley 11/2009, de 26 de Octubre, BOE núm. 259 del 27 de octubre*].

Según el escenario que contempla el VI Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR), el coste de la gestión de los residuos radiactivos desde el año 1985 hasta 2070 se eleva a unos 13.000 millones de euros. Prácticamente, la mitad de esta cifra corresponde a la gestión del combustible gastado y una quinta parte al desmantelamiento de las centrales nucleares. A finales de 2007 ya se había incurrido aproximadamente en un 25% de los costes totales (aproximadamente 3.731 millones de euros) y se estimaba que el coste total se aproximaba a los 15.000 millones de euros.

5. PGRR: PLAN GENERAL DE RESIDUOS RADIATIVOS

El Plan General de Residuos Radiactivos es el documento que recoge las estrategias y actividades a realizar en España en relación a los residuos radiactivos, el desmantelamiento de instalaciones y su estudio económico-financiero. Es aprobado por el Consejo de Ministros y se revisa y actualiza periódicamente (cada 4 años) o cuando lo requiere el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio.

Desde la creación de ENRESA se han aprobado seis Planes Generales de Residuos Radiactivos, que han marcado las líneas de actuación y los objetivos del sistema de gestión integral de los residuos que ENRESA ha ido desarrollando e implantando.

El VI Plan General de Residuos Radiactivos se basa en una propuesta que ENRESA elaboró a petición del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio y fue aprobado por el Consejo de Ministros del 23 de junio de 2006.

Durante el proceso se consultó a las Comunidades Autónomas, superando por primera vez un trámite de información pública (junio de 2006). Su elaboración estuvo motivada por las resoluciones de la Comisión de Industria del Congreso de los Diputados que, en 2005, instaban al Gobierno a crear un nuevo Plan General de Residuos Radiactivos.

Este nuevo plan recoge los principales hitos de la empresa en la gestión de residuos radiactivos, así como las actividades que deberá afrontar en los próximos años. Incluye la puesta en marcha de un Almacén Temporal Centralizado (ATC) para el combustible irradiado y los residuos de alta actividad generados en España y el desmantelamiento de las centrales nucleares que cumplan su vida de operación.

Además, incluye en su Anexo B, un estudio con datos reales, de la situación actual en cuanto a generación y gestión de residuos

radiactivos y su procedencia, así como las previsiones futuras de generación, en base a un escenario de referencia (una vida de 40 años de funcionamiento y posterior desmantelamiento) y unas hipótesis de cálculo en el que pueden obtener una serie de conclusiones. Un ejemplo se presenta a continuación:

Origen Residuos	Tipo Residuo	Vida de operación	Desmantelamiento	Observaciones
Centrales Nucleares (1000MWe)	RAA	20 tU	110 m ³	El volumen de los residuos del desmantelamiento depende del tipo de reactor.
	RBMA	50 m ³ /año (PWR) 130 m ³ /año (BWR)	2.000 m ³	
	RBBA		10.000 m ³	
Fábrica de combustible de Juzgado	RBMA	10 m ³ /año	50 m ³	
CIEMAT (*)	RBBA RBMA		900 m ³	

(*) Está considerado como una instalación nuclear única, debido a que todavía tiene unas instalaciones clausuradas, que deben ser desmanteladas. En el periodo 2001-2009 se está llevando a cabo el denominado proyecto PIMIC (Plan Integral de Mejora de las Instalaciones del CIEMAT).

RAA = Residuos de Alta Actividad.

RBMA = Residuos de Baja y Media Actividad.

RBBA = Residuos de Muy Baja Actividad.

6. EL CABRIL: CENTRO TECNOLÓGICO PARA EL ALMACENAMIENTO DE RESIDUOS RADIATIVOS DE BAJA Y MEDIA ACTIVIDAD. PRESENTE Y FUTURO

El Cabril se encuentra en la Sierra Albarrana, en la provincia de Córdoba, y su historia como lugar de almacenamiento de residuos se remonta a 1961, cuando la Junta de Energía Nuclear ejecutó el traslado de los primeros bidones de residuos radiactivos a este emplazamiento, introduciéndolos en una antigua mina de uranio de la zona.





Instalaciones de El Cabril (CÓRDOBA)

La instalación dispone de dos plataformas para el almacenamiento de residuos radiactivos de baja y media actividad, y otra con estructuras específicas para los de muy baja actividad. Adicionalmente, para aquellos residuos que necesitan tratamiento y acondicionamiento, la instalación dispone de los medios necesarios para llevar a cabo los citados procesos.

El sistema de almacenamiento se basa fundamentalmente en la interposición de barreras de ingeniería y barreras naturales, que aíslan de forma segura los materiales almacenados durante el tiempo necesario para que se conviertan en sustancias inocuas.

El Cabril está considerado por la Nuclear Regulatory Commission estadounidense como una de las mejores instalaciones de almacenamiento de residuos radiactivos del mundo, sirviendo de referencia para centros similares fuera de España.

Las instalaciones de El Cabril se caracterizan por:

-  **Automatismo:** Capacidad para operar desde una sala de control, minimizando la exposición de los trabajadores.
-  **Resistencia sísmica:** Capacidad para tolerar terremotos previsibles en la zona.

- ▀ Solidificación: Capacidad para almacenar todos los residuos en forma sólida.

El proceso para la gestión de los residuos de baja y media actividad consiste en que los residuos de este tipo generados en cualquier punto de España llegan a El Cabril y se descargan en un edificio de acondicionamiento o en alguno de los almacenes temporales.



El Cabril.

Interior de la estructura de almacenamiento para residuos de muy baja actividad

La mayoría de ellos, generados en las centrales nucleares, llegan acondicionados. Los que proceden de hospitales, centros de investigación o industrias, son tratados y acondicionados en las propias instalaciones de El Cabril.

De no estar acondicionados, dependiendo fundamentalmente de sus características físico-químicas y radiológicas, se pueden realizar una serie de procesos:

- ▀ Residuos líquidos: Se segregan en función de su condición acuosa u orgánica. Posteriormente se tratan utilizando métodos físicos y químicos, con la finalidad de reducir su contaminación y su volumen. Dentro de los métodos físicos se

emplean la filtración, la centrifugación y la evaporación. Los métodos químicos más habituales son la precipitación y el intercambio iónico. La mayoría de los residuos pasa por varios procesos hasta que la descontaminación alcanza los niveles deseados. Finalmente tiene que solidificarse, pues es la forma más segura de transportarlos y almacenarlos. Para ello se mezclan uniformemente con hormigón, mortero o cemento.

- Residuos sólidos: Se segregan en función de su contaminación y de sus propiedades fisico-químicas. El objetivo principal es reducir el volumen a tratar. Para ello, se emplean técnicas de descontaminación, troceado, trituración y compactación. Este último tratamiento consigue reducir el volumen inicial hasta un 30%. La descontaminación se lleva a cabo mediante diversos procesos, como la limpieza centrífuga a presión, los baños químicos, etc. Se inmovilizan posteriormente creando un bloque con cemento. Los residuos orgánicos se incineran con el objetivo de poder solidificarlos, bloqueando posteriormente el bidón con sus cenizas y mortero.

Una vez que los residuos han sido condicionados al llegar o en su lugar de origen y estando almacenados en bidones se introducen en contenedores de hormigón cuya capacidad es de 18 bidones de 220 litros.

Cuando un contenedor se llena, sus bidones se inmovilizan mediante mortero inyectado. Este bloque compacto se introduce en la celda de almacenamiento, que es una estructura de hormigón armado.

Una vez completa la celda de almacenamiento con 320 contenedores, se construye una losa superior de cierre con hormigón armado y se impermeabiliza.

Cada una de las 28 celdas de almacenamiento tiene un sumidero conectado con la red de control de infiltraciones, situada bajo las plataformas. Esto permite detectar posibles filtraciones de agua para que, en caso de producirse, puedan subsanarse.

Una vez completa la capacidad de las plataformas, se taparán con una última cobertura formada por diferentes capas drenantes e impermeabilizantes, siendo la última de tierra vegetal, buscando su integración en el entorno.

En este momento comenzará la fase de vigilancia y control del emplazamiento durante 300 años.

El proceso de los residuos de muy baja actividad, desde finales de 2008, se tratan en El Cabril puesto que dispone de una instalación específica: Los residuos de muy baja actividad son materiales sólidos, generalmente chatarras y escombros, que están mínimamente contaminados con isótopos radiactivos.

Pueden llegar a la instalación en sacas, bidones o contenedores y almacenarse directamente en la estructura específica de almacenamiento, o pasar primero al área destinada a su tratamiento, si fuera necesario.

Cuando se complete cada estructura, se cubrirá con diferentes capas, siendo la última de tierra vegetal para su integración en el entorno.

En este momento comenzará la fase de vigilancia y control del emplazamiento durante 60 años.

Desde el 1 de enero de 1986, hasta el 31 de diciembre de 2008, El Cabril ha recibido unos 225,50 m³ de residuos radiactivos de baja y media actividad.

La ocupación de las instalaciones de almacenamiento de El Cabril hasta finales de 2008 es del 58,73% de su capacidad.



El volumen total de residuos radiactivos de baja y media actividad recibidos alcanza la cifra de 28.200 m³: 84% de instalaciones nucleares, 7% de instalaciones radiactivas (principalmente hospitales) y 9% captados en intervenciones especiales.

7. EL COMBUSTIBLE GASTADO O IRRADIADO

La Convención sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y Residuos Radiactivos del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) diferencia claramente entre residuos de alta actividad y combustible irradiado (o gastado), ya que el combustible irradiado tiene utilidad a través del potencial energético que aún posee (sólo se aprovecha un 6% de la energía inicial contenida). El combustible gastado no debe ser considerado como un residuo mientras permanezca abierta la opción del reprocesamiento y quepa prever el uso futuro del mismo.

El combustible nuclear tiene en el reactor una utilización de unos tres a cuatro años. Se considera gastado cuando se produce una desintegración de los nucleidos, es decir, el crecimiento de los productos de fisión (absorbentes de neutrones) y el decrecimiento del Uranio-235 que se va consumiendo hacen que el elemento ya no colabore en el mantenimiento de la cadena de fisiones.

Como resultado del proceso desintegración de los nucleidos se produce:

-  Calor: Disminuye rápidamente a medida que se desintegran los radionucleidos que lo producen. Sólo después de un enfriamiento adecuado deben transportarse o tratarse estos elementos.
-  Radiaciones gamma: Producidos principalmente por los radionucleidos de vida corta (con períodos de semidesintegración inferiores a 30 años). La exposición a esta

radiación es peligrosa para la salud por la interacción de la radiación con los tejidos y órganos vivos. La protección se logra mediante blindajes adecuados (agua, plomo, acero y hormigón).

- Radiaciones alfa: Producidos por los radionucleidos de vida larga (con períodos de semidesintegración de hasta miles de años). La protección para esta radiación puede ser simplemente una hoja de papel. Sólo es peligrosa por ingestión, inhalación o a través de heridas en la piel. Entonces la fracción que permanece en el cuerpo puede dañar los tejidos circundantes durante años, dando lugar a células cancerosas. La protección se logra mediante el confinamiento a largo plazo de la sustancia emisora.

Una vez que el combustible irradiado se retira definitivamente del reactor, en la actualidad, hay dos opciones de almacenamiento temporal: en piscinas y en un almacén temporal en seco.

Las piscinas consisten en trasladar el combustible irradiado bajo el agua en una piscina, un mínimo de cinco años, donde se coloca en un bastidor situado en su fondo, que lleva un enrejado metálico que asegura su inmovilidad de forma que se refrigera los elementos combustibles y sirve de blindaje eficaz contra las radiaciones, hasta que, pasado el tiempo se enfríe y pueda ser trasladado a un almacén definitivo.

La elección de las piscinas como almacén inicial se debe a su alto coeficiente de transmisión del calor, sus buenas propiedades como blindaje, su transparencia, su manejabilidad y su bajo coste.

Las piscinas de las centrales nucleares son de hormigón armado, internamente revestidos con acero inoxidable. Son estructuras resistentes a terremotos de seguridad y generalmente presentan forma

rectangular. Su profundidad se sitúa entre los 10 y los 13 metros para asegurar que las barras de combustible, que miden hasta unos 4,5 metros y que se colocan verticalmente, son cubiertas por varios metros de agua (requisito necesario para garantizar el blindaje biológico).

Además, cuentan también con:

- ▶ Detectores de fugas, que avisan a la sala de control si se detectan escapes.
- ▶ Sistemas de refrigeración, mediante cambiadores de calor, que debe garantizar que el combustible siempre se halla sumergido y que la temperatura del agua es la adecuada.
- ▶ Sistemas de purificación del agua.

La piscina se considera saturada cuando se ocupan todas las posiciones, excepto las precisas para alojar el núcleo entero del reactor si fuera necesario vaciarlo. En España, las piscinas están en las propias centrales nucleares y tiene bastidores con capacidad de almacenamiento entre 2013 y 2022, con la excepción de Trillo, que tuvo que suplementar su capacidad con un almacenamiento en seco y Ascó I que está pendiente de aprobarse un almacén temporal individualizado (en seco).

Todas las centrales nucleares españolas han cambiado los bastidores de sus piscinas, retrasando la saturación de las mismas y dando tiempo para la toma de decisiones sobre el almacenamiento temporal en seco del combustible gastado en España.

A fecha de 31 de diciembre de 2008, la cantidad de elementos irradiados en las piscinas de las centrales nucleares españolas era de 17.872. La distribución de los mismos en cada una de las centrales, y el año previsto de saturación de las piscinas, se observa en la tabla adjunta.

Número de elementos combustibles irradiados			
Central Nuclear	Capacidad Total	Grado de ocupación (%)	Año de Saturación
José Cabrera (p)	548	68,80	--- (1)
Santa María de Garoña (p)	2.609	84,20	2015
Almaraz I (p)	1.804	69,22	2021
Almaraz II (p)	1.804	64,85	2022
Ascó I (p)	1.421	81,96	2013
Ascó II (p)	1.421	80,38	2015
Cofrentes (p)	4.186	90,29	2009 (2)
Vandellós (p)	1.594	58,46	2020
Trillo (p)	805	81,50	2040 (3)
ATI de Trillo (c)	1.680	20,00	---
TOTAL	17.872	71,76	

(p) Piscina (c) Contenedores

(1) La central está en condición de Parada definitiva desde abril de 2006. Los combustibles del último núcleo han sido descargados en la piscina y está previsto sena cargados en contenedores y trasladados al ATI una vez finalicen las pruebas. (La fecha de saturación de la piscina de combustible hubiera sido en 2015).

(2) Fecha de saturación actual que se retrasará en varios años (a partir de la segunda mitad de la próxima década) cuando se finalice la operación de cambio de bastidores en la piscina Este autorizada en el año 2008.

(3) Al disponerse de un ATI no se plantea problema de saturación de la piscina.

FUENTE: CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR (CSN).

Cuando las piscinas se saturan, los elementos combustibles pueden almacenarse en seco, en el Almacén Temporal en seco (ATI) en las instalaciones de las centrales, mediante diversas técnicas en las que siempre se aseguran la refrigeración natural, el blindaje contra las radiaciones y el confinamiento hermético. Un ejemplo de estas técnicas es el almacén temporal en seco en Trillo en el que el ATI consiste en un edificio ventilado con muros y techo de hormigón capaz de alojar 80 contenedores de doble propósito (almacenamiento y transporte). Los

DPT son contenedores de estructura metálica que no superan las 118 toneladas una vez cargados, y cuyas dimensiones son de 5,02 metros de altura y 2,36 metros de diámetro. Sus paredes siguen la secuencia acero-plomo-acero-blindaje neutrónico, y tienen capacidad para 21 elementos combustibles de esta central nuclear. Estos contenedores se colocan verticalmente sobre una losa de hormigón en un edificio ventilado. Han sido sometidos a exhaustivas pruebas de seguridad para cumplir tanto con la reglamentación de transporte como con la relativa a almacenamiento. De este modo, los contenedores DPT de doble uso son capaces de soportar caídas desde 9 metros, fuego a 800°C, inmersión hasta 200 metros, vuelco, pérdida de blindaje neutrónico, vientos huracanados, terremotos, etc.

Una de las ventajas de esta técnica es que la construcción de los contenedores se acomete según las necesidades, pudiendo realizarse las inversiones paulatinamente.

En la central nuclear José Cabrera (Zorita) consiste en una instalación ubicada dentro del emplazamiento de la central y diseñada para almacenar en seco todo el combustible gastado descargado del reactor. Consiste en una losa de hormigón armado para apoyo de 12 módulos de almacenamiento y está rodeada de un sistema de vallado exterior, sencillo, de protección radiológica (fuera de esta valla las condiciones son las propias de una zona de libre acceso) y de un vallado interior, doble, de seguridad física, que delimita el área de almacenamiento.

El sistema de almacenamiento en contenedores dispone de tres componentes:

- Contenedor interior de cápsula de acero inoxidable, con un bastidor interno diseñado para acomodar hasta 32 elementos combustibles. Constituye la barrera de confinamiento para los materiales almacenados.

- ▀ Módulo de almacenamiento de acero y de hormigón, que alberga la cápsula durante el período de almacenamiento, proporcionando el blindaje contra la radiación, las vías de ventilación para la evacuación pasiva del calor generado, y la protección estructural de la cápsula.
- ▀ Contenedor de transferencia, para el traslado de la cápsula cargada con el combustible desde la piscina al módulo de almacenamiento. Proporciona protección física y blindaje biológico.

Adicionalmente, también dispone de otros componentes, necesarios para la ejecución de las operaciones, como el pozo de transferencia de contenedores y un pequeño edificio para almacenar el equipo auxiliar. Igualmente se dispone de un contenedor de transporte al que se transferirá el contenedor interior con el combustible para su traslado cuando se requiera.

Dado el carácter pasivo de los sistemas de almacenamiento en seco en contenedores, los requisitos de mantenimiento son mínimos.

El almacenamiento de combustible gastado en las centrales, utilizando de forma mixta estas técnicas (uso de contenedores de almacenamiento en seco junto con las piscinas), es una fórmula con referencia internacional. Es una alternativa temporal hasta que se adopte una decisión definitiva.

A partir de este momento, piscinas o almacenes temporales individuales, existen varias opciones de actuación:

- ▀ Ciclo abierto: Después de un período indefinido de almacenamiento temporal (bien en húmedo en las piscinas o bien en seco en contenedores), se procede al acondicionamiento y encapsulado del combustible para su almacenamiento como residuo.

- ▀ Ciclo cerrado: Tras un período de almacenamiento temporal, se procede al reproceso del combustible irradiado, con objeto de separar el uranio y el plutonio del resto de componentes, para su utilización posterior (fabricación de combustible MOX) en un nuevo proceso de fisión nuclear como materiales energéticos, mejorando el aprovechamiento de la potencialidad energética del uranio. Los residuos de alta actividad (RAA) producidos son acondicionados mediante vitrificación para su posterior manejo y almacenamiento final.
- ▀ Ciclo cerrado avanzado: Incluye el ciclo cerrado y la separación y transmutación de los actínidos minoritarios y algunos productos de fisión para disminuir su actividad y radiotoxicidad.

En los ciclos cerrados, los residuos de alta actividad (RAA) y media actividad (RMA) que puedan ser almacenados definitivamente, deberán ser almacenados en un Almacén Geológico Profundo (AGP), igual que los combustibles irradiados, considerados residuos de alta actividad en el ciclo abierto, si bien la actividad total de los residuos almacenados sería inferior.

El AGP, también llamado repositorio o almacén profundo, es una opción que no se ha implantado de manera generalizada debido a que su construcción requiere largos períodos para la selección de las formaciones geológicas adecuadas, estudios para respaldar las autorizaciones necesarias e importantes infraestructuras.

Este tipo de almacenamiento se basa en la investigación de formaciones geológicas profundas de arcillas, granitos, basaltos o rocas salinas, y los ensayos realizados para asegurar la ausencia de sismicidad, de corrientes de agua, etc., permitiendo diseñar la disposición de los residuos finales (según el denominado principio multibarrera) en

cápsulas herméticas (primera barrera), rodeadas por una capa impermeable (segunda barrera) y alojadas en la roca circundante (tercera barrera).

Las barreras consideradas en este concepto son de dos tipos: artificiales y naturales. Las artificiales se diseñan, construyen y colocan considerando el diseño del repositorio por el que se haya optado y tienen en consideración las características y la conexión con el sistema de barreras naturales. Las barreras naturales no han sido construidas por el hombre, pero sí seleccionadas y caracterizadas de forma que reúnan los requisitos funcionales necesarios para que, en conjunción con las barreras de ingeniería artificiales, confieran al sistema la seguridad adecuada.

Etapas: El diseño, construcción, operación y licenciamiento de un repositorio sigue una serie de etapas, condicionando cada una de ellas a la anterior.

- ▀ La primera etapa de puesta a punto de la tecnología, debe demostrar la disponibilidad de las tecnologías y conocimientos necesarios para acometer los trabajos genéricos de caracterización de un emplazamiento y la capacidad de evaluar la seguridad a largo plazo del repositorio.
- ▀ La segunda etapa debe abordar la selección de un emplazamiento, uniendo criterios técnicos y participación ciudadana. Se obtendrán datos específicos desde superficie y de su análisis se deducirá la conveniencia o no de proseguir.
- ▀ La etapa de caracterización detallada del emplazamiento implica la construcción de un laboratorio subterráneo, que permita obtener los datos específicos del emplazamiento, necesarios tanto para ajustar el diseño como para la evaluación de su seguridad. Se verificarán las técnicas de

caracterización y funcionamiento a largo plazo de las barreras y se elaborará un diseño específico del repositorio acorde a las características del emplazamiento. Durante esta fase se demostrará la viabilidad operativa del repositorio, y los métodos de clausura y recuperabilidad de los residuos.

Se construirá el repositorio, se evaluará la seguridad y se concluirá el proceso de licenciamiento. Una vez obtenido se procederá a la operación.

Otra opción que se tiene en cuenta en los ciclos cerrados es el Reproceso del combustible irradiado aprovechando el potencial energético que aún posee el combustible irradiado. En esta técnica puede separarse el uranio residual y el plutonio, ambos con un gran potencial energético, minimizando la escasez de recursos energéticos durante muchos decenios, incluso siglos.

Los residuos de este proceso, con bajo contenido de emisores beta y alfa de período largo, pueden tratarse hasta producir barras vitrificadas, que se prestan a una disposición final mucho más fácil en repositorios.

Varios países han elegido esta vía, incluidos Francia, India y Japón. En España se destinaron inicialmente al reproceso en el Reino Unido varias recargas de Zorita y de Santa María de Garoña, además de todo el combustible gastado de Vandellós I, que se reprocesa en Francia. La mayor parte de estas operaciones implican la obligación contractual de devolución de los residuos vitificados del reproceso al país de origen.

En Estados Unidos ha surgido un renovado interés por el reproceso. De hecho, se ha creado el programa Global Nuclear Energy Partnership (GNEP); a través del cual se busca trabajar junto con otros países como Francia, Japón o Rusia en el desarrollo de nuevos métodos de

reutilización del combustible gastado. Este programa, además de trabajar en las nuevas tecnologías sobre el reciclado del combustible y la construcción de nuevos reactores en el país, también continuará con el desarrollo de nuevos reactores que puedan utilizar el combustible ya reprocesado.

En los ciclos cerrados avanzados también se utilizan técnicas de separación o transmutación, con el objetivo de reducir la actividad y radiotoxicidad de los residuos pero que, actualmente se encuentran en fase de desarrollo. Son técnicas de separación de radionucleidos de periodo largo (actínidos menores como neptunio, americio y curio, y algunos productos de fisión) y su transmutación en otros de periodo más corto, utilizando reactores rápidos o conjuntos subcríticos acoplados a aceleradores de partículas de alta energía, de forma que la disposición final se simplifica significativamente.

La transmutación se contempla, a nivel internacional, como una posible vía para la gestión de residuos de alta actividad y combustible gastado, que permitiría reducir la cantidad de residuos a gestionar o, al menos, su impacto.

Mediante el reproceso se recupera el uranio y plutonio del combustible gastado para su aprovechamiento energético posterior. Tras separar el uranio y plutonio, quedan como residuos los productos de fisión y actínidos no recuperados, que constituyen los únicos de alta radiactividad.

El interés por estas técnicas, cuyo objetivo básico es disminuir el volumen de residuos radiactivos, se ha reactivado en los últimos años por iniciativa de Japón y Francia. Actualmente, los países que total o parcialmente realizan el reproceso de sus combustibles gastados, bien en sus propias instalaciones o contratando servicios del exterior son Francia, Reino Unido, Japón, Rusia, Alemania, Bélgica, Holanda, China,

India y Suiza. Únicamente Francia y Reino Unido ofrecen, por ahora, servicios de reproceso.

En Francia funciona la planta de reproceso de La Hague, con dos unidades capaces de reprocesar 800 toneladas de combustible gastado al año. En Japón se está construyendo una planta de reprocesamiento en Rokkasho-Mura tras la experiencia de varias plantas piloto.

Concretamente, Francia separa el plutonio contenido en los combustibles irradiados, reintroduciéndolo en los reactores comerciales en forma de combustibles que son mezcla de óxidos de uranio y plutonio (combustible MOX), lo que significa una transmutación parcial del plutonio.

En Reino Unido existen dos plantas de fabricación de MOX para los reactores LWR en Sellafield: MDF, en funcionamiento desde octubre de 1993, con una capacidad de 8 toneladas por año y una planta de fabricación de combustible MOX a escala industrial, la SMP, con una producción de 120 toneladas por año, para los LWR que entró en funcionamiento en 1998.

8. COSTE DE LA GESTIÓN FINAL DE LOS RESIDUOS RADIATIVOS Y DEL COMBUSTIBLE GASTADO

El coste de la gestión final de los residuos radiactivos y del combustible gastado, incluyendo el desmantelamiento de las centrales nucleares, teniendo en cuenta la inflación, se ha mantenido relativamente estable hasta el año 2006.

En el año 2007 se incorporó al Plan General de Residuos Radiactivos el coste del impuesto de la Comunidad Andaluza, lo que condujo a un incremento del coste del 5,5%.

Por lo tanto, el coste total de la gestión de residuos radiactivos, el combustible gastado y el desmantelamiento asciende a 15.036 millones de euros (2009).

Datos económicos del 6º Plan General de Residuos Radiactivos (Junio 2008)

PARTIDA	DESGLOSE PARTIDA	REALIZADO A 21/12/07 (k€)	ESTIMADO REALIZADO 2008 (k€)	CORTO Y MEDIO PLAZO 2009-2012	LARGO PLAZO 2013-2070	TOTAL (k€)	% PENDIENTE SOBRE TOTAL PARTIDA	% SOBRE TOTAL GESTIÓN RESIDUOS
RBMA	Gestión previa	96.546	5.765	18.904	123.294	244.509	58,16%	
	Gestión final	276.536	9.700	24.504	287.728	598.468	52,17%	
	Servicio de apoyo	295.653	17.557	73.321	465.760	852.291	63,25%	
	Asig.Ayuntam.	42.222	2.113	10.218	110.186	164.739	73,09%	
	Imp.Andaluz	14.306	5.630	31.152	487.913	539.001	96,30%	
	Total	725.263	40.765	158.099	1.474.881	2.399.008	68,07%	15,96%
CG/RAA	Gestión	40.658	119	475	164.706	205.958	80,20%	
	Almac.Temporal	219.697	35.784	376.773	870.828	1.503.082	83,00%	
	Reprocesado	825.916	24.947	69.514	0	920.377	7,55%	
	Gestión Final	161.137	411	1.645	3.096.900	3.260.093	95,04%	
	Asig.Ayuntam.	401.855	19.005	79.757	434.730	935.347	55,00%	
	Total	1.649.263	80.266	528.164	4.567.164	6.824.857	74,66%	45,39%
CLAUSURA	Clausura CC.NN.	217.176	9.707	116.479	2.332.956	2.676.318	91,52%	
	Clausura Inst. 1ªParte CCN	132.044	3.317	5.015	7.937	148.313	8,73%	
	Clausura otras Inst.	21.951	7.620	3.599	0	33.170	10,85%	

	Asig.Ayuntam.	6.330	614	2.396	36.875	46.215	84,97%	
	Total	377.501	21.258	127.489	2.377.768	2.904.016	86,27%	19,31%
OTROS	Total	42.457	792	2.490	12.825	58.564	26,15%	0,39%
I+D	Total	187.947	6.569	25.592	161.000	381.108	48,96%	2,53%
ESTRUCTURA	Total	796.470	35.567	131.129	1.505.000	2.468.166	66,29%	16,42%
TOTAL	Gestión	3.314.188	157.855	849.440	9.028.934	13.350.417	73,99%	85,92%
	Asig.Ayuntam.	450.407	21.732	92.371	581.791	1.146.301	58,81%	10,20%
	Imp.Andaluz	14.306	5.630	31.152	487.913	539.001	96,30%	3,88%
	Total	3.778.901	185.217	972.963	10.098.638	15.035.719	73,64%	100,00%

Fuente: ENRESA – Estudio Económico-Financiero actualizado del coste de las actividades contempladas en el 6º PGRR.

RBMA = Residuos de Baja y Media Actividad.

RAA = Residuos de Alta Actividad.

CG = Combustible Gastado

Se puede observar cómo la gestión del combustible irradiado contribuye con más de 6.800 M€ (el 45%) al coste total del PGRR, siendo la partida de coste más importante y con una gran diferencia al desmantelamiento (20%) y la gestión de los residuos de baja y media actividad (16%).

Desglosando el coste de la partida de la gestión del combustible irradiado, se tiene que: la gestión final (AGP) supone el 48% de la misma (3.260 M€), los almacenes temporales (piscinas, ATI y ATC), el 22% (1.503 M€), las asignaciones a los ayuntamientos, 13,7% (935 M€) y el reprocesado de combustible, el 13,5% (920 M€). Éstos últimos corresponden principalmente a los costes asociados a los residuos vitrificados de Vandellós I y Santa María de Garoña, que habrían de retornar a España en 2010 desde Francia y el Reino Unido, lo que podría resultar insuficiente si no se contempla las indemnizaciones que se tengan que pagar a dichos países por la demora en la entrega que sea atribuible a España por el retraso en la construcción del ATC.

9. CENTRO TECNOLÓGICO DE TRATAMIENTO DEL COMBUSTIBLE IRRADIADO DEL FUTURO: ALMACÉN TEMPORAL CENTRALIZADO (ATC)

A pesar de la novedad del proyecto, el sector nuclear tiene una amplia experiencia en el almacenamiento del combustible (en operación, piscinas y almacenes temporales individualizados) y con tecnologías probadas en más de 50 instalaciones en funcionamiento en más de 15 países. Además, los almacenes individualizados no son la mejor opción a medio plazo por el coste de las instalaciones y los equipos de mantenimiento y la vigilancia en cada central. Basándose en esto surge la idea del Almacén Temporal Centralizado (ATC), que optimiza las operaciones de vigilancia y seguridad y está diseñado para que duren varios decenios.

En principio, el combustible irradiado se almacena en piscinas o en almacenes en seco ubicados en la propia central nuclear para reducir su actividad (cada año se reduce a la centésima parte), después es transferido a un Almacén Temporal Centralizado donde se mantienen hasta su disposición final.

Países como Japón (Rokkasho), Francia (La Hague y Cadarache), Suiza (Zwilag), Suecia (Clab), Bélgica (Dessel), Alemania (Ahaus y Gorleben), Reino Unido (Sellafield), Holanda (Habog), Rusia (Mayak y Krasnoyarsk), han elegido esta solución, que no requiere para su emplazamiento características especialmente particulares y tiene las siguientes ventajas:

- Minimiza el número de instalaciones nucleares: Elimina la existencia dispersa de pequeños almacenamientos temporales de combustibles irradiados y de otros residuos de alta actividad.
- Optimiza los recursos, tanto humanos como económicos, destinados a la seguridad física y radiológica del combustible gastado al centralizarse éste en un único lugar.
- Soluciona la necesidad de gestión del combustible gastado que ya existe en España desde la puesta en marcha de la primera central nuclear (1968) y que parte está en el extranjero y que en un futuro próximo (1 de enero de 2011) habrá que repatriar.
- Es una instalación probada y en funcionamiento en los países más avanzados.
- Tiene en cuenta el avance de la investigación antes de optar por soluciones definitivas.

El moderno almacén holandés de Habog es el modelo de referencia para el proyecto español.



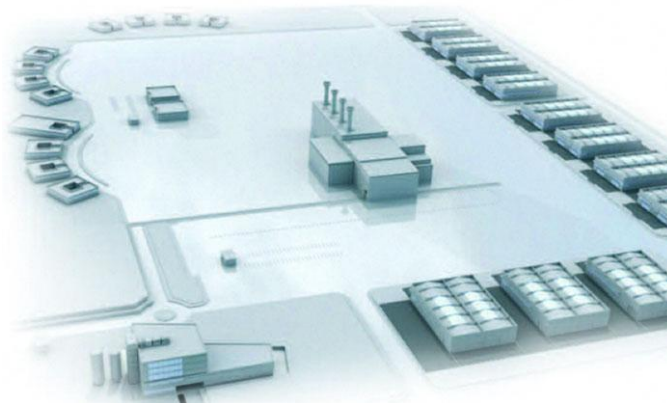
Centro Tecnológico Habog (HOLANDA)

En junio de 2006, el Gobierno español aprobó la construcción del ATC y en julio de ese mismo año, aprobó la creación Comisión Interministerial encargada de dirigir y supervisar la elección del emplazamiento, diseñando el proceso de participación e información pública, e impulsando las políticas públicas y previsiones legales que, en su caso, resulten necesarias para su aplicación al emplazamiento seleccionado.

La fecha fijada inicialmente para la puesta en marcha del ATC, dado que la mayor parte de las necesidades de capacidad de almacenamiento temporal convergen en el entorno de 2009-2014, debería ser antes del año 2011.

El emplazamiento, aún por determinar, está diseñado para albergar durante un período de 60 años unas 6.700 toneladas de elementos combustibles irradiados procedentes de la operación de las centrales nucleares, así como los residuos vitrificados procedentes del reproceso, especialmente de Vandellós I, que deben ser aceptados y gestionados a partir de 2011 (estos residuos se encuentran en Francia hasta el 2011, condición establecida en el acuerdo, y si España no dispone de un almacén para su gestión tendrá que pagar una penalización de 50.000 euros diarios).

El ATC tendrá características modulares y podrá ampliarse en caso de alargamiento de la operación de las centrales o de construcción de otras nuevas.



Parque Tecnológico y el ATC

El proceso, que sigue las directrices del programa europeo COWAM, se rige por los principios de transparencia y voluntariedad. El proyecto COWAM España ha contado con la participación de representantes de ayuntamientos, comunidades autónomas, universidades, colegios profesionales, instituciones y organismos como el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) y Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (ENRESA).

En el proyecto también está previsto reutilizar los residuos y disminuir su volumen, instalando en el mismo emplazamiento un centro tecnológico sobre técnicas de gestión avanzada del combustible gastado, la separación y transmutación de los residuos de período largo y la utilización óptima de los materiales energéticos recuperados en el proceso.

La selección del emplazamiento se ha producido en otros países del mismo modo, y tienen ya en operación este tipo de instalaciones. En España, el proceso se encuentra en la fase de información, previa a la presentación de candidaturas tras la correspondiente convocatoria en el BOE.

El proceso para la selección del emplazamiento ATC es el siguiente:

1. Información pública.
2. Convocatoria en el BOE.
3. Presentación de candidaturas.
4. Selección de candidatos.
5. Designación de ubicación por el Gobierno de España.

La solución elegida para el ATC por parte de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (ENRESA) es la llamada de cámaras o bóvedas de almacenamiento, que consiste en una estructura integral de aproximadamente 283 m de largo, 78 m de ancho y 26 m de alto respecto al suelo. Los conductos de salida de aire de edificios de almacenamiento alcanzan una altura de 5 m respecto al nivel del suelo. Consta de un edificio de recepción en el que se descarga el contenedor vehículo de transporte, un edificio de procesos en el que se llevan a cabo distintos procesos mecánicos para el acondicionamiento del combustible gastado y el resto de residuos, un edificio de servicios y procesos auxiliares que aloja recintos e instalaciones dedicadas a funciones auxiliares, los módulos de almacenamiento de las cápsulas de combustible y residuos vitrificados de actividad y la nave de almacenamiento de residuos acondicionados de media actividad. Estas instalaciones requieren una superficie de unas 13 hectáreas.

La instalación no produce energía, no es contaminante y creará unos 300 empleos.

Ante la creación del Almacén Temporal Centralizado español se plantea la necesidad de elaborar un Plan de Transporte que permita llevar el combustible gastado desde las centrales nucleares hasta la nueva instalación. Para la realización de esta actividad existe reglamentación internacional: el Acuerdo Europeo para el Transporte

de Mercancías Peligrosas por Carretera (ADR) y la Guía de Seguridad del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA). El empleo de contenedores adecuados y prácticas de transporte específicas minimiza o elimina los riesgos asociados al traslado de este tipo de residuos, equiparándolo a las contingencias a las que se expone cualquier mercancía cuando se transporta.

El contenedor de transporte consiste en un cilindro de acero con diferentes tipos de blindajes, en cuyo interior se transporta el combustible gastado y las pruebas a las que es sometido este contenedor garantizan su integridad ante cualquier incidencia:

- ▀ Caída libre desde 9 m de altura.
- ▀ Caída libre desde 1 m de altura sobre un punzón de acero.
- ▀ Resistencia al fuego a 800°C durante 30 minutos.
- ▀ Pruebas de inmersión a diferentes profundidades.

Adicionalmente, los contenedores han superado ensayos simulando situaciones extremas, como el impacto de una locomotora a más de 130 km/h.

10. GESTIÓN DEL COMBUSTIBLE GASTADO Y DE LOS RESIDUOS DE ALTA ACTIVIDAD EN ESPAÑA: SITUACIÓN ACTUAL Y POSIBLES ALTERNATIVAS FUTURAS

10.1. La situación actual

Se caracteriza por una serie de aspectos:

- Tiene una tipología de residuos producidos o previstos poco variada: Constituida en un 80% del volumen total a gestionar por combustible irradiado procedente de centrales de agua ligera con características físicas, químicas y radiológicas similares, el 13,4% son residuos acondicionados procedentes del reproceso del combustible realizado en años pasados y el 6,6% restante se estima sean residuos

provenientes del futuro desmantelamiento de las centrales españolas (si se produjera).

Esta poca diversidad conlleva una simplificación en la gestión debido a la homogenización de procesos y soluciones que ello permite.

- En 40 años de operación de una central, el volumen total de combustible irradiado y residuos de alta actividad a gestionar, una vez encapsulados, se estima en unos 13.000 m³, de los cuales unos 10.000 m³ serían combustible irradiado. Este volumen es el quinto mayor entre los países de la Unión Europea (equivalente al 6%).

Esta proporción se mantendría prácticamente igual en caso de que la vida de operativa se prolongara a 60 años (sin disminuir la potencia instalada).

- Gran flexibilidad en la definición de estrategias y toma de decisiones debido a la ausencia de compromisos futuros con otros países en materia de reproceso del combustible irradiado almacenado en España (tal como indica el Plan General de Residuos Radiactivos), siendo un aspecto importante en un sector en que, por sus características, las decisiones tienen efectos de muy larga duración y difícil reversibilidad.

- Existe una importante necesidad de construcción del Almacén Temporal Centralizado debido a los siguientes acontecimientos como son, el compromiso con Francia de retorno a España de los residuos provenientes del reproceso del combustible gastado de Vandellós I y el desmantelamiento de Zorita.

10.2. ¿Qué opción es la más indicada para el caso español?

Existen varias combinaciones o alternativas que se analizan de forma individual a continuación:

- Ciclo abierto y almacenamiento directo del combustible irradiado en un AGP: Es reconocida a nivel mundial como una solución viable, recomendable por motivos de no proliferación y sus costes

pueden ser estimados con mayor fiabilidad que el resto de las alternativas. Además, se tiene un conocimiento tecnológico internacional adquirido, con un gran esfuerzo en investigación y desarrollo, durante los últimos cuarenta años.

Es la solución elegida en la Unión Europea por países con programas nucleares para usos exclusivamente civiles como Suecia y Finlandia. Sin embargo, aún no hay en operación ningún Almacén Geológico Profundo (AGP) de combustible irradiado.

El potencial tecnológico y la capacidad económica española parecen suficientes para abordar con éxito esta alternativa, gracias a los conocimientos adquiridos por ENRESA en los últimos años y al conocimiento que se puedan adquirir de continuar con este proceso, tanto nacional como internacional.

Asimismo, España dispone de una geología de rocas estables, con las características necesarias para albergar un AGP con las garantías requeridas.

- Ciclo cerrado con reproceso: España dejó de considerar esta opción en los años ochenta debido, sobre todo, a motivos económicos, actualmente esta decisión no ha cambiado y no se prevé que la situación cambie en un futuro próximo, excepto en el caso en que se produzca una gran subida continua en el precio del uranio, momento en el que se aconseja tenerlo en consideración al margen de los factores sociales y de política energética. Por otro lado, tenemos que en Europa, países como Francia y Reino Unido, han desarrollado la tecnología y los procesos que hoy en día son utilizados aprovechando el potencial reciclado de los materiales fisionables recuperados en reactores térmicos o rápidos.

Si se hubiera reprocesado el combustible irradiado procedente de las centrales de agua ligera en las plantas de reproceso actuales, el consiguiente vitrificado de los residuos de alta actividad, imposibilitaría la separación y transmutación en el futuro de los actínidos minoritarios y

productos de fisión contenidos en los mismos, en caso de que la transmutación fuera una opción utilizable en el futuro.

- Ciclo cerrado con transmutación: La gestión del combustible irradiado basada en el reproceso y separación avanzados seguidos de la transmutación de los elementos radiactivos de larga vida en reactores rápidos de nueva generación, tiene potenciales e importantes ventajas: mayor aprovechamiento del contenido energético del combustible irradiado, menor radiotoxicidad y cantidad de los residuos a ser almacenados en el AGP.

Sin embargo, esta alternativa tiene una importante desventaja: la incertidumbre sobre la viabilidad como alternativa tecnológica. Se estima que países como Francia y Estados Unidos, cuya tecnología en este campo es la más avanzada, no esté disponible antes del 2040 para la separación avanzada, fabricación de combustibles para su transmutación y reactores avanzados donde esa transmutación, al menos parcialmente, sea posible.

- Ciclo cerrado basado en el reproceso y reciclado múltiple (con o sin transmutación posterior): Requiere, como característica principal, la disponibilidad de nuevos reactores rápidos cuyo diseño y operación necesitan casi un siglo de actividad nuclear para utilización comercial.

11. MARCO REGULATORIO DE LA GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS

La Ley 25/1964 estableció que las instalaciones nucleares deben contar con instalaciones especiales para el almacenamiento, transporte y manipulación de residuos radiactivos. Posteriormente por los Reales Decretos 1522 y 1899 del año 1984, actualizados y sustituidos por el 1349/2003, se posibilitó el cumplimiento de dicho requisito legal por los titulares de las instalaciones mediante contrato con una empresa debidamente autorizada para tal fin y se creó ENRESA con ese objeto. En 1989 se aprobó por el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio el Contrato-Tipo a suscribir entre las Empresa Eléctricas y ENRESA para

cumplir con dicha obligación y en el año 2001 el Apéndice J del citado Contrato que recoge el detalle de lo relativo al desmantelamiento de las centrales nucleares.

Los citados Reales Decretos establecían además los mecanismos asociados a la financiación correspondiente al Plan General de Residuos Radiactivos por los trabajos de ENRESA correspondientes a la gestión final de los residuos de media y baja actividad, el combustible irradiado y el desmantelamiento de las centrales nucleares objeto de dicha empresa. Conforme a dichos Reales Decretos la citada financiación, en lo que se refiere a las centrales nucleares, procedía de la tarifa eléctrica mediante un coeficiente revisable cada año. En 1997, con la Ley del Sector Eléctrico esta situación se elevó a rango de Ley, complementándose con otras disposiciones.

La situación legislativa a nivel nacional establecida por la Ley del Sector Eléctrico en 1997 se mantuvo hasta el año 2005 en el que a través del Real Decreto Ley 5/2005 de reformas para el impulso de la productividad se modificó parcialmente dicha Ley para internalizar en las centrales nucleares la parte del coste del Plan General de Residuos Radiactivos correspondiente a compromisos posteriores al 31 de marzo de 2005, permaneciendo la financiación del resto con cargo a la tarifa eléctrica.

Según la Ley 11/2009, de 26 de octubre, publicado en el BOE 259 del 27 de octubre, en su disposición novena, se realizan una serie de modificaciones en las leyes que hasta el momento regulaban la gestión de los residuos radiactivos:

- Ley 25/1964, sobre Energía Nuclear: Se añade un artículo 38 bis titulado "Gestión de los Residuos Radiactivos".

- Ley 54/1997, de 27 de noviembre, del Sector Eléctrico: Modificando la Disposición adicional sexta de la Ley titulada "Fondo para la financiación de las actividades del Plan General de Residuos Radiactivos".

De forma que a partir del 1 de enero de 2010, todo el coste queda internalizado y es de 0,669 céntimos de euro/kWh.

12. EL I+D EN RESIDUOS RADIATIVOS

La Empresa de Residuos Radiactivos (ENRESA) centra su esfuerzo en I+D en aquellas áreas donde las soluciones industriales no están plenamente implantadas y en aquellas otras donde existe posibilidad de mejora y optimización. Los sucesivos planes de investigación y desarrollo en la gestión de residuos radiactivos pretenden:

- ▀ Suministrar los conocimientos y herramientas que permitan avanzar en el desarrollo de mecanismos de gestión de seguros, idóneos, aceptables y viables para todos los tipos de residuos radiactivos.
- ▀ Desarrollar y verificar las tecnologías que posibiliten el desarrollo de dichas estrategias de gestión.
- ▀ Mejorar y optimizar los mecanismos de gestión ya implantados de una manera continua y sistemática.
- ▀ Promover la aceptación social, científica y política de los mecanismos de gestión utilizados mediante una comunicación fluida, abierta y clara, que transmita confianza y transparencia.
- ▀ Asegurar que los avances y progresos de la I+D se trasladan a la gestión de los residuos radiactivos, mejorando la seguridad y optimizando los costes.

Siguiendo las líneas del 6º Plan General de Residuos Radiactivos se han establecido áreas técnicas de trabajo:

- ▀ Tecnología del residuo.
- ▀ Almacén Temporal Centralizado (ATC).
- ▀ Evaluación de la seguridad a largo plazo.
- ▀ Apoyo a instalaciones.

El Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas, universidades y empresas españolas, y otras agencias de diferentes países cooperan de manera habitual con la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos.