

# GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS: SITUACIÓN, ANÁLISIS Y PERSPECTIVA



FUNDACION PARA ESTUDIOS SOBRE LA  
ENERGÍA



V o l u m e n 1

**GESTIÓN DE RESIDUOS  
RADIATIVOS:  
SITUACIÓN,  
ANÁLISIS  
Y PERSPECTIVA**

© 2007. Fundación para Estudios sobre la Energía

Depósito legal: M-38210-2007

Diseño y maquetación: Dispublic, S.L.

Impresión: Gráficas Monterreina, S.A.

# Prólogo



Con el impulso del rector de la Universidad Politécnica de Madrid y de los directores de las escuelas de Minas e Industriales, se ha creado la Fundación para Estudios sobre la Energía, con la participación de las diferentes escuelas de Ingenieros relacionadas con la energía y de tres organismos de la Administración del Estado, el Ciemat, el IDAE y la Comisión Nacional de la Energía.

La Fundación pretende desempeñar un papel de ayuda a la Administración para tomar las medidas que parezcan adecuadas y a la opinión pública para que las exija y las acepte. La problemática energética necesita, en efecto, cada vez más estudios y opiniones que permitan fundamentar las decisiones políticas y empresariales.

En este documento presentamos hoy un estudio sobre la gestión de los residuos radiactivos, tema especialmente controvertido en torno a la problemática de la energía nuclear. No pretendemos en él aconsejar políticas o medidas al respecto, sino tan sólo situar el problema en sus justos términos, describiendo lo que se sabe y lo que no se sabe, sobre lo que se debe y se puede hacer frente a los riesgos que entraña la existencia de dichos residuos.

El estudio se materializa en dos volúmenes, en el primero se revisa la situación de la gestión del combustible gastado en sus diferentes aspectos: técnico, de seguridad y de opinión pública y hace un análisis específico de la situación en España. El volumen 2 recoge el análisis de la situación de la gestión en los principales países de la OCDE. El trabajo se completa con dos separatas: un resumen técnico del trabajo realizado y un resumen ejecutivo del mismo.

El estudio ha sido realizado por el siguiente equipo de técnicos:

Alberto López García. Ingeniero Industrial, director del estudio.

Carlos del Olmo. Ingeniero de Minas, subdirector del estudio.

Armando Uriarte. Doctor en Ciencias Químicas.

Manuel Toharia. Físico, sociólogo y periodista.

Eduardo Gallego. Profesor titular de la E.T.S. de Ingenieros Industriales de Madrid.

Aurelio Ulibarri. Ingeniero Industrial.

Isaac González. Doctor en Ciencias Físicas, Fundación Gómez Pardo.

Con la colaboración de un grupo de expertos internacionales formado por:

Klaus Kühn. Profesor de la Universidad de Clausthal, ha sido director del IFT (RFA).  
Allan Duncan. Miembro del RWMC (NEA), fue director del H.M. Inspectorate of Pollution (UK).  
Robert Guillaumont. Miembro de la Comisión Nationale d'Evaluation y Académico (Francia).  
Claes Thegerström. Presidente de SKB (Agencia de Gestión de R.R. Suecia).  
Javier Reig. Director de Seguridad Nuclear de la Agencia de Energía Nuclear (NEA-OCDE).

Y supervisado por:

Juan Manuel Kindelán. Ingeniero de Minas, vicepresidente de la Fundación.  
José María Martínez Val. Ingeniero Industrial, adjunto al vicepresidente.  
Ramón Gavela. Doctor en Ciencias Químicas, Ciemat.  
Carlos Fernández Ramón. Catedrático de la E.T.S. de Ingenieros de Minas de Madrid.  
Francisco Javier Elorza. Subdirector de la E.T.S. de Ingenieros de Minas de Madrid.  
Fernando Robledo. Ingeniero Naval, Fundación Gómez Pardo.

El estudio se ha llevado a cabo con la aportación económica de Unesa, Enresa, Consejo de Seguridad Nuclear, Ciemat y la Comisión Nacional de la Energía, que, sin embargo, no han participado en su elaboración.

**Juan Manuel Kindelán**

Vicepresidente Ejecutivo de la Fundación  
para Estudios sobre la Energía

**Jose María Martínez Val**

Adjunto al vicepresidente

# Sumario

<b>Resumen ejecutivo</b> .....	VII
<b>Capítulo 1</b> Energía nuclear y residuos radiactivos .....	1
<b>Capítulo 2</b> Seguridad y protección radiológica asociadas a la gestión de residuos radiactivos .....	25
<b>Capítulo 3</b> Situación de la gestión de los residuos radiactivos en los principales países de la OCDE .....	61
<b>Capítulo 4</b> Estado de la cuestión en España. El Plan General de residuos radiactivos .....	97
<b>Capítulo 5</b> Tecnología y opciones tecnológicas para la gestión del combustible gastado y residuos de alta actividad .....	127
<b>Capítulo 6</b> Situación y análisis de las diferentes opciones de gestión del combustible gastado .....	235
<b>Capítulo 7</b> Residuos radiactivos y sociedad .....	271

# Resumen ejecutivo



## Introducción

La Fundación para Estudios sobre la Energía ha elaborado el estudio *Gestión de Residuos Radiactivos: Situación, Análisis y Perspectiva*. En este resumen ejecutivo se presentan los aspectos principales del mismo.

La energía nuclear y los isótopos radiactivos son ampliamente utilizados en actividades como la producción de electricidad, aplicaciones médicas o procesos industriales. Todas estas actividades generan residuos radiactivos cuya gestión es necesaria por razones de protección de las personas y del medio ambiente.

El mayor volumen de estos residuos corresponde a los residuos de media y baja actividad. Las tecnologías necesarias para la adecuada gestión de los mismos han sido desarrolladas, gracias al esfuerzo tecnológico realizado durante los últimos treinta años, y en la actualidad están disponibles para su utilización. Ello ha permitido que en la mayoría de los países de la OCDE, como es el caso de España, estén instalados y en operación a escala industrial sistemas de gestión de estos residuos, seguros y respetuosos con el medio ambiente. La cantidad de residuos de media y baja actividad que en los principales países de la OCDE, ya están almacenados de forma definitiva, supera la cifra de 12.000.000 m<sup>3</sup>. Ello da una idea de la amplia experiencia técnica y operativa alcanzada.

El establecimiento y operación de los sistemas de gestión de los residuos de baja y media actividad es también condición necesaria para abordar el desmantelamiento de las centrales nucleares al final de su vida operativa. En España, por ejemplo, las actuaciones de desmantelamiento llevadas a cabo en Vandellós I o las previstas para el desmantelamiento de Zorita no hubieran sido posibles si no estuviera en operación el almacenamiento de El Cabril y el resto de sistemas y procesos constitutivos de la gestión de residuos de media y baja actividad.

El combustible gastado, descargado de los reactores nucleares es el principal material con alta actividad y radiotoxicidad generado en el mundo. Desde los años cincuenta se ha venido trabajando en el desarrollo de tecnologías para su gestión, lo que ha permitido su manejo, acondicionamiento y almacenamiento temporal de forma segura. No obstante, aún no se ha llevado a cabo la eliminación o el almacenamiento definitivo de estos materiales o de los residuos de alta actividad (RAA) generados en su gestión.

Este estudio se centra precisamente en la gestión del combustible gastado y los residuos de alta actividad. Si bien el informe tiene un marcado enfoque tecnológico y medioambiental, se han considerado, también, otras variables relacionadas con la gestión de estos materiales, como son las estratégicas, las económicas y las de aceptación social.

## **1. La gestión del combustible gastado (CG) y residuos de alta actividad (RAA)**

### **Energía nuclear y generación de combustible gastado**

La energía nuclear proporciona el 16% de la electricidad mundial, manteniéndose en los últimos 20 años su aportación porcentual respecto al total de fuentes energéticas. Hay en el mundo más de 440 reactores nucleares comerciales en funcionamiento, en 34 países, con más de 370.000 MW de potencia eléctrica instalada. Algunos países, tales como Finlandia, Japón, Corea, China, India y Rusia están construyendo nuevas centrales nucleares, y otros como Francia, Estados Unidos y Sudáfrica tienen planes de construcción. Sin embargo Alemania, Bélgica, España, Suecia y Holanda han considerado o tienen en discusión el abandono de este tipo de energía.

En España la utilización comercial de la energía nuclear comenzó en 1968 con la conexión a la red de la primera central nuclear. A fin de 2006 había ocho reactores en funcionamiento con una potencia instalada de 7.728 Mwe<sup>1</sup> que produjeron en dicho año 60.110 Gwh, el 20% de la electricidad generada en España, **figura 1**, siendo, después del gas natural y del carbón, la tercera fuente de generación.

Se estima que, anualmente, en la producción de electricidad de origen nuclear, se producen en el mundo unas 10.500 t de combustible gastado, y se espera un incremento a 11.500 t para 2010. Dado que menos de la tercera parte de esta cantidad es reprocesada, unas 8.000 tU se unen cada año al inventario de combustible gastado almacenado temporalmente. En el año 2003, la cantidad acumulada de combustible gastado generado en el mundo era de unas 275.000 tU, [EST-05] y la de combustible almacenado unas 186.000 t, siendo el resto (89.000 tU) reprocesado.

---

<sup>1</sup> Una vez producido el cese definitivo de la explotación de la central nuclear Jose Cabrera en abril de 2006

## Año 2006. Estructura de producción eléctrica en España

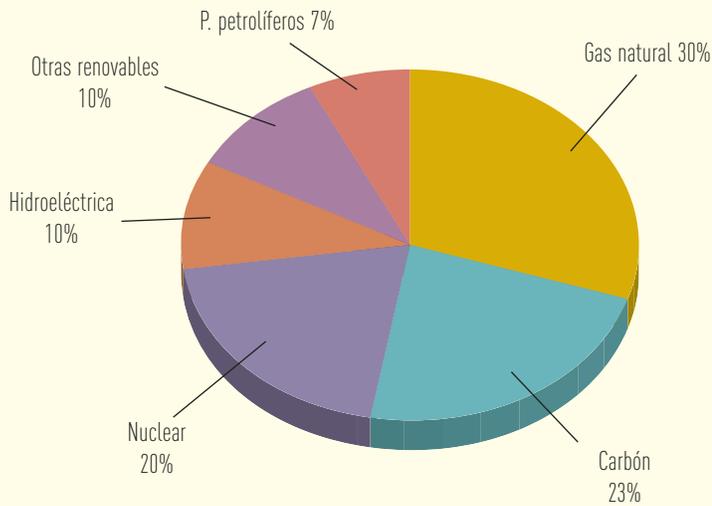
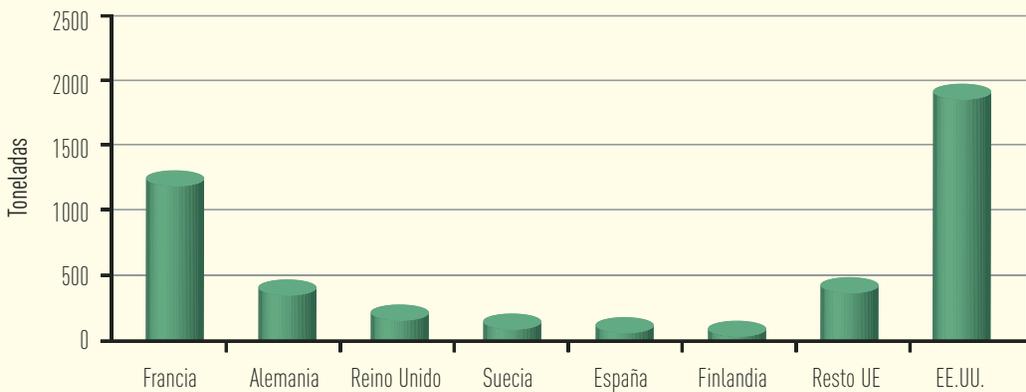


Figura 1. Estructura de la producción eléctrica en España en 2006.



Fuente WNA

Figura 2. Generación anual de combustible gastado. Estimación 2006.

Las centrales nucleares españolas tenían almacenado en sus piscinas, a finales de 2005, un total de 3.370 t, estimándose que el parque nuclear actual generará una cantidad adicional similar de combustible gastado hasta el final de la vida operativa de las centrales, supuesta, a efectos de planificación, en 40 años. España es el quinto productor de combustible gastado de la UE (figura 2).

### Características del combustible gastado (CG) en reactores térmicos de agua ligera

La mayoría del combustible gastado, figura 3, está compuesto por el U original, que representa el 95% del porcentaje másico del combustible, correspondiendo el resto a productos de activación y de fisión, así como a actínidos transuránicos (TRU): Np, Pu, Am y Cm y sus descendientes.

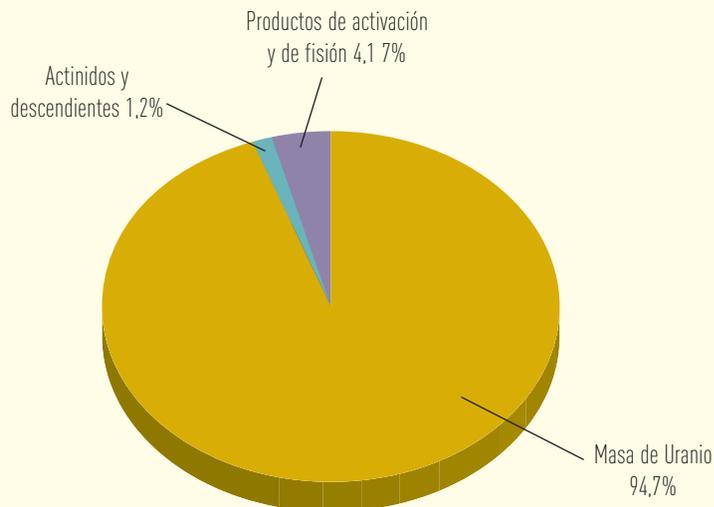


Figura 3. Composición en porcentaje másico en una pastilla de combustible gastado con un quemado de 40.000 MWd/tU (Enresa).

La radiactividad del combustible gastado es muy elevada, decreciente en el tiempo pero duradera durante largos periodos como se puede apreciar a escala logarítmica en la figura 4.

Durante los primeros 200 años, es debida principalmente a los productos de fisión que son emisores de radiaciones beta y gamma. Después de estos 200 años, serán los elementos transuránicos, básicamente emisores de partículas alfa, los mayores contribuidores a la radiactividad del combustible. Pasados 100.000 años, la radiactividad será debida, fundamentalmente, al U, Np, Pu y sus productos de desintegración radiactiva, así como a los productos de fisión Tc-99, I-129, Cs-135 y otros de vida larga.

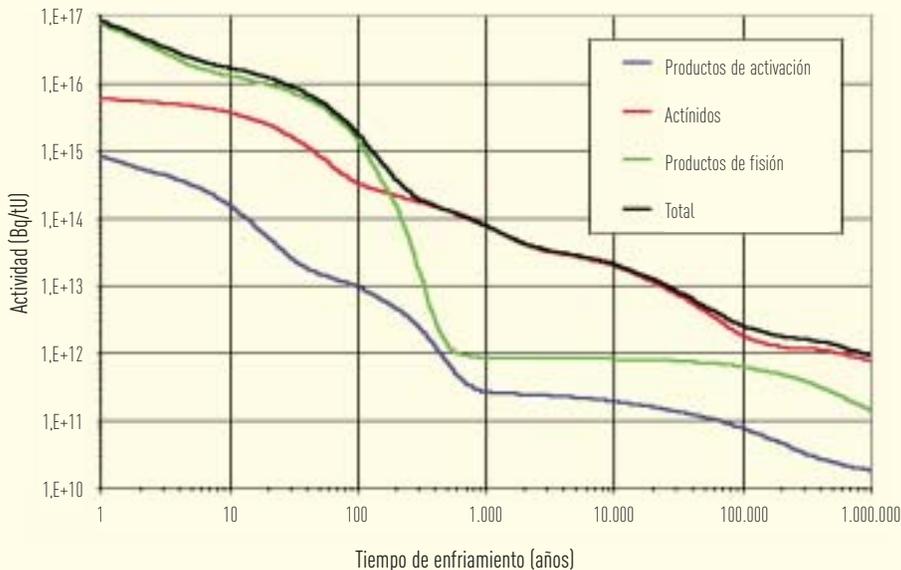


Figura 4. Radiactividad total del combustible gastado (Enresa).

## Principios básicos de la gestión de los residuos radiactivos

El objetivo principal de la gestión de los residuos radiactivos es su tratamiento con vistas a proteger la salud del ser humano y el medio ambiente ahora y en el futuro sin que ello suponga una carga para las generaciones venideras.

En la gestión del CG y 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 Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes*.

## Opciones de gestión del combustible gastado

La gestión del combustible gastado es el término aplicado al conjunto de medidas, tanto en sentido técnico como institucional, por medio de las cuales se pretende asegurar que los combustibles gastados no sean un obstáculo para la operación normal de las centrales nucleares y que esas medidas técnicas no supongan, ni individualmente ni en su conjunto, un riesgo indebido para el ser humano y el medio ambiente.

El combustible nuclear, una vez ha finalizado su etapa de producción de energía en el reactor, es almacenado en las piscinas de combustible gastado de la misma central nuclear para evacuar el

calor residual que produce. A partir de este momento existen las siguientes opciones básicas de actuación:

- ▶ **Ciclo abierto:** después de un período indefinido de almacenamiento temporal (bien en húmedo: piscinas, bien en seco: contenedores), se procede al acondicionamiento y encapsulado del combustible para su almacenamiento definitivo como residuo.
- ▶ **Ciclo cerrado:** tras un periodo de almacenamiento temporal, se procede al reproceso del combustible gastado, con objeto de separar el uranio y el plutonio del resto de componentes, para su utilización posterior en un nuevo proceso de fisión nuclear como materiales energéticos, mejorando el aprovechamiento de la potencialidad energética del U. Los 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 RAA y RMA no susceptibles de ser almacenados definitivamente cerca de la superficie, deberán ser almacenados en un Almacén Geológico Profundo (AGP), igual que los CG, considerados residuos de alta actividad en el ciclo abierto, si bien la actividad total de los residuos almacenados sería inferior.

La decisión sobre una determinada estrategia para la gestión del combustible gastado es un asunto complejo en el que intervienen factores políticos, económicos, de conservación de recursos, protección medioambiental y opinión pública, el último de los cuales ha llegado a ser un factor predominante en la toma de decisiones de muchos países.

### Coste de la gestión del combustible gastado

El coste de producción de electricidad de un ciclo, incluye tanto los costes de inversión, operación y mantenimiento de las centrales nucleares productoras de electricidad, como los correspondientes al ciclo del combustible (primera parte, previa a su entrada en el reactor y segunda parte, una vez retirado del reactor como combustible gastado). De forma general, para cualquiera de los ciclos considerados, el coste de construcción y operación de la central nuclear es muy superior al del ciclo del combustible. Como ejemplo, en la [figura 5](#) se representa la estructura de coste de producción eléctrica en el caso de ciclo abierto, donde puede apreciarse que la inversión en la central nuclear representa alrededor del 62% del coste unitario de producción, a la operación y mantenimiento de la central corresponde el 22%, el coste de la primera parte del ciclo (mineral de uranio, concentrado, conversión, enriquecimiento y fabricación del combustible) contribuye al 11% del total, mientras que el coste de la segunda parte del ciclo (almacenamiento temporal, encapsulado y almacenamiento final en el AGP) es sólo del orden del 5% del coste unitario total, esto es entre 0,15 y 0,2 c€/ kWh.

## Estructura del coste unitario de producción eléctrica en ciclo abierto

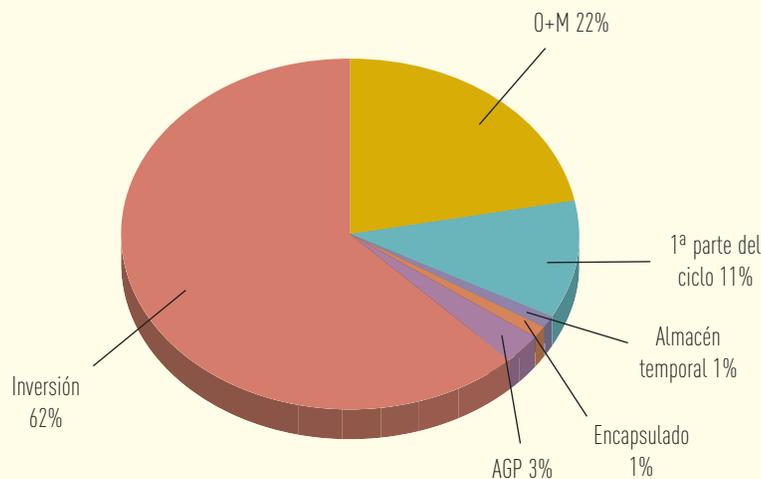


Figura 5. Estructura del coste unitario de producción eléctrica en ciclo abierto.

## 2. Situación y perspectiva de la gestión del combustible gastado y los residuos de alta actividad en España

### Situación actual

La situación de la gestión del combustible gastado y residuos de alta actividad y larga vida en España se identifica por las siguientes características:

- ▶ Una tipología de residuos ya ocasionados o previstos muy poco variada, constituida en un 80% del volumen total a gestionar por CG procedente de centrales de agua ligera con características físicas, químicas y radiológicas similares, el 13,4% son residuos acondicionados procedentes del reproceso de combustible realizado en años pasados y el 6,6% restante se estima sean residuos provenientes del futuro desmantelamiento de las centrales españolas. La poca diversidad en la tipología de los residuos a gestionar debería representar una simplificación en la gestión por la homogeneización de procesos y soluciones que ello permite.
- ▶ Supuesta una vida operativa de las centrales nucleares de 40 años, el volumen total del combustible gastado y residuos de alta actividad y larga vida a gestionar, una vez encapsulados, se estima en unos 13.000 m<sup>3</sup>, de los cuales unos 10.000 m<sup>3</sup> (6.674 tU) serían combustible gastado. Este volumen es el quinto mayor entre los países de la UE, equivalente al 6% del total de la Unión.

- ▶ La ausencia de compromisos futuros con otros países en materia de reproceso del CG almacenado en España, tal como se desprende del texto del PGRR (Plan General de Residuos Radiactivos), permite una gran flexibilidad en la definición de estrategias y toma futura de decisiones, lo cual es muy importante en un sector en que por sus características, las decisiones tienen efectos de muy larga duración y difícil reversibilidad.
- ▶ El compromiso con Francia de retorno a España de los residuos provenientes del reproceso del CG de Vandellos 1, el desmantelamiento de Zorita y alguna situación puntual de posible saturación de la capacidad de la piscina de alguna central aconseja implantar las oportunas soluciones de incremento de capacidad de almacenamiento temporal en el entorno del 2010.

### **Estrategia establecida en el Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR)**

El PGRR ha establecido el ATC (Almacenamiento Temporal Centralizado) como pieza esencial de gestión para el almacenamiento temporal de estos residuos por un periodo de 60 años, ello independientemente de las soluciones individuales que pudieran establecerse en cada central, como segunda opción, para resolver los problemas puntuales de almacenamiento temporal que se puedan plantear en el corto plazo en caso de retraso del ATC.

Dotar al sistema español de una instalación de almacenamiento temporal centralizado de CG y residuos de alta actividad y larga vida parece una decisión acertada que comparada con cualquier otra alternativa tiene ventajas estratégicas, de seguridad, de protección física, económicas y operativas.

No obstante, el plazo de cinco años previsto para la ubicación, construcción y puesta en marcha de la instalación puede ser insuficiente, en especial para resolver de forma satisfactoria el proceso de negociación y aceptación pública requerido para su ubicación. Las recientes resoluciones parlamentarias habidas reconociendo la conveniencia de esta instalación y la Comisión Interministerial creada al efecto son instrumentos muy valiosos favorables para el cumplimiento en plazo establecido en el programa.

El Plan estima en más de 3.000 M€ el coste de las actividades de gestión final del CG, equivalente al 50% de toda la gestión del CG y residuos de alta actividad y larga vida y al 25% del coste total estimado para toda la gestión de todos los tipos de residuos radiactivos, incluyendo los del desmantelamiento de las centrales.

### **Análisis de la viabilidad de los diferentes tipos de ciclo de CG en el caso español**

La alternativa de **ciclo abierto** y almacenamiento directo del CG en un AGP es reconocida a nivel mundial como una solución viable, recomendable para muchos por motivos de no proliferación y sus costes pueden ser estimados con mayor fiabilidad que los del resto de alternativas. Todo ello gracias al conocimiento tecnológico adquirido por el esfuerzo de I+D desarrollado a nivel internacional durante los últimos cuarenta años. Es la solución elegida en la UE por países con programas nucleares para usos exclusivamente civiles como Suecia o Finlandia y por los Estados Unidos para el CG procedente de las centrales nucleares comerciales. Sin embargo, aún no hay en operación ningún almacén geológico profundo de combustible gastado.

El potencial tecnológico español parece suficiente para abordar con éxito esta alternativa, gracias tanto a los conocimientos ya adquiridos mediante el programa de I+D desarrollado por Enresa durante los últimos veinte años, como a los que podrían ser adquiridos de continuar con este proceso de generación de conocimientos en sus dos dimensiones, doméstica y de cooperación internacional.

Debido al sistema de financiación establecido desde 1984 y a las dotaciones de recursos financieros que se han venido destinando desde entonces al Fondo para la Gestión de Residuos Radiactivos y la previsión de su continuidad según las estimaciones de los PGRR, España tiene también la capacidad económica suficiente para abordar con éxito esta alternativa de ciclo abierto y almacenamiento directo del CG en el AGP.

También gracias al conocimiento geológico desarrollado en los últimos años, parece razonable pensar que nuestra geología ofrece rocas estables, con las características necesarias para albergar un AGP con las garantías requeridas.

La alternativa de **ciclo cerrado** con reproceso según la tecnología y procesos hoy utilizados a escala industrial en Francia y Gran Bretaña y el posterior potencial reciclado de los materiales fisionables recuperados en reactores térmicos o rápidos es una opción que España dejó de considerar a principio de los años ochenta, principalmente por razones económicas. Las condiciones que aconsejaron esa decisión no han cambiado de forma sustancial por lo que no parece previsible un cambio estratégico al respecto. Sólo una subida desorbitada y persistente del precio del uranio podría aconsejar su consideración, al margen de otros factores sociales y de política energética, que en todo caso deberían ser tenidos en cuenta.

Adicionalmente, si se hubiera reprocesado el CG procedente de las centrales de agua ligera en las plantas de reproceso actuales, el consiguiente vitrificado de los RAA, imposibilitaría la separación y transmutación futuras 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.

La gestión del CG basada en el reproceso y separación avanzados seguidos de la transmutación de los elementos radiactivos de larga vida en reactores rápidos de nueva generación (**ciclo cerrado con transmutación**), tiene potenciales e importantes ventajas como son el mayor aprovechamiento del contenido energético del CG y la menor radiotoxicidad y cantidad de los residuos a ser almacenados en el AGP. No obstante esta opción tiene aún incertidumbres esenciales sobre su viabilidad para poder ser considerada en la actualidad una verdadera alternativa tecnológica, quedando pendiente la realización de los correspondientes análisis de coste / beneficio, una vez que se disponga de la información necesaria para su desarrollo. No parece factible que los países más avanzados en estas tecnologías, Francia y Estados Unidos, dispongan antes de 2040 de instalaciones industriales de separación avanzada, fabricación de combustibles para su transmutación y reactores avanzados donde esa transmutación, al menos parcialmente, sea posible.

El ciclo cerrado del combustible gastado basado en el reproceso y reciclado múltiple, con o sin transmutación posterior, requeriría, como característica principal, la disponibilidad de nuevos tipos de reactores rápidos. El diseño, construcción y operación de estos nuevos reactores, requieren un horizonte del orden de un siglo de actividad nuclear.

En resumen, la separación y transmutación es una opción de gran interés potencial, que puede contribuir, de forma relevante, a disminuir el inventario radiológico a gestionar en el AGP, pero requiere un gran esfuerzo de I+D para su desarrollo. Este esfuerzo solo tiene sentido en un contexto de continuidad del uso de la energía nuclear de fisión para la producción de electricidad.

La capacidad científica y tecnológica española parece insuficiente para generar aportes significativos, a un coste razonable, a esta opción salvo que se realicen de forma coordinada con otros países en proyectos de cooperación internacional.

Las estimaciones de costes de esta opción, aún muy preliminares y con fuertes incertidumbres, superarían los previstos en el PGRR vigente para la gestión final del CG, planteando dudas sobre la suficiencia del Fondo para la Gestión de Residuos Radiactivos para completar con éxito esta gestión.

Por todas las razones apuntadas y por las implicaciones de largo plazo asociadas, esta opción de ciclo de combustible debiera considerarse principalmente una opción de estrategia o política energética de largo plazo, más que una opción de gestión de residuos.

### **Importancia del ATC y del AGP para el programa español**

#### **► ATC**

Los diversos sistemas de almacenamiento temporal del combustible en operación en el mundo, constituyen hoy en día tecnologías probadas, con más de 50 instalaciones funcionando en más de una quincena de países, experiencia a la que hay que añadir la de operación de las piscinas de las centrales.

No obstante, el almacenamiento temporal del combustible gastado, más o menos prolongado, no puede considerarse como una opción de gestión del mismo, sino como la etapa inicial de cualquier tipo de gestión.

Una vez que se produzca la puesta en marcha del ATC, tal como está programado en el PGRR, el CG podrá estar almacenado de forma segura durante varias generaciones (el vigente PGRR contempla al menos sesenta años tras su construcción). España tendría una situación muy consistente y flexible en cuanto a su estrategia de gestión, teniendo abierta la posibilidad de elegir cualquiera de las opciones de ciclo de combustible:

- El periodo de vida del ATC y el Fondo para la gestión de residuos radiactivos facilitan el tiempo y los recursos financieros necesarios para el desarrollo del AGP, estando por tanto éste disponible para recibir el combustible gastado si la opción finalmente elegida es la de ciclo abierto.
- Si durante esos sesenta años se registraran de forma sostenida subidas del precio del uranio y descensos en el del servicio de reproceso, de forma que la opción de ciclo cerrado con reciclado, bien en reactores térmicos bien en rápidos, fuera competitiva respecto a la opción de ciclo abierto, España estaría en condiciones de elegir esa opción pues tendría en el ATC el CG intacto disponible para su reproceso, los recursos financieros necesarios facilitados por el Fondo y disponibilidad futura para recibir los RAA procedentes del

reproceso en el AGP gracias al desarrollo de las actividades del mismo mantenidas a lo largo del tiempo.

- ▶ Incluso si en las próximas décadas se resolvieran de forma satisfactoria las incertidumbres existentes sobre las nuevas tecnologías de reproceso, separación y reciclado múltiple y se mostraran competitivos los futuros reactores transmutadores, España también estaría en condiciones de tomar esta opción si las futuras decisiones de política energética lo considerasen oportuno.

### ▶ **AGP**

Existe consenso internacional en el reconocimiento de la necesidad del almacenamiento geológico profundo para la disposición final de estos residuos independientemente de la opción tecnológica elegida para la gestión del CG, ciclo abierto o ciclo cerrado en cualquiera de sus variantes, con o sin transmutación.

El aislamiento del CG y los RAA en formaciones geológicas mediante sistemas de barreras múltiples, se considera la opción más segura y viable que puede satisfacer los restrictivos límites y condiciones de seguridad impuestos a este tipo de almacenamiento con tecnologías actualmente disponibles. El AGP es un concepto recomendado por los principales organismos internacionales competentes en materia nuclear y sobre el que se ha acumulado un gran conocimiento, a través de importantes programas de I+D de la UE y países avanzados.

Sin embargo, el rechazo social a este concepto ha retrasado su puesta en práctica. Actualmente dos países: Estados Unidos, que ya tiene un AGP en operación para los residuos con elementos transuránicos no emisores de calor, y Finlandia, han designado el emplazamiento donde se construirá el AGP para combustible gastado y tienen prevista su operación antes de 2020. Suecia y Francia cuentan con laboratorios subterráneos avanzados, y aunque aún no han designado el emplazamiento elegido para la construcción del AGP, prevén su operación hacia 2025.

Los programas nacionales que más han avanzado en los últimos años, han escogido una aproximación mediante un proceso de toma de decisiones con etapas claramente definidas en un proceso de concertación social y con apoyo parlamentario. Esto permite flexibilización y adaptación a desarrollos (o involuciones) político-sociales y científico-tecnológicos. En este contexto, la recuperabilidad es un elemento esencial en dicha flexibilización ya que permitiría revertir decisiones tomadas en su momento.

La referencia de los países que más adelantado tienen sus programas de AGP (Estados Unidos, Francia, Suecia o Finlandia) muestra que para completar el conjunto de actividades necesarias para disponer de esta instalación, esto es, la generación de conocimientos previos, el proceso de ubicación de la instalación, la caracterización del emplazamiento y la construcción de las instalaciones, se requiere del orden de 40 / 50 años de actividad continua.

El PGRR español establece a efectos de planificación y estimación de costes que el AGP iniciaría su operación en el año 2050. Para ello, considera un periodo, entre 2025 y 2040, para toma de decisiones y caracterización del emplazamiento, previendo la construcción de las instalaciones entre 2040 y 2050. No especifica sin embargo una programación de actividades entre 2006 y 2025, a efectos de cumplir el objetivo de poner en marcha el AGP en 2050.

Para disponer de un AGP en funcionamiento en 2050 sería necesario establecer una programación específica de las actividades a realizar tanto en el corto como en el largo plazo, así como los correspondientes hitos de cumplimientos parciales en especial aquellos que permitan la participación ciudadana y del Consejo de Seguridad Nuclear en el proceso.

### **¿ATCs o AGPs internacionales?**

Salvo alguna iniciativa realizada por Rusia, no existe un mercado internacional de servicios de almacenamiento temporal sin reproceso y cada vez son más los países cuyas legislaciones prohíben el almacenamiento final del CG originario de centrales de fuera de sus fronteras y de los residuos provenientes del tratamiento o reproceso del mismo. Independientemente de los esfuerzos que organismos como la OIEA está realizando para conseguir la ubicación y construcción de un AGP internacional, en especial para albergar CG y residuos provenientes de países con geologías poco favorables o con programas nucleares de pequeño tamaño, parece poco probable que haya en el corto y medio plazo un mercado internacional para futuros servicios de almacenamiento geológico.

El razonamiento anterior redundante en la idea de que tanto el ATC como el AGP son piezas necesarias en una gestión ambiental responsable de un país con un programa nuclear de la dimensión del español. Parece por tanto aconsejable focalizar los esfuerzos de gestión (técnicos, sociales y de comunicación) en los programas de ubicación y construcción de aquellas instalaciones para las que no parece posible otra solución que la que cada país pueda implantar por sí mismo, esto es el ATC y el AGP, cada uno con sus respectivas características, prioridades y calendario.

### **Capacidad tecnológica española e I+D**

En España hay un importante desequilibrio entre la dimensión del programa nuclear de generación eléctrica (con las consiguientes cantidades de CG a gestionar) y la limitada infraestructura existente en instalaciones de contenido científico y tecnológico adecuadas para el estudio del comportamiento del CG y su evolución en el tiempo. El PGRN prevé reducir este desfase con la dotación de nuevas instalaciones, previsiblemente a ser instaladas en el ATC, para evaluar la evolución y comportamiento del combustible irradiado en el largo plazo. La dotación de estas nuevas instalaciones debería ir acompañada de un programa de incorporación y preparación del personal científico encargado de su operación y de colaboración con universidades y centros de investigación.

Las actividades de I+D relativas al estudio del CG y su encapsulado, son sólo una parte de los desarrollos tecnológicos necesarios para disponer de un AGP. Es necesario además un progreso paralelo, progresivo y coordinado con el resto de actividades, de aquellas relativas a los métodos de caracterización del medio geológico, especialmente de las características geomecánicas, hidrogeológicas y geoquímicas de las formaciones cristalinas y sedimentarias de nuestro país a las profundidades de referencia para el AGP. Estas actividades debieran seguir simultaneándose con la participación en proyectos internacionales de I+D que dispongan de infraestructuras de I+D y laboratorios subterráneos no disponibles en España y cuya generación de conocimientos sea de interés para nuestro programa.

Parece también necesario, establecer un plan de actuación en I+D que permita el seguimiento de la generación de conocimientos científicos y tecnológicos que a nivel mundial se vayan generando

en el ámbito de la separación para la transmutación, fabricación de combustibles para transmutación y transmutación, todo ello con el fin de orientar las futuras actualizaciones del PGRR en función de las perspectivas de viabilidad de la transmutación.

El esfuerzo de I+D a realizar en este campo, debería ser proporcionado al papel que la política energética española otorgue al programa nuclear futuro y a nuestras necesidades de gestión de residuos. Es recomendable en este sentido participar en los programas de la UE sobre separación y transmutación, así como en los relacionados con los desarrollos de nuevos reactores. Esta participación, debería tener siempre unos objetivos tecnológicos adaptados a nuestras necesidades y de retorno económico realistas.

### **Financiación de la gestión**

Uno de los elementos esenciales en la estrategia establecida en España para la gestión de estos residuos es el sistema de financiación. Los recursos financieros a recaudar para ser aplicados en las futuras actividades de la gestión son estimados en las diferentes revisiones del PGRR. Estas estimaciones son por tanto esenciales para hacer posible la gestión, más aún si se tiene en cuenta que en el momento de cada futura revisión del plan la vida operativa pendiente de las centrales será cada vez menor y por lo tanto será menor el margen para rectificar el ritmo necesario de generación de las dotaciones al fondo.

Otro tema a considerar en el aspecto económico de la gestión de CG es el potencial incremento e incertidumbre de su coste por la realización de tareas relacionadas con el ciclo cerrado avanzado basado en la transmutación, tanto en sus aspectos científicos y de I+D en el corto y medio plazo como las potenciales futuras a mayor escala en el largo plazo. Esta opción, en caso de ser viable, debe ser considerada como una nueva alternativa de estrategia energética en vez de una mera opción de gestión de residuos. Para ésta ya existe una estrategia basada en soluciones accesibles y económicamente compatibles con los recursos financieros disponibles o previstos (ciclo abierto). De acuerdo con ello, y para evitar incertidumbres en la suficiencia de los recursos financieros necesarios para la gestión de residuos, parece poco recomendable aplicar los recursos del Fondo para la gestión de residuos radiactivos a las actividades relacionadas con el ciclo cerrado avanzado, las cuales deberían ser financiadas con recursos de otro origen.

### **Importancia de la comunicación al público, de la participación ciudadana y de la aceptación social**

En cuestiones relacionadas con la ciencia y la tecnología, y a fortiori con la energía nuclear y sus residuos, la mayoría de la población entiende mal, o sencillamente ignora, los conceptos básicos en los que reposan las informaciones que, de una u otra forma, llegan a través de los medios de comunicación. Seguramente los ciudadanos no necesitan saber mucho de todas estas cosas, pero muchas veces, precisamente por no saber, uno es fácil presa de los embaucadores o de los alarmistas. Y es fácil entonces acabar percibiendo de manera muy negativa el hecho mismo de tener que gestionar unos residuos industriales que entrañan riesgos para la salud y el entorno, como son los residuos radiactivos.

La mala comprensión de la mayor parte de la sociedad acerca de dicha gestión obedece, en gran parte, a ese bajo conocimiento científico que impide al ciudadano medio comprender cosas tan básicas como, por ejemplo, que los residuos, en general, son consustanciales a nuestras actividades vitales, mal que nos pese. Y aunque es obvio que se debe minimizar cualquier tipo de

residuo, y reciclar cuantos materiales sean reciclables, hoy por hoy resulta inevitable que la industria genere, como también lo hace la vida doméstica, todo tipo de sobrantes sin utilidad alguna. Lo que exige que sean convenientemente tratados.

Con todo, la convivencia con la energía nuclear para usos civiles es consuetudinaria para los ciudadanos, sobre todo en los hospitales y en las proximidades de centrales nucleares españolas. Y el que sea percibida como algo natural, como un elemento más de la vida colectiva de los españoles en cuanto a su relación con la industria, sus ventajas y sus inconvenientes, sólo será posible mejorando la información pública al respecto, fomentando la participación ciudadana en cuantas decisiones impliquen a la colectividad y, hasta donde ello sea posible, objetivando el debate en torno a las soluciones que se deban arbitrar en cada momento por lo que a los residuos radiactivos respecta.

# Energía nuclear y residuos radiactivos



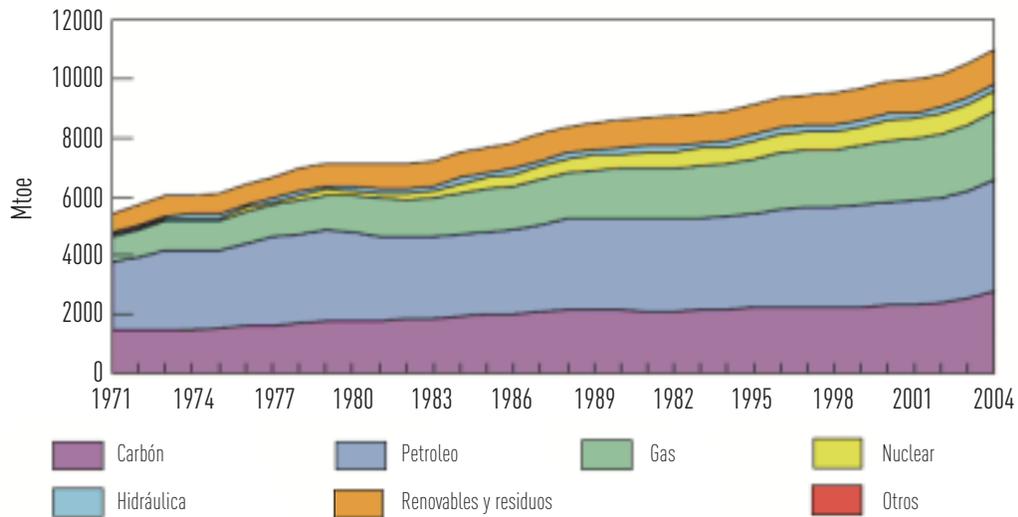
## 1. Introducción: energía nuclear y residuos radiactivos

### 1.1. Energía nuclear

#### La energía nuclear en el mundo

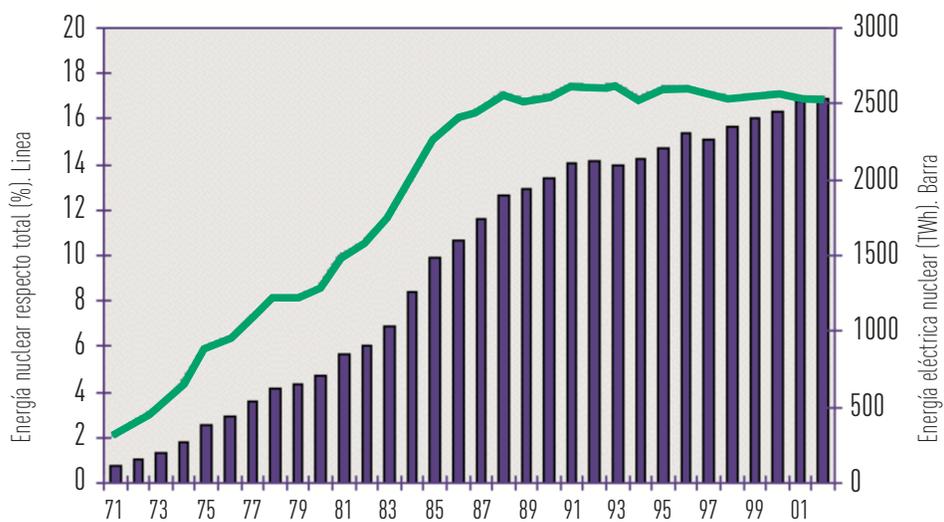
Los primeros reactores nucleares comerciales entraron en operación en la década de los años cincuenta. Actualmente existen cerca de 440 reactores nucleares comerciales en operación en 31 países, con más de 364.000 MW de potencia eléctrica instalada. La energía nuclear proporciona el 16% de la electricidad mundial, como energía de base y su aportación a la potencia total ha ido aumentando progresivamente. En los últimos 20 años su aportación respecto al total se ha ido manteniendo. [Figuras 1.1, 1.2, 1.3 y 1.4.](#)

A finales de 2005, 351 reactores estaban en funcionamiento en los países de la OCDE, constituyendo el 83% de la electricidad de origen nuclear de todo el mundo y el 23,4% de la electricidad generada en el área OCDE. Algunos países tales como Finlandia, Japón, Corea, China, India y Rusia están construyendo nuevas centrales nucleares, otros como Francia, Estados Unidos y Sudáfrica tienen planes de construcción. Por otro lado, países como Alemania, Suecia, Holanda y Bélgica han considerado o tienen en discusión el abandono de este tipo de energía. [\[NEA-05\]](#), [\[OIEA-05\]](#).



(Mtoe: Millones de toneladas equivalentes de petróleo). Fuente [IEA-06]

Figura 1.1. Evolución de la generación de energía primaria mundial por fuente desde 1971 hasta 2004.



Fuente: World Nuclear Association (WNA), [WNA-06].

Figura 1.2. Evolución de la producción de energía eléctrica nuclear en el mundo.

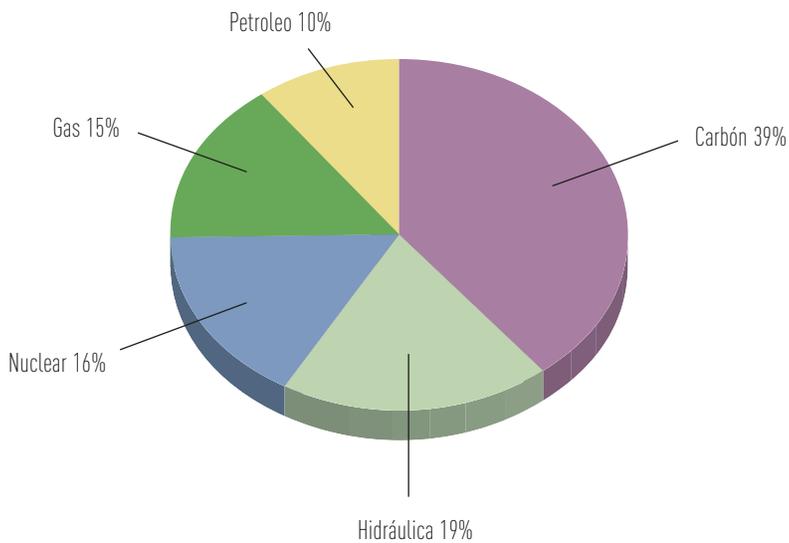
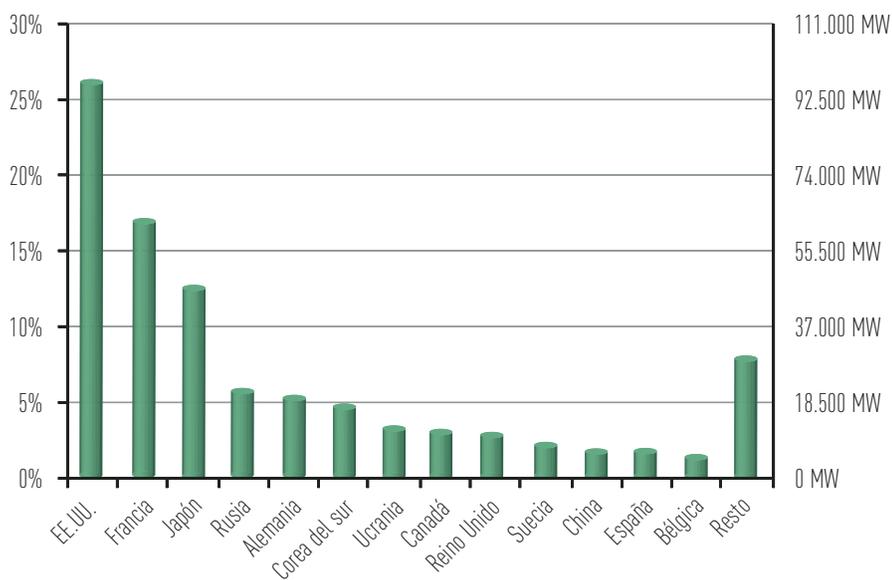


Figura 1.3. Producción mundial de energía eléctrica. Fuente IEA, [IEA-06].



Fuente: World Nuclear Association (WNA), [WNA-06].

Figura 1.4. Potencia nuclear instalada en diferentes países con respecto al total en el mundo.

## La energía nuclear en España

La utilización comercial de la energía nuclear en España comenzó en 1968 con la conexión a la red de la primera central nuclear española, José Cabrera. Actualmente en España, aproximadamente un 20% de la electricidad total generada es de origen nuclear. Figuras 1.5 y 1.6 y tabla 1.1, [UNE-04].

Nombre	Potencia (MW)	Tipo	Provincia	Primera conexión
José Cabrera*	150	PWR	Guadalajara	1968
Vandellós I**	480	Grafito-Gas	Tarragona	1972
Santa María de Garoña	466	BWR	Burgos	1971
Almaraz I	977	PWR	Cáceres	1981
Almaraz II	980	PWR	Cáceres	1983
Ascó I	1032	PWR	Tarragona	1983
Ascó II	1027	PWR	Tarragona	1985
Cofrentes	1092	BWR	Valencia	1984
Vandellós II	1087	PWR	Tarragona	1987
Trillo	1066	PWR	Guadalajara	1988

\* Finalizó la operación en abril de 2006

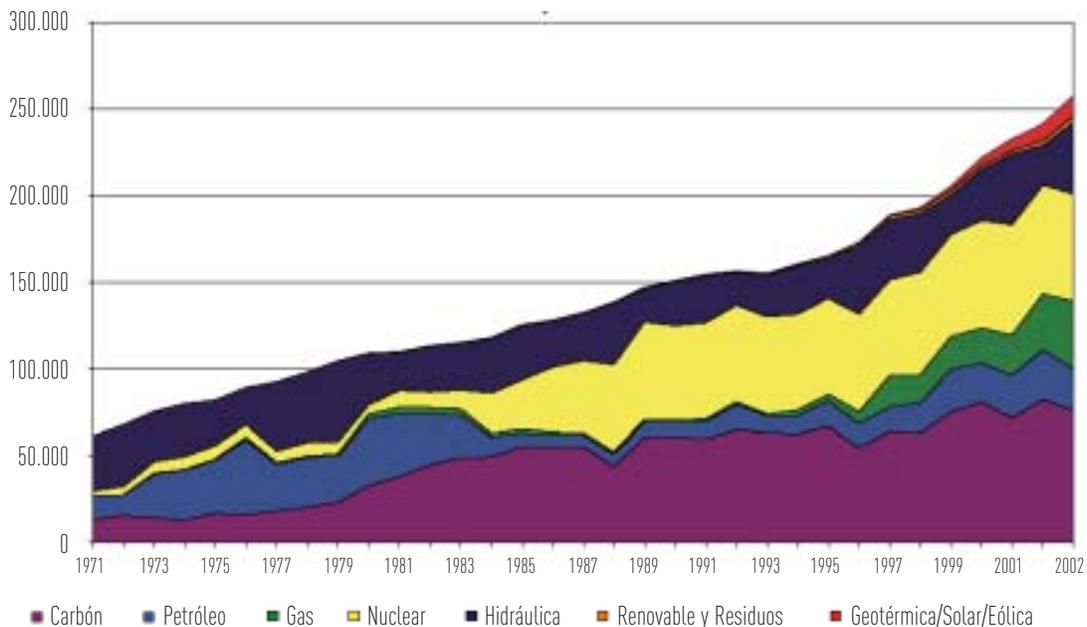
\*\* Finalizó la operación en octubre de 1989

Tabla 1.1. Centrales nucleares en España. Fuente UNESA, [UNE-04].

En 1964 comenzó la construcción del primer reactor de una primera serie de tres:

- ▶ José Cabrera (Zorita) un reactor de agua a presión (PWR).
- ▶ Dos años más tarde, se inició la construcción de Santa María de Garoña, un reactor de agua en ebullición (BWR).
- ▶ Y dos años después se inició la construcción de Vandellós I, un reactor refrigerado por gas y moderado por grafito de diseño francés.

En la década de los setenta comenzó la construcción de las centrales Almaraz I y II (PWR) y Ascó I y II (PWR). Y en la década de los ochenta, se inició la construcción de las centrales de Trillo (PWR), Vandellós II (PWR) y Cofrentes (BWR).



Fuente IEA, [IEA-06].

Figura 1.5. Evolución de la generación de electricidad por fuentes en España desde 1971 hasta 2003.

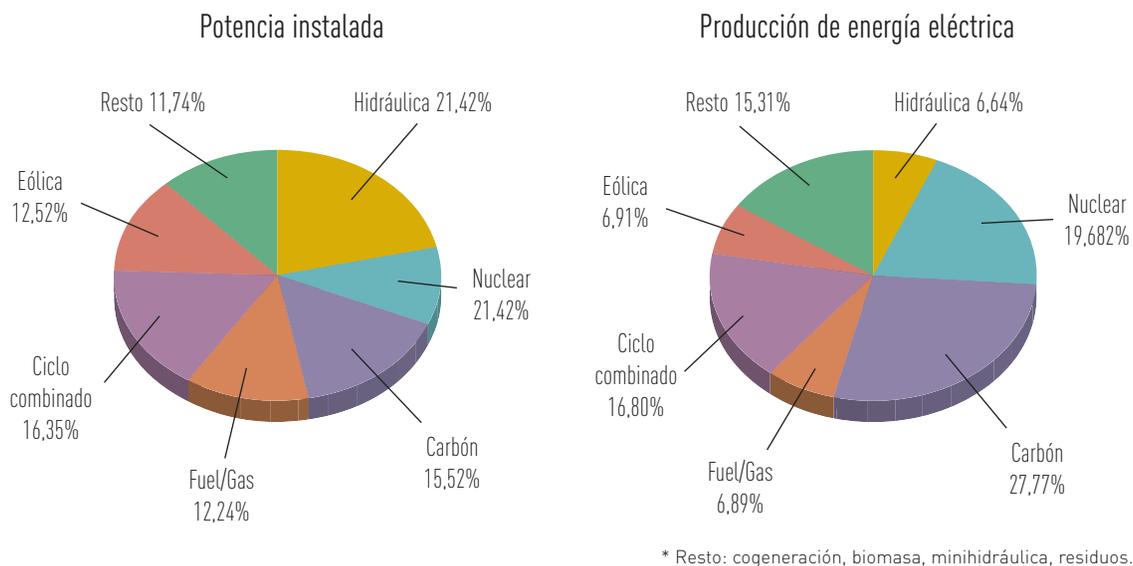


Figura 1.6. Distribución de la energía eléctrica generada en España (2005). Fuente UNESA.

Las centrales Vandellós I y José Cabrera finalizaron su operación en octubre de 1989 y en abril de 2006 tras 17 y 38 años de operación respectivamente. Actualmente, se encuentran en operación ocho reactores nucleares con una potencia total instalada de 7.442 MW.

## 1.2. Aplicaciones de los isótopos radiactivos

El uso de los isótopos radiactivos abarca distintos campos, desde la medicina, hasta la industria, agricultura, investigación, etc., [COF-00], [OIEA 05].

En general, los usos en medicina pueden agruparse en dos grandes bloques de aplicaciones: radiodiagnóstico y radioterapia. En dichas aplicaciones se utilizan isótopos radiactivos generalmente con el propósito de obtener imágenes de los órganos o tejidos que se quieran estudiar (radiodiagnóstico) y de destruir células cancerígenas (radioterapia).

Dentro del campo de la industria, las aplicaciones de los radioisótopo son variadas y numerosas. Desde el empleo de isótopos radiactivos como trazadores: medidores de caudal, detectores de fugas en tuberías etc., hasta equipos de radiografía industrial, detectores de humo, equipos de esterilización y control de procesos.

La utilización de isótopos radiactivos en el campo de la agricultura también cubre un amplio número de aplicaciones, entre las que destacan: conservación de alimentos, creación de nuevas especies (productos transgénicos), control de plagas, estudio de la eficacia de los fertilizantes, etc.

## 2. Definición y clasificación de los residuos radiactivos

### 2.1. Definición de residuo radiactivo

La definición de residuo radiactivo vigente en España es la siguiente:

*Residuo radiactivo es 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 y Energía, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear.*

Esta definición está en concordancia con las recomendaciones del Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA). Se trata de la definición dada en la disposición adicional cuarta de la Ley 54/1997, mediante la cual se modifica la definición de residuo radiactivo dada en el artículo 2.9 de la Ley 25/1964 sobre Energía Nuclear.

## 2.2. Clasificación de los residuos radiactivos según el Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA)

El Organismo Internacional de la Energía Atómica propone una clasificación con vistas al almacenamiento definitivo de los residuos cuyos criterios se resumen en la [tabla 1.2](#), y en la [figura 1.7](#), [OIEA -94].

En la actualidad está en revisión la nueva clasificación propuesta por el OIEA, en la que se incluye la nueva categoría correspondiente a los residuos de muy baja actividad (RBBA), [OIEA-06].

Categoría del residuo	Características típicas	Sistemas de almacenamiento
<b>1. Residuos exentos o desclasificados (RE)</b>	Niveles de actividad cuya liberación no implique una dosis anual a los miembros del público superior a 10 $\mu\text{Sv}$	Sin restricciones radiológicas
<b>2. Residuos de baja o media actividad (RBMA)</b>	Niveles de actividad cuya liberación pueda implicar una dosis anual a los miembros del público superior a 10 $\mu\text{Sv}$ y que tengan una potencia térmica inferior a 2 $\text{kW/m}^3$	
2.1 Residuos de baja o media actividad y vida corta ( <b>RBMA-VC</b> )	Concentración limitada de radionucleidos de vida larga (4.000 Bq/g de emisores alfa de vida larga como máximo en lotes individuales, con un valor medio de 400 Bq/g en el conjunto)	Sistemas de almacenamiento en superficie o sistemas geológicos
2.2 Residuos de baja o media actividad y vida larga ( <b>RBMA-VL</b> )	Concentraciones de radionucleidos de vida larga superiores a las de los residuos de vida corta	Sistemas geológicos de almacenamiento
<b>3. Residuos de alta actividad (RAA)</b>	Potencia térmica superior a 2 $\text{kW/m}^3$ y concentraciones de radionucleidos de vida larga superiores a las de los residuos de vida corta	Sistemas geológicos de almacenamiento

Tabla 1.2. Clasificación de los residuos radiactivos. OIEA, 1994.

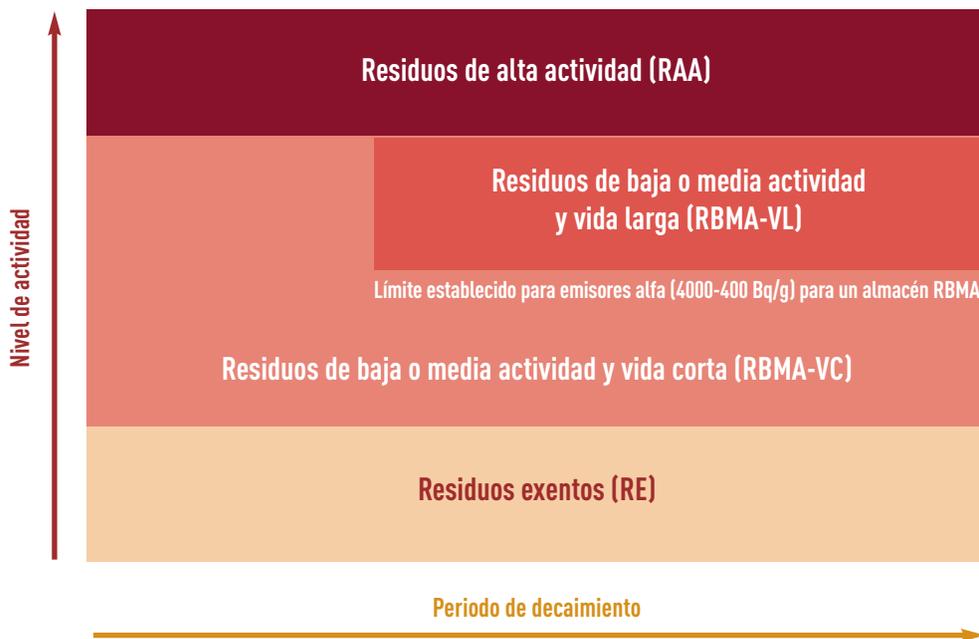


Figura 1.7. Clasificación de los residuos radiactivos. OIEA, 1994.

### 2.3. Clasificación de los residuos radiactivos en España

En España no figura en ninguna ley ni reglamento la clasificación de los residuos radiactivos, habiéndose tomado como referentes las clasificaciones establecidas por el OIEA en 1994 y las recomendaciones de la Comisión Europea de 1999. En la práctica y según queda reflejado en el *Primer Informe Nacional sobre la Convención Conjunta sobre seguridad en la gestión del combustible gastado y sobre seguridad en la gestión de residuos radiactivos* de 2003, la clasificación de los residuos radiactivos en España consta de dos categorías principales basadas en la opción de almacenamiento definitivo prevista o aplicada. Estas categorías son las siguientes:

#### Residuos de baja y media actividad (RBMA)

Incluye todos los residuos susceptibles de ser almacenados en la instalación de El Cabril, y que cumplen por tanto los requisitos de aceptación aprobados por las autoridades reguladoras. Según la vigente autorización de explotación de El Cabril se definen los residuos de baja y media actividad como aquellos cuya actividad se debe principalmente a la presencia de radionucleidos emisores beta o gamma, de periodo corto o medio (inferior o del orden de 30 años) y cuyo contenido en radionucleidos de vida larga es muy bajo y se encuentra limitado.

Finalmente, siguiendo la tendencia iniciada en otros países, se ha propuesto una nueva categoría de residuos de muy baja actividad (RBBA). Estos residuos forman un subconjunto de

los de RBMA, y en general presentan actividades específicas entre 1 y 100 bequerelios por gramo, pudiendo llegar hasta varios miles en el caso de algunos radionucleidos de baja radiotoxicidad o tratándose de cantidades pequeñas.

### **Residuos de alta actividad (RAA)**

Sus características principales son, [OIEA-94]:

- ▶ Contienen radionucleidos emisores alfa de vida larga en concentraciones apreciables por encima de 400 Bq/g.
- ▶ Pueden desprender calor.
- ▶ Los radionucleidos contenidos en los residuos de alta actividad tienen un período de semidesintegración superior a 30 años, llegando algunos a alcanzar decenas de miles de años.

En general este tipo de residuos no son susceptibles de ser almacenados en la instalación de El Cabril.

## **3. Origen de los residuos radiactivos**

Tanto en la energía nuclear como en las diferentes aplicaciones de los isótopos radiactivos se generan residuos radiactivos. A continuación se realiza una descripción del origen de los residuos radiactivos generados en las aplicaciones anteriores.

### **3.1. Residuos radiactivos generados en medicina e industria**

En el campo de la medicina, el uso de isótopos radiactivos para el radiodiagnóstico y la radioterapia ha ido creciendo a lo largo de los últimos años. En radiodiagnóstico se utilizan como trazadores fuentes radiactivas no encapsuladas, generalmente en estado líquido, (Tc-99, Tl-201, Ga-67, I-131, I-125) que permiten el estudio de diferentes órganos tales como el corazón, glándula tiroides, hígado y glándulas hormonales, etc. También en medicina nuclear se utilizan fuentes no encapsuladas para el tratamiento de enfermedades del tiroides (I-131) o de la sangre (P-32). Estas actividades generan residuos radiactivos sólidos: algodones, guantes de goma, jeringuillas, etc. así como residuos líquidos, fundamentalmente líquidos procedentes de las técnicas de centelleo. En radioterapia, el tratamiento de tumores se realiza tanto con fuentes encapsuladas como no encapsuladas, destacando las fuentes encapsuladas de Co-60 (en equipos de cobaltoterapia). Estas fuentes, frecuentemente de mucha actividad, han de ser cambiadas debido al decaimiento radiactivo cuando su actividad disminuya por debajo de un determinado nivel y por tanto, dejan de ser útiles para estos fines.

En las aplicaciones de los isótopos radiactivos en los procesos industriales, está especialmente extendido el uso de fuentes encapsuladas. Mediante el uso de este tipo de fuentes (generalmente de baja actividad), se suelen obtener medidas de nivel, humedad, densidad o espesor en procesos continuos o de difícil acceso. También se utilizan fuentes encapsuladas de radiación gamma para ensayos no destructivos en construcciones metálicas (gammagrafía) y

en esterilización industrial. En estos casos, se necesitan fuentes de una actividad mayor que en los anteriores. Al igual que las fuentes encapsuladas utilizadas en medicina, cuando decae su nivel de actividad, deben ser retiradas considerándose residuos radiactivos a gestionar.

### 3.2. Residuos radiactivos generados en el ciclo del combustible nuclear

El ciclo del combustible nuclear comprende todas las etapas por las que debe pasar cualquier combustible nuclear para ser usado en reactores nucleares, así como las etapas en donde se reprocesa el combustible gastado y se tratan los residuos generados. El ciclo del combustible de uranio, tiene dos fases claramente diferenciadas:

La primera parte del ciclo del combustible, que transcurre desde el inicio en la minería del uranio hasta que el elemento combustible llega al reactor nuclear.

La segunda fase del ciclo de combustible, que comienza con la extracción de los elementos combustibles, y finaliza con el almacenamiento definitivo.

También, en la interfase entre la primera y segunda parte del ciclo de combustible nuclear, se encuentran los residuos generados durante la operación de las centrales nucleares.

#### Residuos radiactivos generados en la primera parte del ciclo del combustible nuclear

Las actividades de la primera fase son (figura 1.8): minería del uranio, fabricación de concentrados de uranio, conversión a hexafluoruro de uranio (solamente para uranio enriquecido), enriquecimiento de uranio y fabricación de elementos combustibles, [COF-00], [TAN-90].

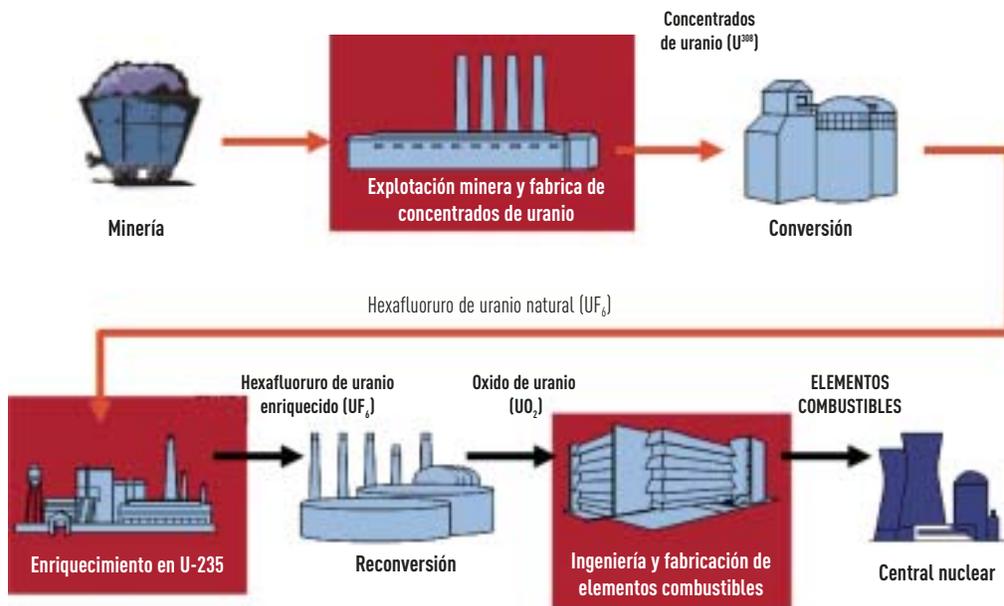


Figura 1.8. Primera parte del ciclo del combustible nuclear.

Normalmente las dos primeras se efectúan en una misma instalación, situada a pie de mina, y las otras dos se pueden realizar o bien en un proceso completo todo él dentro de la misma instalación o en instalaciones separadas. Los residuos generados en la minería y en la fabricación de concentrados, contienen radionucleidos de la cadena de desintegración del uranio.

Posteriormente, se purifican los concentrados y se convierten a "hexafluoruro de uranio" ( $UF_6$ ), compuesto utilizado para la separación isotópica posterior. Por medio de difusión, centrifugación u otro proceso al que se somete el  $UF_6$ , se consigue elevar el contenido en el isótopo fisionable U-235 (enriquecimiento).

Con posterioridad a estas etapas, y dentro de la primera parte del ciclo, se procedería a la reconversión del  $UF_6$  a  $UO_2$  y a la fabricación de elementos combustibles a partir del  $UO_2$  enriquecido.

De todas estas actividades, en España anteriormente se realizaba la minería y la fabricación de concentrados, actualmente sólo se realiza la fabricación de combustible en la fábrica de Enusa en Juzbado (Salamanca). Los residuos generados en esta fábrica son sólidos compactables de baja y media actividad y su previsión de generación se ha evaluado en  $10 \text{ m}^3$  al año.

### **Residuos radiactivos generados en la operación de centrales nucleares**

La generación de residuos radiactivos en una central nuclear tiene su origen en el proceso de fisión del combustible que se produce en el reactor. En este proceso se originan productos de fisión que contienen isótopos radiactivos de diferentes elementos. Una pequeña fracción de los productos de fisión generados pasa al agua del circuito de refrigeración, bien a través de defectos de las vainas de las barras de combustible o bien por difusión a través de las mismas. También aparecen productos de activación radiactivos originados por el flujo neutrónico a través de los materiales estructurales de los elementos combustibles y de las impurezas del refrigerante primario del reactor, así como transuránicos de vida larga por procesos de captura neutrónica. Entre los residuos radiactivos de operación, se incluyen los equipos y dispositivos que son utilizados para la purificación y limpieza de los circuitos de refrigeración. Los isótopos radiactivos quedan finalmente incorporados o acumulados en forma sólida en resinas de intercambio iónico, o en filtros, así como en forma de concentrados de evaporación, con el objeto de disminuir el volumen de los residuos líquidos que son acondicionados en matrices sólidas. Estos residuos son clasificados como de baja y media actividad. Para una central de agua ligera, se estima que el volumen de residuos generado por GW/año de operación, es del orden de  $150 \text{ m}^3$ , una vez acondicionados. Otros residuos radiactivos incluyen herramientas, uniformes de trabajo, trapos, papeles, etc. que han sido contaminados durante los trabajos de reparación y mantenimiento de la central y son también de baja y media actividad.

### **Residuos radiactivos generados en la segunda parte del ciclo de combustible nuclear**

Las actividades de la segunda fase, (figura 1.9), comprenden: para el caso del ciclo abierto, el almacenamiento temporal del combustible gastado y su gestión como residuo de alta actividad y, para el caso del ciclo cerrado actual, su transporte hasta la fábrica de reproceso, el posterior transporte del uranio y plutonio recuperados hasta la fábrica de elementos combustibles, y la gestión de los residuos radiactivos generados. Para el caso de ciclo cerrado avanzado, se unirían al ciclo cerrado actual las técnicas de separación y transmutación.

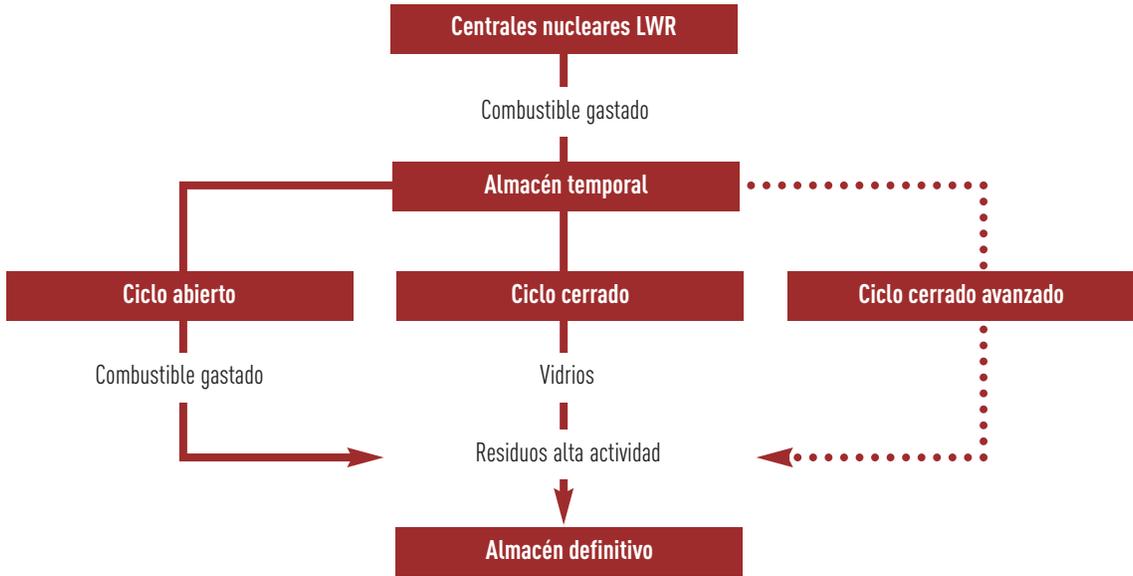


Figura 1.9. Segunda parte del ciclo del combustible nuclear. Fuente: Enresa.

El combustible nuclear, una vez ha finalizado su etapa de producción de energía en el reactor, es almacenado en las piscinas de combustible gastado de la misma central nuclear para evacuar el calor residual que produce. A partir de este momento existen las siguientes líneas básicas de actuación:

- ▶ **Ciclo abierto:** después de un período indefinido de almacenamiento temporal (bien en piscinas, bien en seco), se procede al acondicionamiento y encapsulado del combustible para su almacenamiento definitivo.
- ▶ **Ciclo cerrado:** tras un periodo de almacenamiento temporal, se procede al reproceso del combustible gastado con objeto de separar el uranio y el plutonio del resto de componentes para su utilización posterior en un nuevo proceso de fisión nuclear.
- ▶ **Ciclo cerrado avanzado:** el ciclo cerrado avanzado incluye el ciclo cerrado actual y la separación y transmutación de los actínidos minoritarios y algunos productos de fisión.

En la primera opción, todo el combustible gastado es considerado residuo radiactivo, mientras que en la segunda, una vez separados el uranio y el plutonio, los residuos resultantes son acondicionados mediante vitrificación para su posterior manejo y almacenamiento. La tercera opción, en estudio, contempla la transmutación de los residuos resultantes para disminuir su actividad.

### Ciclo abierto: el combustible gastado como residuo

Si se opta por el ciclo abierto, el combustible gastado debe gestionarse como un residuo sólido de alta actividad. El combustible gastado en las centrales nucleares se traslada a las piscinas

situadas en las propias centrales, donde se enfría. Dado que la capacidad de estas piscinas es limitada, es necesario el paso del combustible gastado por un almacenamiento intermedio, donde su radiactividad y, consecuentemente, su calor residual, decae hasta niveles aceptables para el almacenamiento definitivo.

En el almacenamiento en piscinas, el agua se contamina con productos de corrosión activados y productos de fisión escapados de elementos defectuosos. El mantenimiento de la calidad del agua da lugar a la aparición de residuos tales como filtros y cambiadores de iones.

### **Ciclo cerrado: reproceso del combustible gastado**

En las plantas de reproceso se generan residuos sólidos, líquidos y gaseosos con características radiactivas muy diferentes:

- ▶ Residuos sólidos de media actividad que contienen emisores alfa constituidos por los componentes estructurales de los elementos combustibles, tales como cabezales, vainas, espaciadores, muelles, etc. Contienen principalmente productos de activación y una pequeña porción de productos de fisión y transuránicos.
- ▶ Residuos líquidos de alta actividad procedentes del primer ciclo de la separación del uranio y plutonio. Estos residuos contienen la casi totalidad de los productos de fisión del combustible y de los actínidos minoritarios (transplutónicos) y el uranio y el plutonio no recuperados. Estos residuos se inmovilizan en matrices de vidrio, confinándose en contenedores de acero inoxidable.
- ▶ Residuos sólidos de actividad baja e intermedia, entre los que hay que distinguir los que contienen radionucleidos de larga vida (emisores alfa). Proceden del tratamiento de corrientes líquidas y gaseosas contaminadas que aparecen en los procesos químicos a los que se somete el combustible y en el mantenimiento de la instalación. Están constituidos, principalmente, por concentrados de evaporación, resinas de intercambio iónico, filtros para gases, filtros de ventilación gastados, equipos contaminados, etc., que se inmovilizan mediante matrices sólidas o mediante conglomerados hidráulicos.
- ▶ Residuos gaseosos constituidos fundamentalmente por los gases nobles de fisión, xenón y criptón, que se desprenden junto con el tritio, yodo, carbono, etc. al cortar y disolver los elementos combustibles. Esta corriente de residuos es sometida a procesos de lavado, concentración, evaporación, filtrado y mezcla con otras corrientes. El principal elemento radiactivo es el Kr-85, que, tras dilución, es descargado a la atmósfera.

### **Ciclo cerrado avanzado: separación y transmutación de radionucleidos de vida larga**

En esta opción se puede reducir la radiotoxicidad si se separan y transmutan los actínidos minoritarios (Np, Am y Cm). Además de los actínidos minoritarios, pueden separarse algunos productos de fisión de vida larga de alta radiotoxicidad. En este proceso de separación, se generan además residuos radiactivos de baja y media actividad. Posteriormente los actínidos minoritarios y productos de fisión de vida larga separados deben ser transmutados en sistemas

adecuados para su transformación en radionucleidos de vida corta o estables. En este proceso de transmutación cabe esperar la generación de residuos, tanto de baja y media como de alta actividad, que deben ser almacenados.

### **3.3. Residuos radiactivos generados en el desmantelamiento de instalaciones nucleares y radiactivas**

Una vez finalizada la vida útil de las instalaciones nucleares y radiactivas, se procede a cerrarlas con carácter permanente y comienza la operación de clausura. En las instalaciones del ciclo del combustible previas al reactor, los residuos contienen radionucleidos naturales (uranio y sus productos de decaimiento) siendo los estériles de minería y de fabricación de concentrados los de mayor volumen. Éstos se deben estabilizar para evitar riesgos radiológicos.

El desmantelamiento de una central nuclear se debe realizar en tres fases o niveles, aceptadas internacionalmente. En un primer nivel, el combustible gastado se almacena en una instalación adecuada fuera de la zona de operación del reactor y se acondicionan y retiran todos los residuos radiactivos generados durante la operación del reactor. Al final el emplazamiento y las instalaciones quedarán bajo vigilancia para asegurar que se mantienen las buenas condiciones. El segundo nivel de desmantelamiento tiene por finalidad sellar todas las partes de la central donde existen los niveles más altos de radiactividad y retirar todas las partes que puedan ser fácilmente desmanteladas. Consiste en un desmantelamiento parcial con liberación restringida del emplazamiento. Por último, en el nivel 3 de desmantelamiento se separa todo el material radiactivo por encima de unos niveles de aceptación, establecidos por las autoridades competentes, cuya actividad sea tan baja que puedan ser manejados y evacuados como si fueran materiales no radiactivos. Es un desmantelamiento total con liberación total e incondicional del emplazamiento.

Finalizada la vida útil de una central, si se opta por su desmantelamiento total se originan residuos radiactivos generalmente RBBA y RBMA y pocas cantidades de media actividad y periodo relativamente largo, tales como la vasija del reactor y componentes existentes internos y externos al blindaje biológico y hormigón activado y contaminado.

En el desmantelamiento de las instalaciones de etapas posteriores al reactor, se obtienen residuos contaminados con productos de fisión y trazas de transuránicos. Presentan un alto nivel de radiactividad las celdas calientes donde se efectúa el reproceso del combustible, así como las piscinas de almacenamiento.

## **4. Generación de residuos radiactivos. Volúmenes generados**

### **4.1. La generación de combustible gastado en el mundo**

Un reactor nuclear típico de agua ligera con una potencia de 1.000 MW(e) genera anualmente unas 20 toneladas de metal pesado (uranio más plutonio, THM). La generación anual hoy en día en el mundo asciende a unas 10.500 THM, y se espera un incremento a 11.500 THM para 2010. Dado que menos de la tercera parte de esta cantidad es reprocesada, unas 8.000 THM se unen cada año al combustible gastado almacenado temporalmente. En el año 2003, la cantidad acumulada de combustible gastado generado en el mundo era de unas 255.000 THM, [EST-05].

En las figuras 1.10, 1.11 y 1.12 se muestran la evolución pasada y prevista de las cantidades de combustible gastado descargado, almacenado y reprocesado en el mundo, así como la generación anual para algunos de los principales países. En [NEA-06], [NEA-95a] y [WIT-06] se incluye más información relativa a la generación de residuos radiactivos para los países miembros de la OCDE, así como generaciones previstas, origen y categoría.

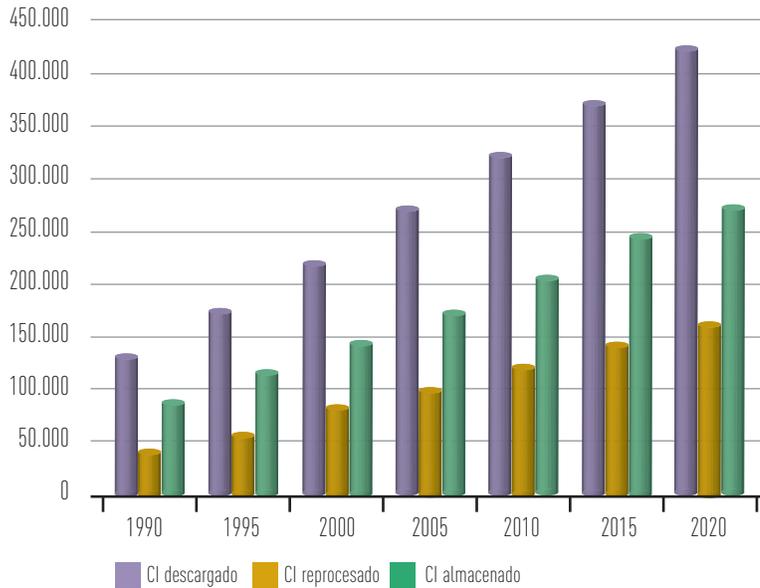
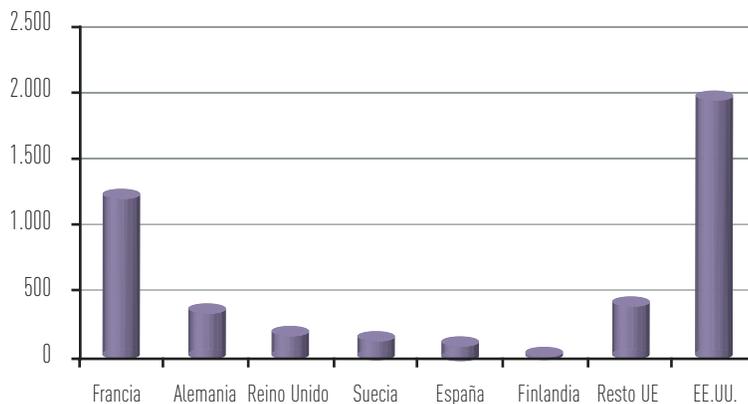


Figura 1.10. Evolución mundial de la generación de combustible gastado. Fuente Enresa 2005, [EST-05].



Estimación 2006. Fuente World Nuclear Association, [WNA-06].

Figura 1.11. Generación anual de combustible gastado. Estimación 2006.



Los orígenes de los residuos que se generan actualmente, así como los que potencialmente podrían generarse en el futuro, son los siguientes, [ENR-06]:

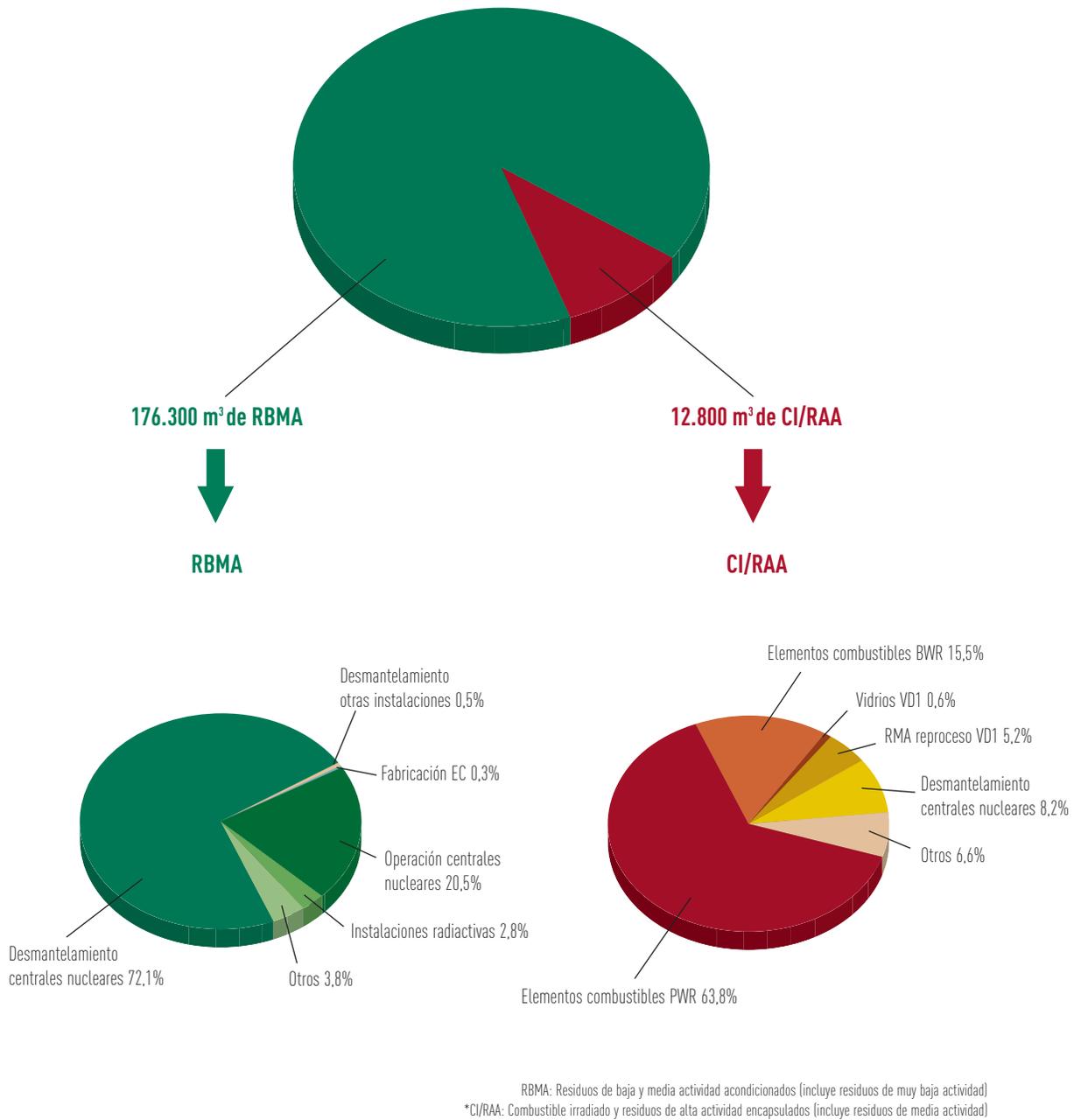
- ▶ Operación de las centrales nucleares.
- ▶ Desmantelamiento de las centrales nucleares y reactores de investigación
- ▶ Operación y desmantelamiento de instalaciones de la primera parte del ciclo
- ▶ Residuos generados en el Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (Ciemat).
- ▶ Aplicación de los radioisótopos a la medicina, industria, agricultura, etc.
- ▶ Operación de las instalaciones de almacenamiento.
- ▶ Reproceso en el extranjero del combustible gastado procedente de centrales nucleares españolas.

Además de lo anterior, en España se han generado a lo largo de las últimas décadas cantidades importantes de estériles procedentes de la minería del uranio y de la fabricación de sus concentrados, con un bajo contenido de radiactividad de carácter natural, pero que, al tratarse de grandes volúmenes (del orden de unos 75 millones de toneladas de estériles de mina y de unos 14 millones de toneladas de estériles de proceso), requieren acciones específicas de gestión.

A finales de 2005 había almacenados en España unos 37.200 m<sup>3</sup> del RBMA, acondicionados prácticamente en su totalidad, de los cuales, aproximadamente un 75% están ya en las instalaciones de El Cabril, un 24% en los recintos de las centrales nucleares y el pequeño porcentaje restante en los almacenes de Juzbado y el Ciemat (no se hace referencia a las instalaciones radiactivas porque los residuos radiactivos sólo se almacenan en ellas de forma transitoria a la espera de su retirada por Enresa). Respecto al combustible gastado, a esa misma fecha, había almacenado en las piscinas de las centrales nucleares 3.272 tU, que unidas a las 98 tU existentes en el Almacén Temporal Individualizado de la central de Trillo hacen un total de 3.370 tU, [ENR-06].

Respecto a las previsiones de generación, en la [figura 1.14](#) se resumen las cantidades totales de combustible gastado y de residuos, tanto RBMA como RAA, a gestionar en España, de acuerdo con las cantidades realmente generadas a finales de 2005 y las estimaciones y datos disponibles en el momento actual (final de vida de las centrales nucleares a los 40 años de vida útil, justifica el Plan General de Residuos Radiactivos y posterior desmantelamiento de las mismas).

En base a todo lo anterior, el volumen total de residuos radiactivos a gestionar en España, ya acondicionados y susceptibles de ser almacenados de forma definitiva en las instalaciones de Enresa en El Cabril, será de unos 176.300 m<sup>3</sup> para los RBMA, que incluyen, asimismo, los residuos que por tener muy baja actividad pueden ser gestionados de forma específica (RBBA). Por otra parte, el volumen de los residuos no susceptibles de almacenamiento final en El Cabril, se elevaría, una vez encapsulados, a unos 12.800 m<sup>3</sup>, de los cuales unos 10.000 m<sup>3</sup> serían combustible gastado (6.674 tU) y el resto otros residuos de media o alta actividad procedentes del reprocesado o del desmantelamiento de las centrales nucleares, [ENR-06].



Fuente Enresa, [ENR-06]

Figura 1.14. Residuos radiactivos a gestionar en España.

## 5. Principios, etapas y bases éticas de la gestión de residuos radiactivos

### 5.1. Principios de la gestión de residuos radiactivos

El objetivo principal de la gestión de los residuos radiactivos es tratar los residuos radiactivos con vistas a proteger la salud del ser humano y el medio ambiente ahora y en el futuro sin que ello suponga una carga para las generaciones futuras, [OIEA-95].

El OIEA aprobó en 1995 nueve principios básicos para el cumplimiento de este objetivo, que se resumen en la [tabla 1.3](#), [OIEA-95]:

Principios
1. Los residuos se gestionarán de tal manera que quede asegurado un nivel aceptable de protección de la salud de los seres humanos.
2. Los residuos se gestionarán de tal manera que quede asegurado un nivel aceptable de protección del medio ambiente.
3. Los residuos radiactivos se gestionarán de tal manera que se tengan en cuenta los posibles efectos para la salud humana y el medio ambiente más allá de las fronteras nacionales.
4. Los residuos radiactivos se gestionarán de forma que se pueda asegurar que el impacto en la salud de las generaciones futuras no sea superior a los niveles de protección actualmente considerados aceptables.
5. Los residuos radiactivos se gestionarán de tal manera que no supongan una carga indebida para las generaciones futuras.
6. Los residuos radiactivos se gestionarán en un marco legal nacional apropiado que incluya una clara asignación de responsabilidades y contemple funciones reguladoras independientes.
7. La generación de residuos radiactivos se mantendrá al nivel mínimo que sea prácticamente posible.
8. La dependencia que existe entre la generación y las diferentes actividades necesarias para la gestión de los residuos radiactivos se tendrá en cuenta de forma apropiada.
9. La seguridad de las instalaciones utilizadas para la gestión de los residuos radiactivos deberá garantizarse de forma apropiada durante toda su vida, durante la fase de explotación y durante la fase postoperacional, para lo que es necesario realizar la evaluación de la seguridad y del impacto radiológico en el largo plazo.

Tabla 1.3. Principios de la gestión de residuos radiactivos. Fuente OIEA, [OIEA-95].

## 5.2. Etapas de la gestión de residuos radiactivos

Las etapas básicas de la gestión de residuos abarcan desde la generación hasta la evacuación. Dichas etapas se resumen a continuación, [OIEA-95]:

- ▶ **La minimización** consiste en reducir los residuos radiactivos en cantidad y actividad a un nivel tan bajo como sea razonablemente posible. Este concepto engloba la reducción en la fuente, el reciclado y la optimización de la gestión del residuo.
- ▶ **El tratamiento previo** de los residuos es la primera etapa de la gestión de residuos radiactivos después de que éstos se generan y abarca, la recolección, la segregación, el ajuste químico y la descontaminación, aunque puede incluir un período de almacenamiento provisional. Esta etapa inicial es muy importante, ya que en muchos casos constituye la mejor oportunidad para segregar las corrientes de residuos, por ejemplo, para su reciclado dentro del proceso o para su evacuación como desechos no radiactivos ordinarios cuando las cantidades de materiales radiactivos que contienen están exentas de controles reglamentarios. También brinda la oportunidad de segregar los desechos, por ejemplo para su evacuación cerca de la superficie o su evacuación geológica.
- ▶ **En el tratamiento** de residuos radiactivos se incluyen las operaciones cuya finalidad es lograr una mayor seguridad o eficiencia económica modificando las características de los residuos. Los conceptos básicos aplicados durante el tratamiento son: reducción del volumen, extracción de radionucleidos y modificación de la composición.
- ▶ **El acondicionamiento** de residuos radiactivos consiste en las operaciones realizadas con el fin de dar a los residuos una forma adecuada para su manipulación, transporte, almacenamiento y evacuación. Estas actividades pueden comprender la inmovilización de los residuos radiactivos, su introducción en contenedores y el dotarlos de un embalaje suplementario. En muchos casos, el tratamiento y el acondicionamiento se llevan a cabo de forma estrechamente relacionada.
- ▶ **La evacuación** es la etapa final del sistema de gestión de residuos radiactivos. Se trata fundamentalmente de la colocación de los mismos en un almacén definitivo con una garantía razonable de seguridad, sin intenciones de recuperarlos o de someterlos a una vigilancia a largo plazo y a servicios de mantenimiento. Esta seguridad se logra fundamentalmente mediante la concentración y contención, que implica el aislamiento de los residuos radiactivos debidamente acondicionados en una instalación de evacuación. El aislamiento se consigue rodeando los residuos de barreras a fin de reducir la fuga de radionucleidos al medio ambiente. Las barreras pueden ser naturales o tecnológicas, y un sistema de aislamiento puede constar de una o más barreras. El sistema de barreras múltiples ofrece mayor seguridad de aislamiento y ayuda a garantizar una tasa suficientemente baja en caso de fuga de radionucleidos al medio ambiente. Las barreras pueden proporcionar una contención absoluta durante un período determinado, como la pared de metal de un contenedor, o pueden retrasar la fuga de materias radiactivas al medio ambiente, como un material de relleno o una roca hospedante con gran capacidad de absorción. Durante el período en que el sistema de barreras sirve de contención a los residuos radiactivos, se desintegran los radionucleidos

en ellos contenidos. El sistema de barreras se diseña de acuerdo con la opción de evacuación escogida y las formas de residuos radiactivos de que se trate.

Aunque se prevé que casi todos los tipos de residuos radiactivos se evacuarán procediendo a su concentración y contención, la evacuación puede también llevarse a cabo mediante el vertido de efluentes (por ejemplo, desechos líquidos y gaseosos) al medio ambiente dentro de límites autorizados, con su posterior dispersión. Para fines prácticos, conviene señalar que ésta es una medida irreversible y sólo se considera adecuada para cantidades limitadas de determinados desechos radiactivos. En ningún caso está permitida la dispersión de residuos radiactivos sólidos.

### 5.3. Bases éticas y medioambientales de la gestión de residuos radiactivos

El concepto de desarrollo sostenible surgió a finales de la década de los ochenta, definiéndose en el Informe Brundtland, [COM-88], como *un desarrollo que satisface las necesidades del presente sin comprometer la capacidad de las generaciones futuras para atender sus propias necesidades*, [NEA-02].

Los residuos radiactivos generados por el sector eléctrico nuclear, representan unos volúmenes pequeños cuyo aislamiento de la biosfera es factible a unos costes aceptables. Numerosos países cuentan con repositorios para el almacenamiento definitivo de residuos radiactivos de corta vida. Con respecto a los residuos de larga vida, la industria nuclear se ha marcado siempre el objetivo de su contención segura durante los largos periodos de tiempo en los que pueden presentar algún peligro. Los expertos ven este ambicioso objetivo, consecuente, por otro lado, con el de desarrollo sostenible, como técnica y económicamente viable. Existe una capacidad de almacenamiento temporal adecuada para cubrir las necesidades durante varias décadas. A más largo plazo se podrían considerar otras opciones, pero varios países pertenecientes a la OCDE han reconocido el almacenamiento geológico definitivo como una estrategia que responde a criterios éticos y medioambientales fundamentales. La puesta en marcha de repositorios siguiendo criterios debatidos y aceptados por el público supondrá un importante paso adelante en la consecución de los objetivos de desarrollo sostenible, [NEA-05].

Un documento de referencia, elaborado por el Comité de Gestión de Residuos Radiactivos de la AEN/OCDE, es la Opinión Colectiva sobre las Bases Medioambientales y Éticas del Almacenamiento Geológico, [NEA-95b], donde se establecieron las bases de la gestión de residuos radiactivos considerando aspectos de justicia y equidad basados en dos principios de equidad intergeneracional e intrageneracional:

- ▶ *Equidad intergeneracional*: la generación actual no puede dejar riesgos y servidumbres a las generaciones venideras, y
- ▶ *Equidad intrageneracional*: es necesario un equilibrio en la asignación de recursos y en la participación de varios sectores de la sociedad actual en un proceso de toma de decisiones justo y abierto para encontrar soluciones a la gestión de los residuos.

Después de tener en cuenta todos los aspectos éticos y medioambientales, el Comité consideró que el almacenamiento definitivo geológico era una estrategia que cumplía con estos requisitos. En este sentido, existe un consenso internacional de la conveniencia técnica de las

formaciones geológicas en profundidad a la hora de la disposición final de los residuos de alta actividad y combustible gastado. Actualmente, las formaciones geológicas proporcionan el nivel y duración requeridos de aislamiento, [NEA-95b].

Aunque no se tuvo en cuenta la provisión de recuperabilidad en este concepto, esto no implica que no se puedan recuperar los residuos, aunque por supuesto a un cierto coste. En este sentido, el Comité ya recomienda la implementación por etapas de los programas de almacenamiento geológico para poder no excluir otras opciones que en algún momento dado puedan ser favorecidas. En este sentido, la recuperabilidad es una consideración ética importante para poder tener en cuenta posibles cambios en las políticas futuras de gestión de residuos. Esto introduce, *de facto*, la noción de reversibilidad en las decisiones y de recuperabilidad por etapas.

## 6. Conclusiones

Actualmente el 16% de la producción mundial de electricidad es de origen nuclear. En los países de la OCDE esta cifra asciende hasta el 23%. En lo que respecta a España, la producción eléctrica de origen nuclear es inferior a la media de la OCDE y superior a la media mundial, constituyendo aproximadamente el 20% respecto del total.

Tanto en la energía nuclear como en las diferentes aplicaciones de los isótopos radiactivos se generan residuos radiactivos. Existen diferentes tipos de residuos radiactivos atendiendo a su estado físico, tipo de radiación emitida, actividad, periodo de semidesintegración, radiotoxicidad etc. El Organismo Internacional de la Energía Atómica, de acuerdo con criterios basados en su actividad y periodo de semidesintegración, propone una clasificación de los residuos radiactivos con vistas al almacenamiento definitivo. Dicha clasificación establece los *Residuos de Baja y Media Actividad* (RBMA) cuyo almacenamiento sería en superficie para los de vida corta y en sistemas geológicos de almacenamiento para los de vida larga y a los *Residuos de Alta Actividad* (RAA) cuyo almacenamiento definitivo sería en sistemas geológicos de almacenamiento. Si se considera el ciclo abierto del combustible nuclear, el combustible gastado se considera como residuo radiactivo de alta actividad, mientras que en el ciclo cerrado los residuos de alta actividad serían los residuos vitrificados provenientes del reproceso del combustible gastado.

Con respecto a la gestión de residuos radiactivos, el OIEA propuso nueve principios básicos para la gestión con el fin de cumplir con el objetivo de proteger al ser humano y al medio ambiente ahora y en el futuro sin que ello suponga cargas a las generaciones futuras. Estos principios básicos para la gestión están en concordancia con el concepto de *desarrollo sostenible*.

Los residuos radiactivos generados por el sector eléctrico nuclear, representan unos volúmenes pequeños cuyo aislamiento de la biosfera es factible a unos costes aceptables. En este sentido, existe un consenso internacional de cómo se deben gestionar los residuos radiactivos, reconociendo al almacenamiento geológico profundo como una estrategia para la gestión definitiva del residuos de larga vida, que cumple con criterios éticos y medioambientales fundamentales. Una aproximación paso a paso en el proceso de toma de decisiones, con la posibilidad de volver atrás (reversibilidad) es, asimismo, un elemento esencial para sustentar las bases éticas del almacenamiento geológico profundo.

## Referencias y fuentes de información

- [COF-00] Colegio Oficial Físicos. *Origen y gestión de residuos radiactivos*, 2000.
- [COM-89] Comisión Mundial del Medio Ambiente y del Desarrollo. *Nuestro Futuro Común*. Madrid: Alianza. (1988).
- [ENR-06] Enresa. *Sexto Plan General de Residuos Radiactivos (6º PGRR)*. Technical report, 2006.
- [EST-05] Álvaro Rodríguez, José Antonio Gago. "La gestión temporal del combustible gastado y de los residuos de alta actividad en el mundo". *Revista Estratos*. Volumen 26. 2005.
- [IEA-06] International Energy Agency. *Key World Energy Statistics*. 2006.
- [NAS-01] National Academy of Sciences. *Board on Radioactive Waste Management, Disposition of High Level Waste and Spent Nuclear Fuel: The Continuing Societal and Technical Challenges*. National Academy Press, Washington, D.C., 2001.
- [NEA-95a] NEA. *Minimization of Radiative Waste from Nuclear Power Plants and the Back End of the Nuclear Fuel Cycle*. Technical report, NEA/OECD, 1995.
- [NEA-95b] *The Environmental and Ethical Basis of Geological Disposal of Long-Lived Radioactive Wastes*.
- [NEA-02] NEA/OECD. *Nuclear Energy in a Sustainable Development Perspective*. Technical report, NEA, 2002.
- [NEA-05] NEA. *Annual Report 2005*.
- [NEA-06] NEA. *Radioactive Waste Management Programmes in OECD/NEA Member Countries*. Technical report, NEA/OECD, 2006.
- [OIEA-94] OIEA. *Clasificación de los residuos radiactivos*. Colección Seguridad nº 111-G-1.1. 1994.
- [OIEA-95] OIEA. *Principios para la Gestión de Desechos Radiactivos*. Colección Seguridad nº 111-F, Viena, 1996.
- [OIEA-03] OIEA. *Categorization of radioactive sources*. OIEA-TECDOC-1344. Technical report, 2003.
- [OIEA-03b] OIEA. *Scientific and Technical Basis for the Geologic Disposal of Radioactive Wastes*. Technical Report No. 413, 2003.

- [OIEA-05] OIEA. *Nuclear Technology Review*. Update 2005. GC(49)/INF/3. Technical report, 2005.
- [OIEA-06] OIEA. *Classification of Radioactive Waste*. DRAFT SAFETY GUIDE No. DS 390. Technical report, 2006.
- [TAN-90] Y. Tang and J. Saling. *Radioactive Waste Management*. 1990.
- [UNE-04] *Las centrales nucleares españolas en 2004*. Informe de UNESA, 2004.
- [WIT-06] Witherspoon, P. and Bodwarsson. "Geological Challenges in Radiactive Waste Isolation". *Fourth Worldwide Review*. LBNL-59808. Technical Report, Berkeley National Laboratory, 2006.
- [WNA-06] World Nuclear Association. <http://www.world-nuclear.org>.

# Seguridad y protección radiológica asociadas a la gestión de residuos radiactivos



## 1. Bases biológicas de la protección frente a radiaciones ionizantes

### 1.1. Radiactividad y radiación ionizante

La emisión de radiaciones ionizantes es una característica común a muchos átomos en cuyo núcleo el número de neutrones resulta escaso o excesivo, lo que les hace inestables. Esos átomos son llamados "radiactivos". En ellos, las ligaduras nucleares se transforman en busca de configuraciones más estables, a la vez que se libera energía, asociada a la radiación emitida. Ésta puede ser de cuatro tipos fundamentales: partículas alfa ( $\alpha$ ), que consisten en dos protones y dos neutrones, con capacidad limitada de penetración en la materia, pero mucha intensidad energética; partículas beta ( $\beta$ ), que son electrones o positrones procedentes de la transformación en el núcleo de un neutrón en un protón o viceversa, algo más penetrantes aunque menos intensas; radiación gamma ( $\gamma$ ), que es radiación electromagnética del extremo más energético del espectro, por tanto muy penetrante; y neutrones, que al no poseer carga eléctrica también son muy penetrantes, figura 2.1.

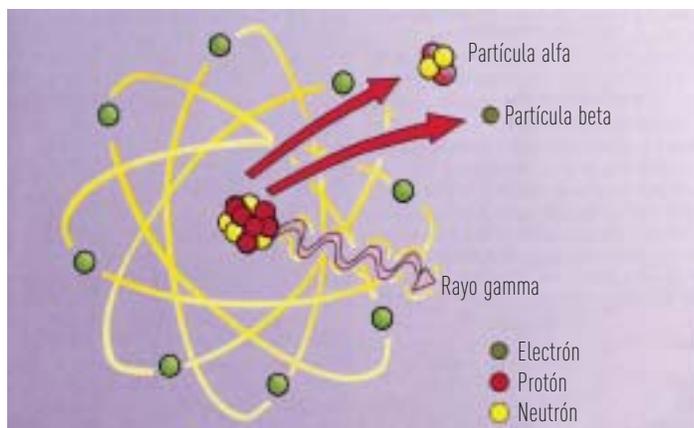


Figura 2.1. Ilustración de los distintos tipos de partículas emitidas por las sustancias radiactivas.

La velocidad con que dichas transformaciones tienen lugar en una sustancia radiactiva se denomina **actividad**, y se medirá como el número de átomos que se transforman o desintegran por unidad de tiempo, teniendo como unidad natural (1 desintegración / segundo) el *Becquerel*, así llamado en honor al descubridor de la radiactividad. El *Becquerel* es la unidad del Sistema Internacional de Medidas (SIM) legalmente establecida en España [MOPU, 1989]. Una unidad anteriormente utilizada, pero que no pertenece al SIM, es el *Curie*, correspondiente a la actividad existente en un gramo de  $^{226}\text{Ra}$  ( $3,7 \cdot 10^{10}$  desintegraciones / segundo). El *Becquerel* (abreviadamente Bq) es una unidad muy pequeña y de poco uso práctico (sería como medir longitudes o distancias en micras), baste decir que nuestro propio organismo contiene aproximadamente 4.000 Becquerel de  $^{40}\text{K}$ , por lo que siempre se emplean sus múltiplos. Por el contrario 1 *Curie* (Ci) es una actividad considerable, e incluso peligrosa según las sustancias, por lo que se emplean a menudo sus submúltiplos. Según su naturaleza y su concentración, la reglamentación vigente [MINER, 1999] establece valores de exención para las sustancias radiactivas, por debajo de los cuales no se exige ningún tipo de declaración o autorización, al considerarse prácticamente inocuas.

La radiactividad es un fenómeno independiente de cualquier influencia externa (presión, temperatura, iluminación, etc.), ya que al provenir del núcleo atómico, solo podrán modificarla aquellos agentes que sean capaces de alterar las propiedades del propio núcleo. La radiactividad tiene naturaleza aleatoria, caracterizada por la llamada *constante de desintegración radiactiva*  $\lambda$ , cuyo significado es la probabilidad de desintegración de un núcleo radiactivo por unidad de tiempo. Esta constante depende únicamente del tipo de nucleido y del modo de desintegración. Tiene unidades de tiempo inverso ( $\text{s}^{-1}$ ,  $\text{min}^{-1}$ ,  $\text{h}^{-1}$ , etc.). Su inverso representa la esperanza de vida de un átomo radiactivo, también llamada *vida media*  $\tau$ .

Si se considera una sola sustancia que contenga inicialmente un número suficientemente grande de átomos radiactivos  $N_0$ , dicho número se reduce siguiendo una ley de tipo exponencial decreciente con el paso del tiempo. El tiempo al cabo del cual el número de átomos radiactivos se reduce a la mitad se denomina *período de semidesintegración*  $T$ . Éste es característico de cada radionucleido, y varía entre fracciones de segundo y millones de años. Conociendo el período se pueden hacer cálculos rápidos sobre el decrecimiento de una sustancia radiactiva, ya que al cabo de  $K$  veces el período, el número medio de átomos se habrá reducido por  $2^K$ .

Además de mediante la desintegración radiactiva, también se generan radiaciones ionizantes cuando se consigue acelerar partículas elementales (habitualmente electrones, positrones o protones) mediante campos electromagnéticos intensos, como en el caso de los aceleradores de partículas. A las energías conferidas, dichas partículas elementales resultan ionizantes. También se emite radiación electromagnética similar a la radiación gamma, denominada radiación X, al producirse saltos de electrones entre distintos niveles de energía en la corteza atómica, como resultado de algunas formas de desintegración radiactiva o al proyectar un haz de electrones rápidos sobre un blanco sólido denso. En general, las interacciones de partículas muy energéticas con la materia provocan reacciones que acaban liberando radiación ionizante.

### Principales mecanismos de interacción con la materia

A su paso por la materia, la radiación sufre distintos tipos de interacción, según su naturaleza. Si bien el tratamiento detallado de las interacciones entre las radiaciones y los

medios materiales es un tema de extremada complejidad, para **partículas cargadas** ( $\alpha$  y  $\beta$ ) puede afirmarse que la interacción básica responde a la Ley de Coulomb entre cargas eléctricas, la cual da lugar a dos fenómenos elementales: la *excitación atómica* (o molecular) y la *ionización*. En el primero, los electrones corticales son impulsados a un nivel superior, volviendo posteriormente al estado inicial tras emitir fotones de espectro característico de energía (es decir, de energías discretas). En el segundo, los electrones son expulsados del átomo o molécula. Cuando una partícula cargada penetra en el campo eléctrico de un núcleo, experimenta una aceleración (o deceleración) que hace que se emitan fotones de espectro continuo de energía, lo que se conoce como *radiación de frenado*, siendo de mayor importancia cuanto menor masa tenga la partícula y mayor carga el átomo, es decir que tendrá importancia para partículas  $\beta$ , especialmente con átomos de elevado número atómico  $Z$ . Un ejemplo de este tipo de interacción es la que produce los rayos X. En el caso particular de la radiación de tipo  $\beta^+$ , los positrones se aniquilan al encontrarse con los electrones de la corteza atómica, sus antipartículas, y como resultado se emiten dos fotones *de aniquilación*, con una energía muy precisa (0,511 MeV) y en direcciones opuestas, lo que constituye el fundamento de la técnica PET (tomografía por emisión de positrones), muy utilizada para diagnóstico médico.

En el caso de los **fotones**, su energía puede ser absorbida por el medio mediante tres procesos fundamentales: el efecto fotoeléctrico, el efecto Compton y la producción de pares electrón-positrón, cuyas probabilidades de ocurrencia dependen de la energía inicial de los fotones. Todos ellos originan la aparición de partículas cargadas, con lo cual se desarrollarán posteriormente las interacciones comentadas anteriormente. El efecto fotoeléctrico supone la absorción de toda la energía del fotón por el átomo. Esa energía es transferida a un electrón cortical, que resulta expulsado del átomo. El efecto Compton puede interpretarse como una colisión elástica del fotón incidente con un electrón, en la que una parte de la energía del fotón será transferida al electrón como energía cinética, saliendo el fotón en distinta dirección a la inicial, con menor energía y frecuencia (mayor longitud de onda). Este efecto es más probable para energías intermedias de los fotones (entre 0,5 y 10 MeV<sup>1</sup> aproximadamente), disminuyendo el rango de energías al aumentar el número atómico del absorbente. Por último, el proceso de formación de pares electrón-positrón consiste en la materialización de parte de la energía de un fotón en un par de partículas (electrón-positrón) que se reparten la energía sobrante; es un proceso que solamente puede producirse dentro del campo eléctrico del núcleo atómico y para energías superiores a 1,022 MeV. El alcance de la radiación  $\gamma$  en aire puede llegar a los centenares de metros, pudiendo traspasar el cuerpo humano, y hasta varios centímetros de plomo.

Con respecto a los **neutrones**, al carecer de carga eléctrica, solamente pueden interactuar con los núcleos de los átomos mediante las diferentes reacciones nucleares posibles (dispersión elástica e inelástica, captura radiactiva, transmutación y fisión inducida). Puesto que los núcleos ocupan una fracción ínfima del volumen total de la materia, los neutrones podrán desplazarse distancias relativamente grandes antes de interactuar, resultando ser muy penetrantes.

---

<sup>1</sup> La energía de las partículas y radiaciones atómicas y nucleares suele expresarse en MeV. 1 MeV equivale a  $1,6 \times 10^{-13}$  J.

## Atenuación de la radiación. Blindaje

La atenuación que sufre la radiación a su paso por la materia dependerá fundamentalmente de dos factores:

- ▶ El factor geométrico, que hace que con la distancia entre la fuente y el objeto la radiación sea cada vez más débil al disminuir el ángulo sólido abarcado, por lo que generalmente se tiene una proporción inversa al cuadrado de la distancia, según una ley ( $1/4\pi r^2$ );
- ▶ El factor material, que dependerá del tipo y energía de la radiación y de la composición del material, lo que afecta a la probabilidad de interacción, atenuando la radiación según una ley que en general es de tipo exponencial decreciente con la distancia atravesada.

Se denominan materiales de blindaje aquellos capaces de atenuar la radiación hasta límites aceptables. Desde ese punto de vista, para detener la radiación  $\alpha$  no habrá que proporcionar más que un pequeño espesor de plástico o unos centímetros de aire. Con respecto a los emisores  $\beta$ , se emplearán también plásticos (metacrilato, polietileno) o metales ligeros (aluminio), recubiertos externamente con plomo si la radiación de frenado pudiera llegar a ser intensa. En el caso de la radiación X o  $\gamma$  se podrán emplear agua, hormigón y metales (plomo, acero).

Por último, para el manejo seguro de fuentes emisoras de neutrones el blindaje adecuado suele constar de varios centímetros de material hidrogenado (agua, parafina, polietileno, hormigón), en el cual los neutrones rápidos se frenarán (moderarán) por colisiones elásticas fundamentalmente, seguido de unos milímetros de cadmio o de unos centímetros de boro (en los que se produce la captura de neutrones térmicos con una alta probabilidad), con lo cual la mayor parte de los neutrones serían finalmente absorbidos. Dichos materiales suelen completarse con otros de elevado espesor másico (plomo, acero u hormigón), a fin de atenuar los fotones emitidos en las diversas reacciones que provocan los neutrones.

La figura 2.2 ilustra la capacidad de penetración de los distintos tipos de radiación a través de distintos materiales.

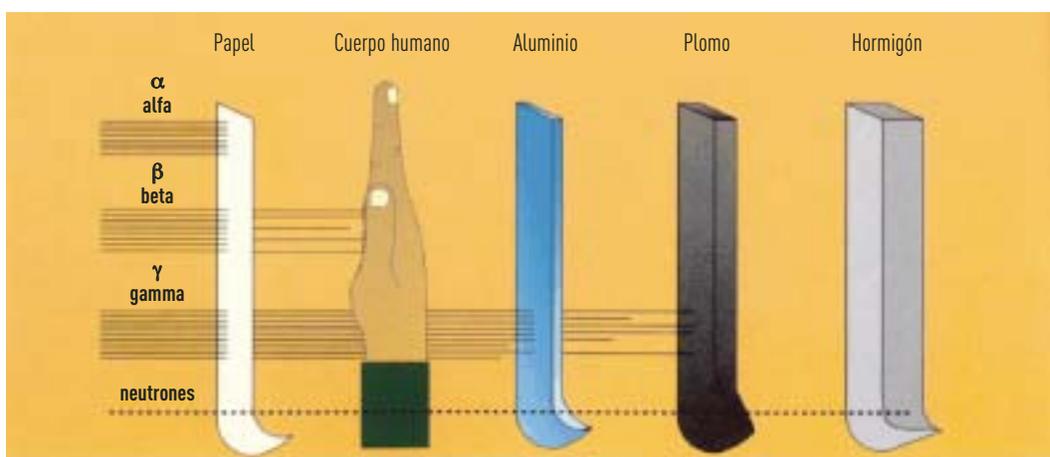


Figura 2.2. Capacidad de penetración de distintos tipos de radiación en materiales característicos.

## Sistemas de detección y medida de la radiación

Obviamente, la detección de la presencia de radiación ha de basarse en los efectos que produce sobre la materia. No estando dotado el organismo de sentidos para ello, ha de recurrirse a instrumentos adecuados capaces de detectar —e incluso hacer visibles— las partículas fundamentales subatómicas. Su complejidad va, desde el conocido contador Geiger portátil, hasta cámaras de destellos o de burbujas del tamaño de una habitación, empleadas por los físicos de altas energías.

Puesto que el efecto principal causado por las radiaciones es la ionización, uno de los primeros detectores que se empleó en física nuclear fue la *cámara de ionización*, que está formada esencialmente por un recipiente cerrado que contiene un gas y dos electrodos con potenciales eléctricos diferentes. De los detectores basados en la ionización gaseosa, uno de los más versátiles y utilizados es el contador de Geiger-Müller, desarrollado en 1928. En él, el tubo detector está lleno de un gas o mezcla de gases a baja presión. Los electrodos son la delgada pared metálica del tubo y un alambre fino de wolframio situado longitudinalmente en su eje. Un fuerte campo eléctrico establecido entre los electrodos acelera los iones producidos por la radiación, que colisionan con átomos del gas liberando electrones y produciendo más iones. Si la tensión entre los electrodos se hace suficientemente grande, la corriente cada vez mayor producida por una única partícula desencadena una descarga a través del contador. El pulso causado por cada partícula se amplifica electrónicamente y hace funcionar un altavoz o un contador mecánico o electrónico.

Otros contadores, llamados de *centelleo*, se basan en la ionización producida por partículas cargadas que se desplazan a gran velocidad en determinados sólidos y líquidos transparentes, conocidos como materiales centelleantes (diferentes sustancias orgánicas e inorgánicas, como algunos polímeros, sulfuro de cinc, yoduro de sodio o antraceno). La ionización produce destellos de luz visible que son captados por un tubo fotomultiplicador, un tipo de célula fotoeléctrica, de forma que se convierten en pulsos eléctricos que pueden amplificarse y registrarse electrónicamente. En numerosos campos de la investigación actual, el contador de centelleo resulta superior a todos los demás dispositivos de detección.

Igualmente resultan de gran sensibilidad los *detectores de semiconductores* (generalmente germanio puro o combinado con litio, o silicio), en los que los pares electrón-hueco formados por la ionización aumentan momentáneamente la conducción eléctrica, lo que permite detectar estas partículas.

Otros detectores se llaman *de trazas*, porque permiten a los investigadores observar las trazas que deja a su paso una partícula. Las cámaras de destellos o de burbujas son detectores de trazas, igual que la cámara de niebla o las emulsiones fotográficas nucleares. Fundamentalmente se aplican en el estudio de la física de las partículas elementales.

Para contabilizar la cantidad de radiación recibida por una persona (la *dosis*) también se han empleado mucho en el pasado emulsiones dosimétricas, más gruesas y menos sensibles a la luz visible que las empleadas en fotografía, en las que los granos de plata ionizados adquieren un color negro cuando se revela la emulsión, pudiendo establecerse

una relación directa entre el ennegrecimiento y la cantidad de radiación recibida. Otros *dosímetros*, hoy en día los de uso más extendido, se basan en el empleo de materiales *termoluminiscentes*, en los que se libera luz visible al ser calentados, mediante un proceso que implica dos pasos: 1) la ionización inicial hace que los electrones de los átomos del material se exciten y salten del nivel de energía en reposo (*banda de valencia*) a otro excitado (*banda de conducción*), quedando algunos atrapados en niveles intermedios creados por la presencia de impurezas en el cristal (*trampas*); 2) cuando se calienta el material y los electrones vuelven a su estado original, se emiten fotones de luz, que pueden ser amplificados y medidos al igual que se hacía con los materiales de centelleo.

Con respecto a los neutrones, suelen detectarse de forma indirecta a partir de las reacciones nucleares que tienen lugar cuando colisionan con los núcleos de determinados átomos. Por ejemplo, en el caso de los neutrones térmicos, se producen partículas alfa, detectables con facilidad, al colisionar con los núcleos de  $^3\text{He}$ , el  $^{10}\text{B}$  o el  $^6\text{Li}$ .

En la *figura 2.3* se pueden ver distintos equipos de detección de las radiaciones habitualmente empleados en el trabajo en las instalaciones nucleares y radiactivas.



Figura 2.3. Sistemas de detección de la radiación habituales en protección radiológica (de izquierda a derecha y de arriba abajo): cámara de ionización, detector Geiger; monitor de contaminación de portátil; dosímetros termoluminiscentes; monitores de neutrones.

La sensibilidad de los equipos de detección y medida de radiaciones resulta muy superior a la que tienen otro tipo de sistemas, siendo capaces de detectar cantidades traza de prácticamente cualquier radionucleido. Ello les hace herramientas insustituibles siempre que sea necesario marcar una molécula cuyo destino final se tenga interés en conocer, sea en procesos físicos, químicos o biológicos. Por tanto, no es sorprendente el uso de los radioisótopos en investigación. Esa misma sensibilidad hace posible la detección de los radionucleidos artificiales en el medio ambiente en cantidades millones de veces inferiores a las que pudieran resultar tóxicas. Así, por ejemplo, los valores recomendados de los límites inferiores de detección (LID) para los programas de vigilancia radiológica ambiental están comprendidos entre las milésimas y las cienmilésimas de Bq por m<sup>3</sup> de aire [CSN, 1993] o de las décimas de Bq por litro para el agua y la leche.

La capacidad de detección de isótopos artificiales en el medio ambiente es tan elevada que, por ejemplo, para el <sup>137</sup>Cs se pueden detectar cantidades tan pequeñas como 10<sup>-17</sup> g/m<sup>3</sup> en aire. Ello hizo posible, por ejemplo, que la emisión accidental, ocurrida en 1998, procedente de la fusión de una fuente de <sup>137</sup>Cs desde la factoría de Acerinox en Los Barrios (Cádiz), con una actividad aproximada de 4.500 GBq, equivalentes a una masa de 1,4 g de Cs, fuese detectada en el Sur de Francia y en muchos lugares de Centroeuropa.

## 1.2. Magnitudes dosimétricas empleadas en protección radiológica

Puesto que para la determinación de los efectos biológicos producidos por la radiación ha de cuantificarse la cantidad o dosis recibida en el órgano u órganos afectados, se definen y utilizan las magnitudes apropiadas, que se resumen en la [tabla 2.1](#).

Así, la **dosis absorbida** sería una medida de la energía depositada por unidad de masa, siendo utilizada generalmente cuando se estudian los efectos sobre un tejido u órgano individual, mientras que la **dosis equivalente** considera ya el tipo de radiaciones y su potencial daño biológico, por lo que constituye un mejor índice de la toxicidad de las radiaciones. Las unidades de medida correspondientes, el *Gray (Gy)* para dosis absorbida y el *Sievert (Sv)* para la dosis equivalente, resultan ser muy elevadas para su utilización práctica, por lo que se emplean mucho más sus submúltiplos el *miliGray (mGy)* y el *miliSievert (mSv)*, que son la milésima parte de la unidad original.

En la **dosis efectiva** se tiene, además, una medida del riesgo de desarrollo de cánceres o daños hereditarios, en la que se asigna un peso diferente a la dosis equivalente recibida por cada órgano, según el riesgo asociado a su irradiación. Con ello, éste resulta ser el índice de toxicidad más completo, especialmente si se realiza el cálculo de la dosis recibida en el organismo desde el momento de la ingestión o inhalación de productos radiactivos hasta su completa eliminación. Esta medida la ofrece la **dosis efectiva comprometida**, que será el índice empleado con carácter más general.

Finalmente, un concepto muy utilizado es el de la llamada **dosis colectiva**, que será la suma de las dosis (generalmente se aplica a la dosis efectiva) recibidas por un colectivo de población que esté expuesta a una misma fuente de radiación. Con la dosis colectiva se pueden establecer comparaciones útiles con respecto al impacto producido por las distintas fuentes de cara a su optimización.

Magnitud	Definición	Unidades
<b>Dosis absorbida D</b>	Cociente entre la energía media impartida por la radiación ionizante a la materia en un elemento de volumen, y la masa del mismo.	Unidad del S.I.: Gray (Gy) 1 Gy = 1 J/kg Unidad histórica: rad 1 rad = 0,01 Gy
<b>Dosis equivalente H</b>	Es una ponderación de la dosis absorbida en un tejido u órgano T, para tener en cuenta el tipo de radiación, de acuerdo con su potencialidad para producir efectos biológicos.  $H_T = D_{T,R} \cdot w_R$  $w_R$ - Factor de ponderación del tipo de radiación.  <b>Valores de <math>w_R</math>:</b> 1 Radiación X, beta, gamma, electrones y positrones 5 Protones 5 a 20 Neutrones, según su energía 20 Radiación alfa, núcleos pesados	Unidad del S.I.: Sievert (Sv) 1 Sv = 1 J/kg Unidad histórica: rem 1 rem = 0,01 Sv
<b>Dosis efectiva E</b>	Es una suma ponderada de las dosis equivalentes recibidas por los distintos tejidos y órganos del cuerpo humano. $E = \sum_T w_T \cdot H_T$  Los factores $w_T$ son representativos del detrimento, o contribución al riesgo total de daños biológicos, que supone la irradiación de cada órgano individual.  <b>Valores de <math>w_T</math>:</b> 0,01 Sup. huesos, piel 0,05 Bazo, mama, hígado esófago, tiroides y resto 0,12 Colon, pulmón, médula roja, estómago 0,20 Gónadas	Sievert (Sv).

Tabla 2.1. Magnitudes de dosis de radiación empleadas en protección radiológica y sus unidades de medida.

### 1.3. Efectos de las radiaciones ionizantes sobre la salud

#### Absorción de radiación y daño celular

La absorción de la radiación por la materia viva es función tanto de la calidad y cantidad del haz de radiación como de la estructura y composición del tejido absorbente. Cabría distinguir varios casos en función del tipo de radiación (partículas cargadas  $\alpha$  o  $\beta$ , fotones  $\gamma$  o rayos X, neutrones), no

obstante, todas ellas acaban depositando su energía en el medio, directa o indirectamente, mediante los dos procesos ya comentados: ionización y excitación. Aunque la excitación de átomos y moléculas, en caso de que su energía supere la de los enlaces atómicos, puede causar cambios moleculares, el proceso de ionización resulta cualitativamente mucho más importante, puesto que necesariamente produce cambios en los átomos, al menos de forma transitoria y, en consecuencia, puede provocar alteraciones en la estructura de las moléculas a las que éstos pertenezcan.

La importancia de la ionización inducida en los tejidos vivos por una radiación, se cuantifica mediante un concepto de amplia utilización en radiobiología: la *transferencia lineal de energía* (TLE, o LET en abreviatura inglesa) o la cantidad de energía cedida por unidad de recorrido de la radiación en el tejido. La TLE depende del tipo de radiación (masa, carga y energía de las partículas) así como del medio absorbente. En general, de forma simplificada, pero útil, se suelen clasificar las radiaciones en dos categorías: de baja y de alta TLE; a la primera pertenecerían los electrones (radiación  $\beta$ ) y la radiación X o  $\gamma$ , mientras que la radiación  $\gamma$  y los neutrones, se consideran de la segunda. A mayor TLE de una radiación, mayor concentración en la energía transferida al medio y mayor localización de las moléculas modificadas por la ionización.

Si las moléculas afectadas están en una célula viva, la propia célula puede verse dañada, bien directamente si la molécula resulta crítica para la función celular, o indirectamente al provocar cambios químicos en las moléculas adyacentes, como por ejemplo mediante la formación de *radicales libres*, figura 2.4. El daño celular es particularmente importante si la radiación afecta a las moléculas portadoras del código genético (ácido desoxirribonucleico, ADN) o de la información para sintetizar las proteínas (ácido ribonucleico mensajero). Estos daños pueden llegar a impedir la supervivencia o reproducción de las células, aunque frecuentemente sean reparados por éstas. No obstante, si la reparación no es perfecta, pueden resultar células viables pero modificadas. El proceso descrito aparece representado en la figura 2.5.

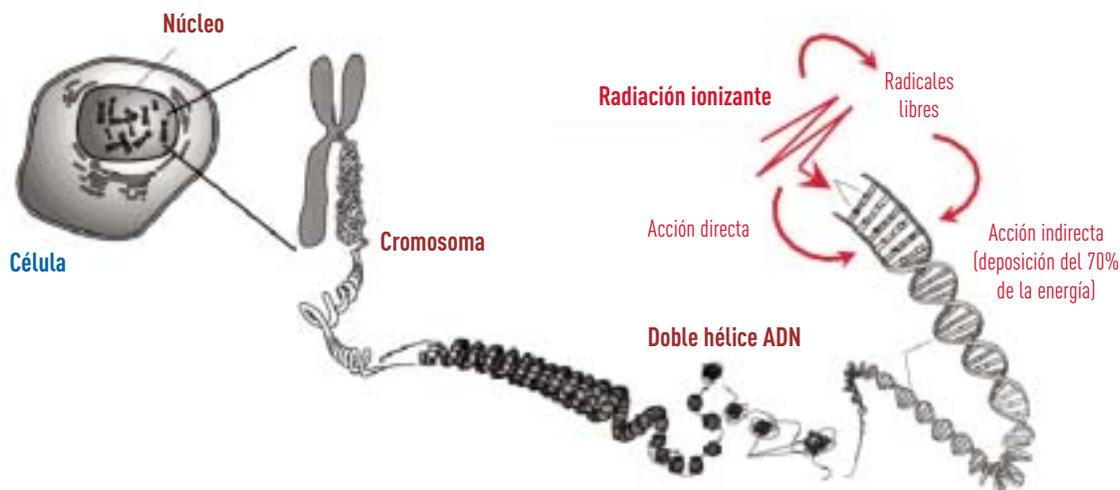


Figura 2.4. Representación esquemática de los efectos de la radiación ionizante sobre las células. La molécula de ADN y los cromosomas celulares son el blanco más sensible para la radiación ionizante dentro de la célula. Las trayectorias de radiación pueden depositar energía directamente en el ADN (efecto directo) o pueden ionizar otras moléculas de la célula (fundamentalmente moléculas de agua) para formar radicales libres que pueden dañar al ADN (efecto indirecto). Para rayos X y rayos  $\gamma$ : 35% del daño es directo y 65% indirecto.

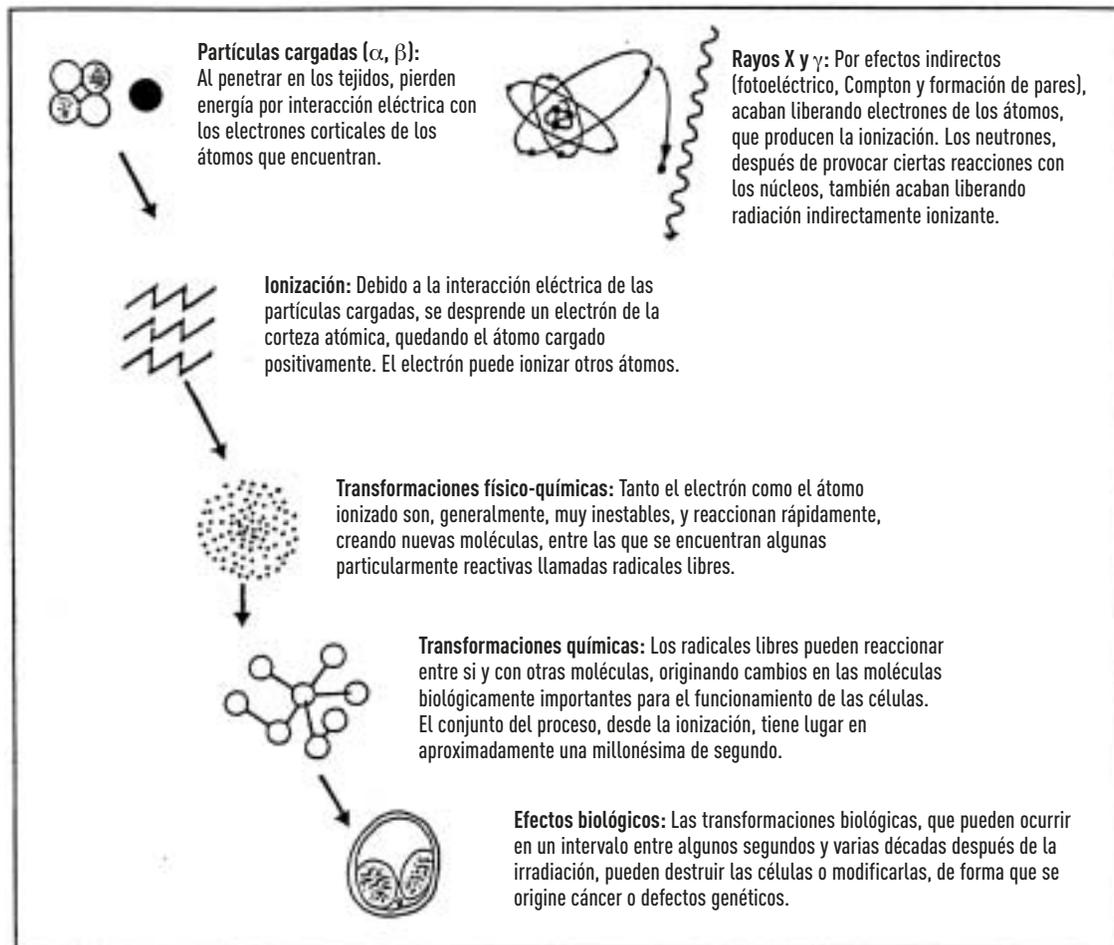


Figura 2.5. Representación esquemática de los efectos de la radiación ionizante sobre los tejidos vivos.

La aparición y proliferación de células modificadas puede verse influenciada por un buen número de otras causas (agentes cancerígenos o mutágenos) aparte de la radiación, que pueden actuar antes o después de la exposición a la misma. Por ello, el peligro de la radiación no es la producción de mutaciones en sí, sino que ésta pueda inducir un número de éstas superior al espontáneo que se produce en todo ser vivo, provocando una situación cuyas condiciones el organismo no sea capaz de superar.

Estudios de laboratorio, mediante la irradiación celular *in vitro*, permiten afirmar que la cantidad de mutaciones es mayor cuanto mayor es la dosis de radiación aplicada, no existiendo umbral de dosis por debajo del cual no puedan producirse mutaciones, observándose, para una misma dosis, una mayor cantidad de mutaciones cuanto mayor TLE posea la radiación.

La *radiosensibilidad* es un concepto que engloba la respuesta celular a la radiación. Se dice que un tipo de célula es muy radiosensible cuando, sometiendo un grupo de éstas a dosis bajas de radiación, muere un alto porcentaje de las mismas. Generalmente, una célula es más radiosensible cuanto mayor sea su actividad reproductiva, cuantas más divisiones deba sufrir para adoptar su forma y funciones definitivas, y cuanto menos diferenciada sea<sup>2</sup>.

Existe cierta evidencia experimental de la influencia estimulante de la radiación sobre una variedad de funciones celulares, incluyendo su proliferación y reparación. Dicho estímulo no ha de ser necesariamente beneficioso, si bien en ciertas circunstancias la radiación parece ser capaz de estimular la reparación del daño radiológico producido previamente y de incrementar las defensas naturales del sistema inmunitario. No obstante, los datos experimentales sobre la influencia benéfica de la radiación a bajas dosis son en general poco concluyentes, fundamentalmente por las dificultades de tipo estadístico en tales condiciones. Ello impide que puedan ser tomados en cuenta de cara a la aceptación de límites inferiores de dosis.

Por supuesto, también las dosis terapéuticas, suministradas en el tratamiento del cáncer y de algunas otras enfermedades, pueden ser, a largo plazo, causantes de tumores o tener efectos genéticos. No obstante, al administrarse dichos tratamientos generalmente a personas de cierta edad, y con una corta esperanza de vida si éste no se aplica, los riesgos resultan plenamente aceptables.

### **Efectos somáticos agudos o deterministas**

Si un número suficientemente grande de células de un mismo órgano o tejido mueren o resultan drásticamente modificadas, puede haber una pérdida de la función del órgano, tanto más seria cuanto mayor sea el número de células afectadas, constituyendo un daño somático que se manifestará al poco tiempo de la irradiación. El estudio de este tipo de efectos es de gran interés para poder predecir las consecuencias de las dosis elevadas de radiación recibidas en caso de accidente en instalaciones radiactivas y nucleares. Gran cantidad de información útil al respecto procede del empleo de la radioterapia en el tratamiento del cáncer –en donde, precisamente mediante la radiación, se eliminan los tejidos cancerosos–, así como de los accidentes ocurridos en el pasado. Para que este tipo de daños se manifiesten, en general habrán de superarse unas dosis mínimas o *umbrales* para la manifestación de efectos clínicos. A pesar de que los cambios celulares iniciales son aleatorios, el gran número de células que han de verse afectadas para que se inicie un efecto clínicamente observable, confieren a este tipo de daños un carácter *determinista* por encima de los umbrales de dosis correspondientes. Una vez superados estos umbrales, la probabilidad de que la radiación produzca el daño en un individuo sano, crece con cierta rapidez hasta la unidad, dependiendo del efecto.

La reacción después de una irradiación varía mucho entre las distintas partes del organismo, y depende también del tratamiento médico que pueda suministrarse al paciente y de si la dosis se recibe de una sola vez o en varias etapas. En general, los órganos pueden reparar hasta cierto punto los daños provocados por la radiación, de forma que una misma dosis suministrada de forma paulatina es mejor tolerada que si se recibe de forma instantánea.

---

<sup>2</sup> Una célula es muy diferenciada cuando ha perdido funciones de tipo general para adquirir otras más específicas. Por ejemplo, el leucocito es una célula poco diferenciada, pero la del músculo estriado, que sólo sirve para contraerse a voluntad, es muy diferenciada.

Por supuesto, si la dosis es suficientemente grande, puede conducir a la muerte de la persona irradiada. Así, dosis absorbidas muy elevadas, superiores a 15 Gray, recibidas de forma instantánea, afectan de tal manera al sistema nervioso central, que la muerte se producirá en cuestión de horas o días. Si la dosis está comprendida entre 5 y 15 Gray, y afecta a todo el organismo, la víctima podría escapar al síndrome del sistema neuro-vegetativo, pero se producen lesiones irreparables en el sistema gastro-intestinal, junto con una inflamación aguda de los pulmones, conduciendo a la muerte en cuestión de pocas semanas. Una dosis inferior, entre 3 y 5 Gray, puede provocar la muerte en la mitad de los casos, en uno o dos meses, al afectar seriamente a la médula ósea, tejido en el cual se producen las células de la sangre.

La médula ósea y el resto del sistema hematopoyético (el encargado de la producción de la sangre) son de las partes más radiosensibles del cuerpo humano, siendo afectados a partir de dosis del orden de 0,5 a 1 Gray. Sin embargo, presentan una marcada capacidad de regeneración, de forma que si sólo se irradia una parte del cuerpo, generalmente sobrevive una cantidad de médula suficiente para reproducir la afectada.

En accidentes causados por la manipulación imprudente o inadvertida de fuentes radiactivas se han producido casos notables de lesiones en la piel, cuya severidad aumenta con la dosis a partir de los 3 Gray. Los órganos genitales y los ojos (el cristalino) se encuentran entre los órganos más sensibles. Del resto de órganos, cabe decir que son relativamente resistentes y de respuesta lenta a la hora de manifestar un daño determinista. No obstante, por debajo de dosis de 0,2 Gray no se llegan a producir efectos deterministas observables en ningún tejido.

Por su parte, los niños son especialmente sensibles, en particular los huesos y el cerebro, pudiendo verse afectado el crecimiento de los huesos si se reciben dosis relativamente pequeñas. Durante la gestación, el feto también es muy vulnerable, debido a que es un sistema altamente proliferativo, con muchas células indiferenciadas. Los efectos de la radiación en el embrión pueden resultar en la muerte embrionaria, fetal o neonatal o en malformaciones congénitas o retraso mental. Los efectos dependen del momento en el que tiene lugar la irradiación, siendo más críticas las primeras semanas de la gestación desde el punto de vista de la posible muerte embrionaria, y entre las ocho y las quince semanas de embarazo para la posibilidad de lesiones cerebrales con retraso mental serio. Los efectos en el feto se observan tras exposiciones a dosis no muy elevadas ( $\approx 0,4$  Gy).

### **Cánceres y daños hereditarios (efectos latentes o estocásticos)**

El ser humano sufre muchos millones de ionizaciones en su masa de ADN cada día por causa de las fuentes naturales de radiación. Sin embargo, el cáncer no produce más de una de cada cuatro muertes, y sólo una pequeña fracción de éstas es atribuible a la radiación. Se puede afirmar, por tanto, que el proceso que conduce desde la creación de un par iónico en la molécula del ADN hasta la aparición de un cáncer es altamente improbable.

Se han desarrollado diversos modelos generales para describir el proceso carcinogénico, siendo el más aceptado actualmente el modelo llamado *multietapa*. Éste predice que un cáncer aparece como consecuencia de una serie de sucesos que pueden ser totalmente independientes, pero que con frecuencia están ligados, pudiendo incluso estar mediados por el

mismo agente. El modelo *multietapa* considera que el desarrollo de cáncer tiene lugar en cuatro etapas: iniciación, conversión, promoción y progresión, figura 2.6.

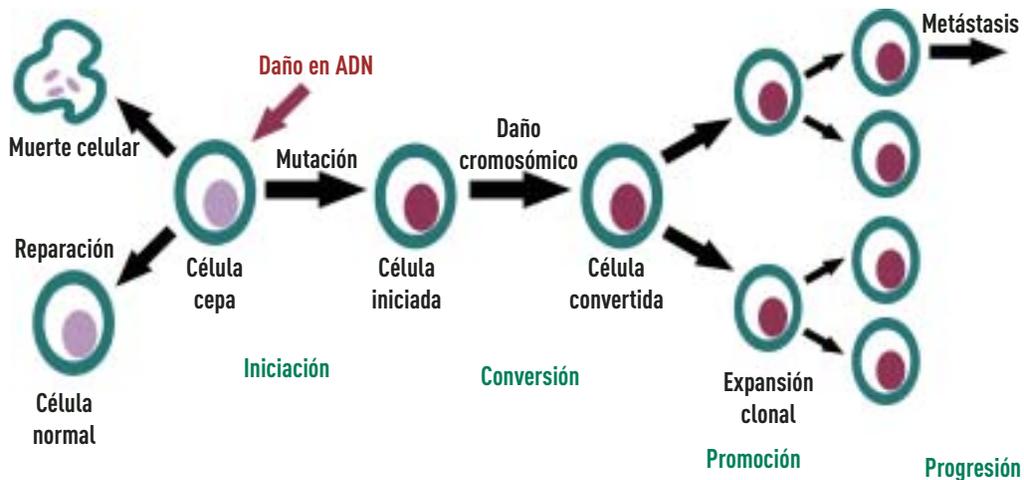


Figura 2.6. Representación esquemática del modelo multietapa de desarrollo de cáncer.

A pesar de las numerosas investigaciones llevadas a cabo en las últimas décadas, la información relativa al cáncer o a los defectos hereditarios inducidos por la radiación *a bajas dosis* es todavía escasamente significativa, siendo ésta una cuestión aún abierta a la discusión científica. Para realizar estimaciones válidas del riesgo, deben reunirse ciertas condiciones: en primer lugar, debe conocerse con exactitud la dosis de radiación absorbida por todo el cuerpo o en los órganos de interés; la población irradiada ha de ser observada durante décadas a fin de que todos los tipos de daño tengan tiempo de aparecer; y, puesto que también se presentan, naturalmente, por múltiples causas, se deberá disponer de una población de referencia, pero que no haya sufrido la irradiación, a fin de poder saber cuántos casos habrían aparecido en ausencia de ésta. Tales estudios incluyen a los supervivientes de las bombas atómicas de Hiroshima y Nagasaki, a diversos grupos que sufrieron irradiaciones con fines médicos, a mineros expuestos al gas radón en concentraciones elevadas, a los colectivos de trabajadores de la industria nuclear y, más recientemente, a las poblaciones más afectadas por el accidente de Chernóbil.

El principal problema reside en que los grupos de población de los estudios que han resultado concluyentes recibieron dosis de radiación significativamente superiores a las habituales en el campo profesional, o en la vida cotidiana. Por ello, no queda más alternativa que extrapolar los riesgos conocidos, producidos por dosis altas, al campo de las dosis reducidas. Prudentemente, los organismos internacionales expertos en el tema<sup>3</sup> suponen la inexistencia de umbral para la aparición de cánceres o de efectos hereditarios, y además de que existe un incremento lineal constante del riesgo con el aumento de las dosis recibidas.

<sup>3</sup> La Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP), o el Comité Científico de las Naciones Unidas sobre los Efectos de las Radiaciones Atómicas (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic, UNSCEAR).

No obstante, se admite que el valor de los factores de riesgo por unidad de dosis absorbida se reduce cuando la dosis se recibe lentamente [ICRP, 1991] empleándose un factor reductor en función del valor de la dosis y de la tasa de dosis, con valor 2 para dosis absorbidas por debajo de 0,2 Gray y tasas de dosis inferiores a 0,1 Gray/hora.

En general, los estudios demuestran que los distintos tipos de cáncer se manifiestan después de un período de latencia de algunos años, a partir del cual la probabilidad condicional de aparición del cáncer en cada intervalo temporal, por unidad de dosis recibida, puede ser constante, caso de la leucemia y los cánceres de huesos y tiroides, o proporcional a la tasa natural de aparición del cáncer en cuestión para los individuos de su misma edad, como se observa para los cánceres de mama, pulmón, aparato digestivo, piel y otros.

Para poder estimar factores integrados del riesgo de aparición de cánceres se hace necesario utilizar datos característicos de la población irradiada, tales como su distribución por edades, tablas de supervivencia en función de la edad y tasas de aparición de cada tipo de cáncer, también en función de la edad. Ello hace que, en principio, las probabilidades de muerte por cáncer después de una irradiación, sean dependientes de las características de la población. Para ofrecer estimaciones que puedan ser de aplicación general, la Comisión Internacional de Protección Radiológica [ICRP-1991] ofrece unos factores de riesgo promediados entre los obtenidos para la población de distintos países y continentes. El valor promedio de dichos valores para la probabilidad de muerte por cáncer es del orden del 5% por cada Sievert de dosis efectiva, para una población de todas las edades, siempre que la exposición recibida sea pequeña.

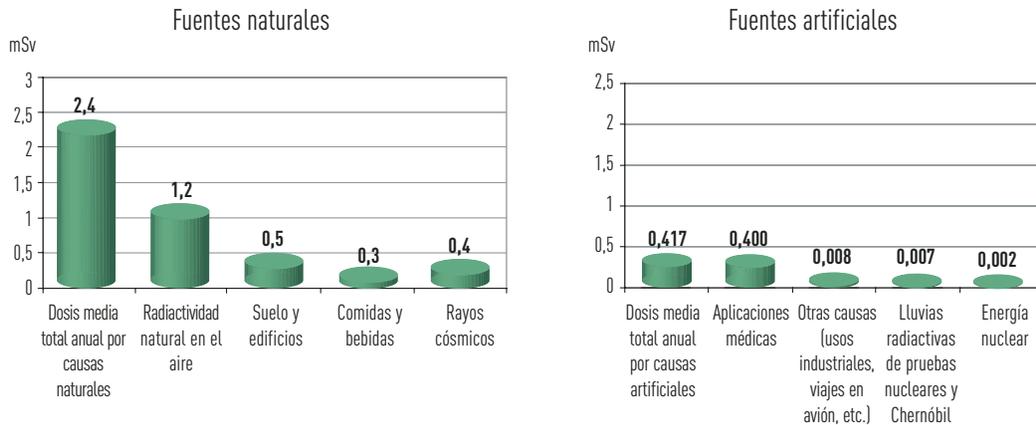
Con relación a los daños hereditarios, hay que empezar por constatar que alrededor del 10% de los recién nacidos sufre algún tipo de defecto hereditario, desde ligeras afecciones, como el daltonismo, hasta graves incapacidades, como el síndrome de Down. Los **efectos genéticos** pueden clasificarse en dos categorías: alteraciones en el número y la estructura de los cromosomas, y mutaciones de los genes. Las mutaciones genéticas se clasifican, a su vez, en dominantes (que aparecen en los hijos de quienes las padecen) y recesivas (que sólo aparecen cuando ambos progenitores poseen el mismo gen mutante).

Las investigaciones indican [NRC-1993], [ICRP-1991] que la probabilidad de que aparezca un daño hereditario grave en la primera generación después de la irradiada resulta muy remota (con valores de entre 0,0015 a 0,004 por cada Gray absorbido en las gónadas). Si esta probabilidad se integra para todas las generaciones posteriores a la irradiada, el valor resultante es del orden del 1% por Gray, lo que supone un riesgo bastante inferior al de los cánceres.

### **Fuentes de radiación naturales y artificiales**

Para poner estos datos en contexto, conviene recordar que el ser humano está constantemente expuesto a múltiples fuentes de radiación ionizante. Las radiaciones provenientes de la propia Tierra y del espacio dominan la dosis total recibida. Especialmente elevada puede llegar a ser la dosis producida por la desintegración en los pulmones del gas radón y de sus descendientes radiactivos, formados a partir de la desintegración del uranio presente en la corteza terrestre. De entre las fuentes artificiales, la dosis media recibida es debida, en su mayor parte, a la utilización médica de las

radiaciones ionizantes; con una contribución muy escasa debida a los efluentes gaseosos y líquidos descargados por las centrales nucleares, incluso para las personas que habitan en sus proximidades. Este hecho está avalado por los programas de vigilancia radiológica medioambiental que realizan el CSN y sus organismos homólogos en los demás países. Los datos que ofrece el Comité UNSCEAR de Naciones Unidas en su último informe se resumen en la **figura 2.7**. Con respecto a la población española, los informes que periódicamente elabora el CSN, permiten conocer bastante detalladamente los datos equivalentes, que se han resumido en la **figura 2.8**.



**Figura 2.7. Contribución de las diferentes fuentes de radiación naturales y artificiales a la dosis media total anual (en mSv) recibida por la población mundial (datos del informe [UNS-00]).**

El progreso de la protección radiológica ha ido refinando cada vez más las metodologías para la evaluación de la *dosis efectiva* como magnitud relacionada de forma directamente proporcional con los riesgos para la salud, de forma envolvente (es decir considerando las peores hipótesis o condiciones particulares), y por tanto conservadora. Así, desde hace décadas se han desarrollado guías y procedimientos, de carácter internacional para la evaluación de la dosis efectiva, que luego son adoptadas en la práctica de la protección radiológica de los diversos países. Para cada radionucleido, natural o artificial, se dispone de coeficientes que permiten estimar la dosis efectiva y la recibida en los distintos órganos, para diferentes grupos de edad (adultos, niños, bebés), tanto por exposición externa como interna (por ingestión e inhalación), a partir de la *actividad* superficial o volumétrica existente en el entorno y de las condiciones en que tenga lugar esa exposición.

Además, en el caso de que exista exposición interna (por ingestión o inhalación del material radiactivo) la medida de la persona en los equipos denominados *contador de radiactividad corporal, o de cuerpo entero* permite detectar con gran sensibilidad la presencia, cantidad y localización de los radionucleidos. Además, mediante análisis de sangre y de orina, según el tipo de radionucleido, se tienen umbrales de detección muy inferiores a los niveles de contaminaciones *internas* que pudieran suponer riesgos no insignificantes para la salud.

## Dosis media anual en España (3,71 mSv)

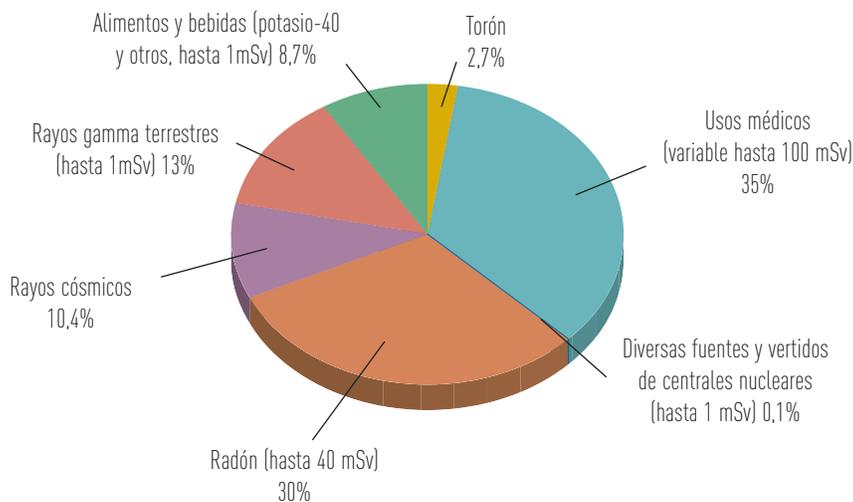


Figura 2.8. Dosis medias anuales recibidas por la población española por todas las fuentes de radiación ionizante. (Datos tomados de la publicación [CSN-02]). Como se observa en la figura, la dosis media anual recibida en España es de 3,71 mSv, si bien pueden darse grandes variaciones entre individuos que tengan distintos hábitos, que vivan en distintas zonas con elevada concentración de radón o radiación gamma de fondo, o que se vean sometidos a tratamientos médicos más intensos. La importancia relativa de la dosis producida por otras fuentes artificiales, entre ellas los vertidos de las centrales nucleares, es insignificante frente a dichas variaciones de la dosis recibida en la vida cotidiana.

### 1.4. El concepto de radiotoxicidad

La toxicidad de una sustancia es, en general, su capacidad para envenenar o causar daños físicos a los organismos vivos y, especialmente, al ser humano. Con respecto a los radionucleidos, cabría decir que su radiotoxicidad dependerá de distintos factores. En concreto, influirán en ella:

- ▶ La actividad de cada radionucleido y el tipo de emisiones radiactivas ( $\alpha$ ,  $\beta$ ,  $\gamma$  o neutrones).
- ▶ Su capacidad para penetrar en la biosfera y afectar a los seres vivos, dependiente en esencia de su forma físico-química, volatilidad o solubilidad.
- ▶ La dosis causada por cada unidad de actividad, por vía de ingestión, inhalación o externa.
- ▶ El daño biológico causado por unidad de dosis absorbida en el organismo.

La utilidad de un índice de toxicidad o de riesgo ha de radicar en su simplicidad, facilidad de aplicación y su utilidad para realizar comparaciones crudas, pero razonables, entre alternativas. Así, la medida más simple del riesgo asociado a los residuos radiactivos o al combustible nuclear gastado sería su actividad total. Sin embargo, aunque dicho índice se

encuentra a menudo en la literatura, a la vista de los factores enumerados, se reconoce que no deja de ser un índice de baja calidad.

Por ello, tras lo presentado anteriormente parece que la dosis efectiva comprometida puede constituir un índice adecuado para expresar el inventario radiotóxico de las sustancias radiactivas, ya que dependerá de los distintos factores enumerados anteriormente, a excepción de la capacidad para penetrar en la biosfera y alcanzar al ser humano por diferentes vías de exposición interna, inhalación o ingestión, o externa. En general, se emplea como medida del inventario radiotóxico la siguiente:

$$IR_{\text{tox}} = \sum_i A_i (\text{Bq}) \times FR_{\text{tox}, i} (\text{Sv} / \text{Bq})$$

es decir, el producto de la actividad de cada radionucleido, por el factor que indica la **dosis efectiva comprometida por ingestión**, para una unidad de actividad.

Otro índice que permitiría comparaciones sería la llamada *dosis letal*, LD<sub>50</sub>, que provocaría la muerte en el 50% de los individuos tras su ingestión por vía oral. La [tabla 2.2](#) incluye los valores de LD<sub>50</sub> para algunos otros venenos, junto a la que resultaría para el combustible gastado tras 10 y 500 años de enfriamiento. Como se observa, desde ese punto de vista, si bien el combustible irradiado presenta una gran toxicidad en los primeros años, su poder letal por vía de ingestión después de 500 años de enfriamiento, es similar al de otros metales comunes, e inferior al de bastantes compuestos habitualmente manejados por el ser humano.

Material	Compuesto químico	Dosis letal (para una persona de 70 kg)
Selenio	Na <sub>2</sub> SeO <sub>3</sub>	0,350 g
Cianuro	KCN	0,700 g
Mercurio	HgCl <sub>2</sub>	1,6 g
Arsénico	As <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	3,15 g
Bario	BaCl <sub>2</sub> , Ba(NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub>	18 g
Cobre	CuO, CuCl <sub>2</sub>	21 g
Níquel	Ni(NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub>	110 g
Aluminio	AlCl <sub>3</sub> , Al(SO <sub>4</sub> ) <sub>3</sub>	280 g
Combustible gastado (tras 10 años de enfriamiento)		0,030 g
Combustible gastado (tras 500 años de enfriamiento)		170 g

Tabla 2.2. Dosis letales por ingestión para ciertas sustancias tóxicas [COH-82].

Con independencia de la gestión prevista para el combustible gastado, es evidente que el deterioro a largo plazo de las barreras de confinamiento de las sustancias radiactivas llevaría consigo su paulatina liberación, resultando dominante la vía de exposición por ingestión en la mayoría de escenarios y situaciones. Por esa razón, para el objetivo de comparación de estrategias de gestión, se suele adoptar como índice de radiotoxicidad potencial, como se ha indicado anteriormente, la *dosis efectiva comprometida por ingestión*. La utilización de este índice implica calcular *la dosis que resultaría si todo el material radiactivo contenido en el residuo fuese ingerido*, lo cual resulta no sólo hipotético, sino obviamente imposible desde cualquier punto de vista.

Por otra parte, cuando se pretenden establecer comparaciones generales entre diferentes tratamientos para el combustible nuclear gastado con respecto a su inventario radiotóxico, parece conveniente, en primera aproximación, obviar las cuestiones asociadas a los modelos biosféricos, que serán muy dependientes de los escenarios particulares que se planteen para la evaluación de los riesgos asociados a los almacenamientos. Por consiguiente, en el inventario radiotóxico se están despreciando los efectos diluyentes de la biosfera, aún cuando ello resulte completamente irreal y mayorante al límite.

Puesto que desde el punto de vista del combustible gastado el interés está puesto en la persistencia temporal de los radionucleidos en él acumulados, los de vida más breve pueden despreciarse. Por ejemplo, si se adopta el criterio de despreciar aquellos cuya actividad decrezca en un año en un factor igual o mayor a 10.000 veces, lo que equivale a un período de semidesintegración inferior a 27 días<sup>4</sup>, la lista de radionucleidos que habitualmente se consideran en protección radiológica [MP-01], [CE-96], [OIEA-97] se reduce a 176. Destaca entre ellos la elevada radiotoxicidad asociada a los emisores  $\alpha$  de vida larga, entre otros, los isótopos de actinio (Ac), americio (Am), californio (Cf), curio (Cm), neptunio (Np), protactinio (Pa), plutonio (Pu), radio (Ra) y torio (Th). También la de varios productos de fisión de vida larga, como yodo (I-129), cesio (Cs-135), tecnecio (Tc-99) y promecio (Pm-145 y Pm-147).

Para poder estimar dosis de radiación o riesgos a cualquier población, actual o futura, a consecuencia del combustible nuclear gastado o de los residuos radiactivos, habrían de definirse con precisión las características de su gestión y almacenamiento, del emplazamiento en el que éste se ubicase, de las vías de transferencia a través de la geosfera, hidrosfera y, finalmente, de la biosfera y de la población expuesta. Todo ello, evidentemente, queda fuera del alcance del concepto de radiotoxicidad, que no pretende sustituir a los análisis de impacto radiológico necesarios en todo estudio de seguridad, sino solamente proporcionar una magnitud común con la cual poder comparar distintas opciones *a priori*.

Para buscar una referencia con respecto a los índices de toxicidad usualmente empleados para otras sustancias nocivas, a menudo se considera el volumen necesario para diluir las sustancias radiactivas a niveles equivalentes a los de las concentraciones máximas admisibles (CMA) en el agua para uso público. En el caso de las sustancias radiactivas, la actual normativa no contempla tales límites de concentración en agua; aunque sin embargo, se establece un límite anual de 1mSv en la dosis para miembros del público, para garantizar un riesgo insignificante

<sup>4</sup> El factor por el cual se reduce la actividad de una muestra radiactiva cuyo periodo de semidesintegración sea igual a 27 días, sería  $e^{-\lambda t} = e^{-\left(\frac{\ln 2}{27}\right)365} = 8,5 \cdot 10^{-3}$ .

de sufrir daños a la salud. A partir de este límite de dosis, se puede hacer la hipótesis de que un individuo bebiese únicamente agua contaminada, a razón de 730 litros (0,730 m<sup>3</sup>) al año, es decir, 2 litros al día, con lo que la CMA sería de  $\frac{1 \text{ mSv}}{0,730 \text{ m}^3}$  y, por lo tanto, el volumen de agua necesario para diluir una muestra susceptible de producir una dosis  $H_a$ (Sv), sería  $H_a \cdot 730 \text{ m}^3$ .

Este volumen de agua podría ser un índice de toxicidad alternativo, dejando claro que, para la dosis límite al público en la que se basa (1 mSv al año), el único riesgo a evitar es el de efectos latentes a la salud, ya que esos niveles de dosis anual son bastante inferiores a los que se reciben por causas naturales, y quedan muy lejos de los umbrales para la aparición de daños a la salud tempranos. Esta observación es importante de cara a comparar toxicidades con otras sustancias nocivas ya que, en muchos casos, los límites de concentración de aquellas se establecen para evitar daños por envenenamiento inmediato<sup>5</sup>.

Por ejemplo, para el concentrado de uranio natural, compuesto de un 99,3% de <sup>238</sup>U y un 0,7% de <sup>235</sup>U, y sabiendo que los periodos de semidesintegración respectivos son 4,468 · 10<sup>9</sup> años y 7,038 · 10<sup>8</sup> años, la radiotoxicidad total sería de 0,569 mSv/g (o su equivalente de 569 Sv por tonelada). De manera que el volumen de dilución necesario sería de 0,416 m<sup>3</sup> de agua por gramo (4,16 · 10<sup>5</sup> m<sup>3</sup> por tonelada). Planteado de otra forma, se podría decir que, para alcanzar el límite de dosis anual, un individuo habría de ingerir 1,756 g de uranio natural, lo que equivaldría a una concentración máxima en su agua de bebida de 2,4 g/m<sup>3</sup> (2,4 mg/l).

## 2. Objetivos y principios de seguridad y protección radiológica

A la vista de los efectos que la radiación es capaz de producir sobre el ser humano, y por ende en el resto de seres vivos, es evidente la necesidad de controlar las actividades que impliquen el manejo o producción de sustancias radiactivas. Esta preocupación se manifestó desde el descubrimiento de los efectos ocasionados, dando lugar en 1928 a la creación de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP)<sup>6</sup> inicialmente ligada a los congresos internacionales de radiología que posteriormente se configuró como organización científica independiente. Posteriormente, en 1955 se creó el Comité Científico de las Naciones Unidas sobre los Efectos de las Radiaciones Atómicas (UNSCEAR<sup>7</sup>) como órgano de la ONU encargado de estudiar los avances en el conocimiento científico de tales efectos y reportarlos a la Asamblea General. De los estudios del UNSCEAR y las recomendaciones de la ICRP se derivan los principios y normas de protección radiológica aceptados internacionalmente. El OIEA, por su parte, tiene el mandato estatutario de desarrollar un cuerpo normativo aplicable al uso seguro de las radiaciones ionizantes. La pirámide normativa de los países miembros del OIEA incluye por tanto los convenios y convenciones suscritos en su seno. Igualmente, para los países de la UE, los reglamentos y directivas europeos son de obligado cumplimiento. Por ello, la legislación nacional española para la gestión de residuos se nutre de todos ellos.

<sup>5</sup> Como referencia, se estima que el umbral de aparición de los primeros daños inmediatos a la salud es del orden de 200 mSv. Por su parte, la dosis para la cual la probabilidad de mortalidad es del 50% (LD<sub>50</sub>) es del orden de 4 Sv.

<sup>6</sup> Dirección de Internet: [www.icrp.org](http://www.icrp.org)

<sup>7</sup> Dirección de Internet: [www.unscear.org](http://www.unscear.org)

Se presentan en primer lugar las recomendaciones y principios de tipo general emanados de dichos organismos internacionales, para luego, en el apartado 2.3. analizar con detalle la normativa aplicable en España.

## 2.1. Recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP)

La ICRP es una organización independiente de carácter científico, creada en 1928 con el fin de establecer los principios básicos de la protección contra las radiaciones ionizantes y de dar recomendaciones para poner en práctica dichos principios. Desde sus comienzos, la ICRP ha emitido una serie de recomendaciones, que si bien no son mandatorias en ningún país, se han convertido en la base de la normativa de protección radiológica emitida por los principales organismos internacionales y la mayoría de los países. La ICRP publica periódicamente su opinión sobre determinados aspectos de la protección radiológica en forma de recomendaciones. Entre estas publicaciones de la ICRP las hay de carácter general [ICRP-91], [ICRP-93], [ICRP-00b] y otras aplicables específicamente a la gestión de residuos radiactivos [ICRP-97], [ICRP-00a].

La protección radiológica tiene un doble objetivo fundamental: evitar la aparición de los efectos deterministas, y limitar la probabilidad de incidencia de los efectos probabilistas (cánceres y defectos hereditarios) hasta valores que se consideran aceptables. Pero, por otra parte, sin limitar indebidamente las prácticas que, dando lugar a exposición a las radiaciones, suponen un beneficio a la sociedad o sus individuos.

En las recomendaciones de la ICRP de 1990, en las que se basa el sistema normativo actual, a los efectos de la protección radiológica se definen las prácticas como todas aquellas actividades que pueden incrementar la exposición humana por introducir nuevas fuentes de radiación, vías de exposición o individuos expuestos, o por modificar las relaciones entre las fuentes ya existentes y el ser humano. La gestión de los residuos generados es parte de las prácticas. Para conseguir lograr el objetivo fundamental de la protección radiológica se establecen tres principios básicos:

- a) **Justificación:** toda práctica debe producir el suficiente beneficio a los individuos expuestos o a la sociedad como para compensar el detrimento por causa de la exposición a la radiación.
- b) **Optimización:** para cualquier fuente de radiación, las dosis individuales, el número de personas expuestas, y la probabilidad de verse expuestas, deben mantenerse tan bajas como sea razonablemente posible, teniendo en cuenta consideraciones sociales y económicas (es el llamado principio ALARA, *As Low As Reasonably Achievable*).
- c) **Limitación de dosis y riesgos individuales:** la exposición individual al conjunto de fuentes susceptibles de control ha de estar sujeta a límites en la dosis recibida y, en el caso de exposiciones potenciales, a cierto control del riesgo.

Los anteriores principios implican que, además de las operaciones o situaciones normales, haya que considerar las exposiciones potenciales por causa de accidentes. Generalmente, para estos casos, las limitaciones se establecerán con respecto a la probabilidad de su ocurrencia. Este requisito se puede satisfacer aplicando técnicas probabilistas para la cuantificación del riesgo.

La justificación de una práctica ha de analizarse teniendo en cuenta las ventajas e inconvenientes asociados a la introducción de la misma, estableciendo un balance adecuado entre ambos. Puesto que, en la realidad, hay componentes de beneficios y costes difícilmente cuantificables, o de evaluación subjetiva, siempre es posible la comparación de diferentes alternativas. En todo caso, para cada práctica (por ejemplo, la generación de energía eléctrica), debe considerarse la suma de todos los procesos asociados a la misma, incluyendo explícitamente la generación y gestión de los residuos generados.

Una vez justificada una práctica, ha de procederse a su optimización. Puesto que se admite que toda dosis de radiación implica un riesgo no nulo, no es suficiente con cumplir los límites de dosis –que en todo caso limitan la región de lo inaceptable–, sino que han de reducirse las dosis hasta encontrar un valor óptimo, que maximice el beneficio neto total, para lo cual, mediante técnicas apropiadas se puede comparar el esfuerzo necesario para aminorar las dosis frente a la reducción del detrimento sanitario obtenida.

Por último, la limitación de dosis tiene como finalidad la protección de los individuos más expuestos, para garantizar que no se alcancen niveles inaceptables del riesgo de sufrir daños a la salud. Los límites, que se aplican a las exposiciones debidas a prácticas, exceptuando la exposición al fondo radiactivo natural y la exposición médica, se redujeron como consecuencia de las últimas recomendaciones de la ICRP [ICRP-91], que se sustentan en los últimos avances en radiobiología. La [tabla 2.3](#) recoge los límites de dosis aplicables a la exposición recibida en el trabajo o como consecuencia de él, incluyendo la producida en el trabajo a consecuencia de las fuentes naturales, cuando supere considerablemente los niveles ambientales en el entorno. También se muestran los límites establecidos para acotar la exposición de la población en general. Para cada instalación concreta, han de aplicarse en el diseño límites restringidos, que eviten con razonable prudencia la superación de estos límites por cualquier individuo, tomando como referencia aquellos que puedan estar más expuestos (*restricciones de dosis*).

<b>Trabajadores profesionalmente expuestos</b>	
<b>Tipo de exposición</b>	<b>Límites para la dosis anual</b>
Dosis efectiva (suma de la dosis por exposición externa y la dosis comprometida a 50 años por incorporaciones durante el periodo)	100 mSv en 5 años (20 mSv promedio anual)  50 mSv máximo anual
Cristalino	150 mSv
Piel, manos, antebrazos, tobillos	500 mSv
Mujeres gestantes (dosis al feto)	1 mSv total
<b>Miembros del público</b>	
<b>Tipo de exposición</b>	<b>Límites para la dosis anual</b>
Dosis efectiva	1 mSv
Cristalino	15 mSv
Piel	50 mSv

Tabla 2.3. Límites de dosis para los trabajadores profesionalmente expuestos a radiaciones ionizantes y para los miembros del público [MP-01].

Un caso especial lo constituyen los materiales, fundamentalmente residuos, para los que tras haber estado sometidos al control regulador, resulte preferible autorizar su gestión por métodos convencionales, ya que su bajo nivel de radiactividad o de radiación no justificaría una gestión más costosa. En el caso del desmantelamiento de las instalaciones, esto permite eliminar del control grandes volúmenes de residuos no peligrosos y concentrar el control en los que realmente planteen riesgos potenciales. Los principios para la exención se abordan explícitamente en la publicación 82 de la ICRP [ICRP-00b], recogiendo la filosofía y métodos de evaluación consensuados internacionalmente en el seno del OIEA [OIEA-88], [OIEA-97]. De acuerdo con ellos, en España se podrán declarar exentas aquellas prácticas que no supongan una dosis efectiva comprometida esperable superior a 0,01 mSv/año para cualquier miembro del público, o una dosis colectiva efectiva comprometida superior a 1 Sv-persona [MINER-99].

Desde el punto de vista de la disposición final de residuos radiactivos de vida larga, los objetivos radiológicos que recomienda la ICRP se formulan en su publicación 81 [ICRP-00a]. La cuestión principal en este caso se asocia a las exposiciones potenciales que pudieran tener lugar en el futuro a consecuencia del deterioro progresivo de las barreras de aislamiento, o por una intrusión humana en el almacén. Para cubrir razonablemente la primera circunstancia, se recomienda aplicar una restricción al límite de dosis para el público, considerando el grupo de población que potencialmente estuviese más expuesto, por debajo de 0,3 mSv/año, o un riesgo equivalente de daño grave de  $10^{-5}$ /año. Para la componente a muy largo plazo, en donde no es posible garantizar que permanezca el control radiológico de la zona, dicho límite se rebaja a 0,1 mSv/año. Para los escenarios de intrusión humana, se indica un valor de la dosis anual de 10 mSv, por debajo del cual la intervención y adopción de medidas extraordinarias de remedio no estaría en general justificada, y un valor de 100 mSv/año que obligaría siempre a adoptar tales medidas.

La ICRP ha aprobado recientemente sus nuevas recomendaciones generales [ICRP-07] en las que la gestión de residuos radiactivos se considera parte de las ahora denominadas *situaciones planificadas*, manteniéndose las recomendaciones de publicaciones anteriores como válidas.

## 2.2. Principios de seguridad en la gestión de los residuos radiactivos

El consenso internacional sobre los principios de seguridad que deben regir las actividades que comprende la gestión de residuos radiactivos se plasma en la publicación de la *Colección Seguridad* del OIEA, número 111-F [OIEA-96]. En esta publicación se establece el objetivo básico de protección de la salud humana y el medio ambiente ahora y en el futuro sin imponer una carga indebida a las generaciones futuras.

También se describen los principios fundamentales para la gestión de los residuos radiactivos que aparecen listados en la tabla 1.3 del capítulo anterior, cuyo cumplimiento conducirá al logro del objetivo básico de la gestión de los residuos radiactivos. Por otro lado, estos principios proporcionan una base común para la elaboración de normas, guías y prácticas de seguridad del OIEA más detalladas en el marco del programa RADWASS, comentado más adelante, así como un fundamento para los programas nacionales de gestión de residuos radiactivos.

La creación oportuna de un marco jurídico nacional eficaz y de una infraestructura institucional conexas es la base que garantiza la gestión adecuada de los residuos radiactivos. Todo ello, para el caso de España, se describe a continuación.

### 3. Normativa aplicable a la gestión de residuos radiactivos en España

La normativa nuclear española incluye instrumentos legales de todos los rangos contemplados en la pirámide normativa. Basándose en los preceptos constitucionales y los compromisos internacionales, se han establecido leyes básicas que regulan el uso de la energía nuclear y de las radiaciones, reglamentos que desarrollan las leyes básicas, decretos y órdenes ministeriales que establecen normas de alcance específico, y actos y disposiciones administrativos aplicables a instalaciones o situaciones singulares.

Estas normas de obligado cumplimiento se complementan con normas técnicas no vinculantes emitidas por organismos de la Administración, asociaciones profesionales y grupos industriales, tanto nacionales como internacionales o de otros países.

Los principales elementos constitutivos del sistema de regulación nuclear español, en los aspectos generales, y en los que son de aplicación directa a la gestión de los residuos radiactivos, se presentan en la forma clásica de pirámide normativa en la [figura 2.8](#). Las [tablas 2.4](#), [2.5](#), [2.6](#), [2.7](#) y [2.8](#) contienen una relación detallada de cada uno de los niveles de la pirámide, de los que se comentan seguidamente aquellos más destacados.

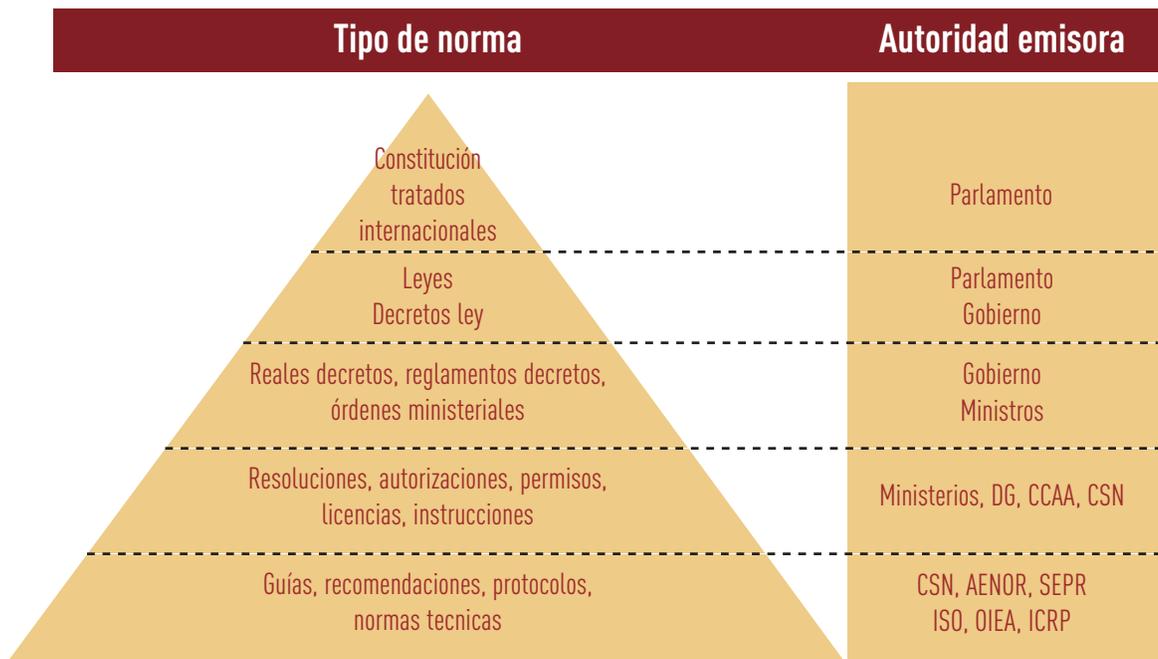


Figura 2.8. La pirámide normativa para la gestión de residuos radiactivos en España [Gil, 2000]. Sus distintos niveles se desarrollan en las tablas 2.4, 2.5, 2.6, 2.7 y 2.8.

### 3.1. Normas de rango constitucional

En la cúspide de la pirámide normativa aparecen, con el máximo rango, la Constitución Española y los convenios y tratados internacionales ratificados por las Cortes Españolas.

**La Constitución Española** de 1978 regula el reparto de poderes entre el Estado y las comunidades autónomas, disponiendo en su artículo 149 (1.25) que *“El Estado tiene competencias exclusivas sobre las Bases del régimen minero y energético”*. Este precepto constitucional sienta las bases de la regulación de la gestión de los residuos radiactivos en España. Considerando que es una actividad incluida dentro del sector energético, las políticas relativas a la misma son competencia exclusiva del Estado. Por lo tanto, los estatutos de autonomía no hacen referencia a estas cuestiones y en consecuencia no son relevantes en la regulación de la gestión de los residuos radiactivos.

Nivel de la pirámide normativa	Principales componentes legales y normativos
<b>Constitución</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• <b>Constitución Española</b> de 6 de diciembre de 1978. Art. 149 (1.25)</li> </ul>
<b>Tratados internacionales</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• <b>Tratado Europeo de la Energía Atómica (EURATOM)</b>, firmado en Roma el 24 de marzo de 1957</li> <li>• <b>Reglamentos del Consejo Europeo:</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Reglamento EURATOM 1493/93 del Consejo de la CE de 8 de junio de 1993, relativo a los traslados de sustancias radiactivas entre Estados Miembros (DOCE 19-06-93)</li> <li>– Reglamento EURATOM 3227/76 de la CE de 19 de septiembre de 1976, relativo a la aplicación de las disposiciones sobre el control de seguridad del EURATOM (DOCE 31-10-76) (sistema Comunitario de salvaguardias)</li> </ul> </li> <li>• <b>Directivas europeas (EURATOM):</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Directiva 96/29 sobre normas básicas de protección radiológica (DOCE 29-06-96)</li> <li>– Directiva 92/3 sobre vigilancia y control de los traslados transfronterizos de residuos radiactivos (DOCE 12-02-92)</li> <li>– Directiva 2003/122/EURATOM sobre fuentes radiactivas de alta intensidad y fuentes huérfanas (DOCE -03)</li> </ul> </li> <li>• <b>Directivas europeas (no de EURATOM):</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Directiva 90/3131/CEE de 7 de junio de 1990 que regula el derecho de los ciudadanos al acceso a la información ambiental (DOCE 23-06-90)</li> <li>– Directiva del Consejo 85/377/CEE de 27 de junio de 1985 sobre evaluación de impacto ambiental (DOCE 5-07-85)</li> </ul> </li> <li>• <b>Convención conjunta sobre seguridad en la gestión del combustible gastado y sobre seguridad en la gestión de desechos radiactivos</b>, hecha en Viena el 5 de septiembre de 1997 (OIEA, INFCIRC/546 de enero de 1998)</li> <li>• <b>Reglamento Internacional de Transporte de Materiales Radiactivos:</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Acuerdo Europeo de Transporte de Mercancías Peligrosas por Carretera (ADR) (BOE, 21-3-07 y 11-04-07)</li> <li>– Acuerdo Europeo de Transporte de Mercancías Peligrosas por Ferrocarril (RID) (BOE, 21-01-05)</li> <li>– Instrucciones Técnicas para el Transporte de Mercancías Peligrosas por Vía Aérea (OACI) (BOE, 16-09-97)</li> <li>– Código Marítimo Internacional de Mercancías Peligrosas (IMDG) (BOE, 21-12-05)</li> <li>– Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos. OIEA. TS-R-1 (Edición de 2005)</li> </ul> </li> <li>• <b>Otros tratados y convenciones internacionales:</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>– <b>Tratado de No Proliferación</b> de Armas Nucleares (1968)</li> <li>– La Convención sobre la Prevención de la Contaminación del Mar por Vertimiento de Desechos y otras Materias (enmendada en 1994). <b>Convenio de Londres (1985)</b></li> <li>– Convenio Oslo – París (<b>OSPAR</b>) sobre control de descargas de material radiactivo al Atlántico Norte (1992)</li> <li>– <b>Convención de Basilea</b> sobre el movimiento transfronterizo de sustancias peligrosas. (1992)</li> <li>– La <b>Convención de Viena</b> sobre Protección Física de los Materiales Nucleares (1980). Enmendada en 2005</li> <li>– La <b>Convención sobre Seguridad Nuclear</b> (1994)</li> <li>– <b>Convenio de Aarhus</b> (Dinamarca) sobre el acceso a la información, la participación del público en la toma de decisiones y el acceso a la justicia en materia de medio ambiente (25 de junio de 1998) (ratificado en España el 15 de diciembre de 2004).</li> </ul> </li> </ul>

Tabla 2.4. Componentes legales y normativos del nivel superior de la pirámide normativa.

## Convenios y tratados internacionales. Normativa de la UE

La propia Constitución Española establece que debe ser modificada cuando España se adhiera a un tratado internacional que la contradiga. Por tanto, puede decirse que los tratados internacionales gozan de rango supralegal en la materia que regulan. En el caso que nos ocupa, los tratados internacionales más relevantes son los constitutivos de la Unión Europea y una serie de convenciones auspiciadas en su mayoría por el Organismo Internacional de Energía Atómica o la Agencia para la Energía Nuclear de la Organización para el Cooperación y el Desarrollo Económico (OCDE). Todos ellos se indican en la [tabla 2.4](#).

Entre los tratados constitutivos de la Unión Europea se encuentra el Tratado de la Energía Atómica (EURATOM) que regula el uso de esta energía en los países miembros de la Unión. El *Tratado EURATOM* se desarrolla mediante actos del Consejo y la Comisión Europea. El Tratado aborda la cuestión de los residuos radiactivos desde varias perspectivas, si bien indirectas:

- ▶ Establece las bases de la protección radiológica de los ciudadanos de la Unión (artículo 31).
- ▶ Establece las bases de la protección radiológica ambiental (artículos 35 y 36).
- ▶ Compromete a cada Estado Miembro a informar a la Comisión Europea sobre cualquier proyecto de evacuación de residuos que pudiera dar lugar a la contaminación del suelo agua o aire de otros Estados (artículo 37).
- ▶ Promueve el desarrollo de la investigación entre los Estados Miembros en el campo de la energía nuclear (capítulo I).
- ▶ Establece un sistema de salvaguardias para impedir la proliferación de armas nucleares (capítulo VII).

Los preceptos del Tratado EURATOM se han desarrollado en distintos *reglamentos del Consejo*, así como en ciertas directivas del Consejo o de la Comisión Europea, que se enumeran en la tabla 2.4. Fuera del Tratado EURATOM, también hay algunos reglamentos y directivas que inciden en la gestión de los residuos radiactivos, en especial, y referidas a la protección del medio ambiente, las dos siguientes:

- ▶ La directiva 90/3131, que obliga a los Estados Miembros a reconocer el derecho de los ciudadanos a acceder a la información ambiental
- ▶ La directiva 85/377, que establece que determinados proyectos industriales requieren una declaración de impacto ambiental que debe basarse en la evaluación del impacto ambiental del proyecto, desde diferentes puntos de vista, uno de ellos el radiológico. Entre los proyectos obligados que requieren declaración de impacto ambiental figuran la construcción y desmantelamiento de las instalaciones nucleares de cierta importancia. En particular las instalaciones de gestión de residuos radiactivos. Esta directiva ha sido transpuesta al ordenamiento legal español en forma de un real decreto legislativo y un reglamento.

## **La Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y de los Residuos Radiactivos**

La Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre Seguridad en la Gestión de Residuos Radiactivos pretende recoger el compromiso de máximo nivel legal internacional que adquieren los Estados firmantes para gestionar de forma segura los residuos radiactivos y el combustible gastado que generen.

Las dos características básicas de la Convención Conjunta son:

- ▶ Es similar a la Convención sobre Seguridad Nuclear y forma parte de la familia de convenciones que constituyen la base legal sobre la que se sustenta la Colección de Normas de Seguridad del OIEA (Programa RADWASS).
- ▶ Tiene un carácter incentivador, para que se adhieran a ella el mayor número posible de países. Esto significa en la práctica que su cumplimiento se verifica mediante informes, reuniones y revisiones periódicas de los países signatarios y que no contempla la posibilidad de sanciones a los países que habiéndola firmado, no cumplan los compromisos suscritos.

La Convención tiene dos partes diferentes dedicadas a la seguridad en la gestión del combustible gastado y a la seguridad en la gestión de los residuos radiactivos, debido a que los países que reprocesan el combustible irradiado consideran que éste es una materia prima y no un residuo y a que todos los países consideraron esencial que existiese un compromiso internacional para la gestión segura del combustible gastado.

Los objetivos de la Convención Conjunta se concretan en que los Estados firmantes se comprometen a conseguir un alto nivel de seguridad incrementando la actuaciones nacionales y la cooperación internacional; a asegurar que la gestión se realiza en cada caso de forma que se protejan los individuos y el medio ambiente, tanto en el presente como en el futuro y sin comprometer la capacidad de generaciones venideras de satisfacer sus propias necesidades y aspiraciones, y finalmente, a prevenir la ocurrencia de accidentes y mitigar sus consecuencias. La Convención cubre todas las actividades de gestión del combustible gastado y de los residuos radiactivos generados en instalaciones nucleares o radiactivas civiles y pertenecientes a programas militares y de defensa cuando el país los declare cubiertos por la Convención o cuando sean gestionados en programas civiles. También cubre la gestión de los residuos radiactivos generados en industrias no nucleares cuando éstos han sido declarados como residuos radiactivos por el Estado firmante.

Los Estados firmantes se comprometen a considerar la seguridad de la gestión del combustible gastado y de los residuos radiactivos como una parte más de la industria nuclear, sometida a un marco legal de las mismas características y puesta en práctica mediante un esquema de agentes muy similar. Para ello adoptarán las medidas legales, reglamentarias y administrativas que sean necesarias para cumplir los requisitos de seguridad, estableciendo un marco legislativo y regulador apropiado que fije los requisitos de seguridad exigibles, defina un proceso de concesión de licencias, prohíba la operación de instalaciones sin licencia y permita controlar adecuadamente el cumplimiento de los reglamentos.

El control de la seguridad deberá ser encomendado a un organismo regulador que estará dotado con la independencia, autoridad, competencia y recursos humanos, técnicos y financieros adecuados. El titular de la licencia será el responsable directo y principal de la seguridad de las instalaciones bajo su control, y si no existiese, la responsabilidad deberá recaer sobre el estado.

La Convención Conjunta aborda también la cuestión de la clausura de las instalaciones nucleares, comprometiendo a los Estados firmantes a realizarlas de manera que se garantice que se hace por personal cualificado, con las debidas precauciones de protección radiológica ocupacional y de control de descargas, que se dispone de planes de emergencia adecuados y se mantienen los registros de información necesarios para su ejecución.

La Convención Conjunta aborda dos cuestiones singulares:

- ▶ El movimiento transfronterizo del combustible gastado y los residuos, estableciendo las obligaciones de los países de origen, tránsito y destino, reiterando el compromiso internacional de no autorizar el envío de residuos ni combustible gastado a un lugar de destino situado al sur del paralelo 60º y reconociendo los derechos establecidos en otras leyes y convenios internacionales sobre transporte y comercio de mercancías.
- ▶ La gestión de fuentes selladas en desuso, comprometiendo a las partes a que se gestionen de forma segura y a que los países donde se hayan fabricado permitan a sus industrias la readmisión.

La Convención Conjunta establece un sistema de reuniones periódicas o extraordinarias para comprobar el grado de cumplimiento. Las reuniones periódicas tendrán por objeto revisar los informes que cada país debe presentar y las extraordinarias discutir aspectos singulares que preocupen al país o países que hayan propuesto su celebración. Cada informe debe incluir una lista de las instalaciones donde se gestionen el combustible gastado y los residuos regulados por la Convención, describiendo su ubicación, finalidad y características, también incluirán un inventario del combustible y los residuos existentes en el país y una relación de instalaciones en proceso de clausura y la situación de las actividades que se llevan a cabo en ellas [An-05].

### **3.2. Normas de rango legal**

Las bases legales de la gestión de residuos radiactivos en España se encuentran en las leyes y decretos legislativos que regulan el uso de la energía nuclear. En los últimos cuatro lustros han existido varios intentos de desarrollar diferentes leyes específicas para regular esta actividad. En todos los casos se ha optado por seguir aplicando la legislación nuclear vigente o modificarla ligeramente. El resultado es una legislación un tanto fragmentada, que aparece indicada en la [tabla 2.5](#).

Las principales leyes ordinarias de aplicación directa en la gestión de los residuos radiactivos son: la Ley de Energía Nuclear, la Ley de Creación del CSN, la Ley del Sector Eléctrico, la Ley de Tasas del CSN y la Ley Reguladora del Derecho de los Ciudadanos al Acceso a la Información Ambiental.

**Leyes,  
decretos  
legislativos**

- Ley 25/1964, de 29 de abril, de Energía Nuclear (BOE 4-05-64).
- Modificada por la Ley 62/2003, de 30 de diciembre, de medidas fiscales, administrativas y del orden social (BOE 31-12-06).
- Modificada por la Ley 24/2005, de 18 de noviembre, de reformas para el impulso a la Productividad (BOE 19-11-05).
- Ley 15/1980, de 22 de abril, de Creación del CSN (BOE 25-04-80).
- Actualizada por la Ley 14/1999, de 4 de mayo, de Tasas y precios públicos por servicios prestados por el CSN (BOE 5-05-99).
- Modificada por la Ley 62/2003, de 30 de diciembre, de medidas fiscales, administrativas y del orden social (BOE 31-12-06).
- Modificada por la Ley 24/2005, de 18 de noviembre, de reformas para el impulso a la Productividad (BOE 19-11-05).
- Ley 54/1997, de 27 de noviembre, del Sector Eléctrico (BOE 28-11-97).
- Modificada por la Ley 24/2005, de 18 de noviembre, de reformas para el impulso a la Productividad (BOE 19-11-05).
- Modificada por el RDL 5/2005 de reformas urgentes para el impulso a la productividad y para la mejora de la contratación pública (BOE 14-03-05).
- Ley 38/1995, de 12 de diciembre, sobre el derecho de acceso a la información en materia ambiental (BOE 13-12-95).
- Real Decreto Legislativo 1302/1986, de 29 de junio, de Evaluación de impacto ambiental, modificado por Ley 6/2001, de 8 de mayo (BOE 09-05-01).

Tabla 2.5. Componentes legales y normativos del segundo nivel de la pirámide normativa (leyes).

### 3.3. Normas de rango reglamentario

Al igual que ocurre con las normas de rango legal, los reglamentos aplicables en las actividades de gestión de los residuos radiactivos son los mismos que los aplicables al resto de las actividades nucleares, es decir el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas [MINER-99] y el Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes [MP-01], aunque son complementados con otros de carácter específico, que se indican en la [tabla 2.6](#).

El Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas es la principal norma de desarrollo de la Ley de Energía Nuclear en la que se establece el procedimiento de licenciamiento de las instalaciones y actividades nucleares y radiactivas. Define con detalle los tipos y las categorías de las instalaciones y establece como norma general que las instalaciones están sometidas a un régimen de autorizaciones que deben ser concedidas por el Ministerio de Industria, Comercio y Turismo, previo informe vinculante del CSN sobre las cuestiones de seguridad nuclear o protección radiológica de la instalación. Así mismo el Reglamento regula otro tipo de actividades tales como: la autorización de equipos y aparatos radiactivos, la eliminación y tratamiento de sustancias radiactivas, el transporte de materiales radiactivos, el almacenamiento de combustible gastado, la aprobación de nuevos modelos y diseños, la restauración de minas de uranio, las entidades de prestación de servicios de protección radiológica, la desclasificación y exención de materiales e instalaciones.

El Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes recoge la transposición de las directivas comunitarias en la materia, que a su vez se basan en las recomendaciones de la ICRP. Su objetivo básico es proteger al individuo, ya sea trabajador expuesto a las radiaciones o ajeno a esta actividad, contra los riesgos derivados de la exposición a las mismas. También establece las normas de protección radiológica en la gestión de residuos radiactivos y, en concreto, establece que su evacuación al medio ambiente sólo puede hacerse bajo los límites autorizados por el CSN que a su vez deben garantizar que en cualquier circunstancia se cumplirán los límites básicos de protección del individuo.

**Reales decretos, reglamentos, decretos, órdenes ministeriales**

- Real Decreto 1836/1999, Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas (BOE 31-12-99).
- Real Decreto 783/2001, Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes (BOE 26-06-01).
- Decreto 2177/1967, Reglamento sobre cobertura de riesgos nucleares (BOE 18-09-67).
- Real Decreto 1131/1988, Reglamento para la ejecución de la Evaluación de Impacto Ambiental (BOE 05-10-98). También RD 9/2000 (BOE 07-10-00).
- Real Decreto 1522/1984, Constitución de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos SA (ENRESA) (BOE 22-08-84).
- Real Decreto 1899/1984, Ordenación del ciclo del combustible nuclear (BOE 27-10-84).
- Real Decreto 404/1996, por el que se desarrolla la Ley 40 del sector eléctrico y el Real Decreto de constitución de ENRESA (BOE 22-03-96).
- Orden de 13 de julio de 1998 por la que se modifica la de 20 de diciembre de 1994, de desarrollo del Real Decreto 1522/1984, de 14 de julio, por el que se autoriza la constitución de ENRESA (BOE 17-07-98) [Corrección de errores BOE 11-08-98].
- Real Decreto 1349/2003, de 31 de octubre, sobre ordenación de las actividades de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S. A. (ENRESA), y su financiación (BOE 8-11-03).
- Real Decreto 1556/2005, de 23 de diciembre, por el que se establece la tarifa eléctrica para 2006 (BOE 28-12-05).
- Real Decreto 2088/1994 sobre la vigilancia y control de los traslados de residuos entre Estados miembros o procedentes o con destino al exterior de la Comunidad (BOE 26-11-94).
- Real Decreto 158/1995 sobre protección física de los materiales nucleares (BOE 4-03-95).
- Real Decreto 229/2006, sobre el control de fuentes radiactivas encapsuladas de alta actividad y fuentes huérfanas (BOE 28-02-06).
- Real Decreto 1546/2004 por el que se aprueba el Plan básico de Emergencia Nuclear (BOE 14-07-04).
- Real Decreto 1428/1986 sobre pararrayos radiactivos (BOE 11-07-86). Modificado por el Real Decreto 903/1987 (BOE 11-07-87).
- Real Decreto 208/2005, de 25 de febrero, sobre aparatos eléctricos y electrónicos y la gestión de los residuos (BOE 26-02-05).
- Orden ECO/1449/2003, de 21 de mayo, sobre gestión de materiales residuales sólidos con contenido radiactivo generados en las instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría en las que se manipulen o almacenen isótopos radiactivos no encapsulados (BOE 5-06-03).

Tabla 2.6. Componentes legales y normativos del tercer nivel de la pirámide normativa (reglamentos, decretos y órdenes).

El Real Decreto de constitución de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (Enresa) es sin duda alguna, la norma reglamentaria de mayor trascendencia en relación con la gestión de residuos radiactivos en España. Esta norma desarrolla el concepto de entidad autorizada para la gestión de los residuos radiactivos, y asigna las funciones a desempeñar por Enresa, que son descritas con posterioridad (capítulo 4, apartado 1). Este Decreto ha sido actualizado con posterioridad y desarrollado en normas de rango inferior y aplicación específica.

### 3.4. Elementos de rango administrativo

Las autorizaciones de instalaciones o actividades de gestión de residuos radiactivos se emiten en forma de órdenes ministeriales o resoluciones del órgano administrativo del MITYC o de la Consejería equivalente cuando las competencias han sido transferidas a la comunidad autónoma correspondiente. Es práctica habitual que estas autorizaciones utilicen un anexo en el que se incluyen los límites y condiciones de seguridad nuclear y protección radiológica impuestos por el CSN, cuyo dictamen previo es preceptivo en cualquier caso.

Entre las autorizaciones concedidas a instalaciones o actividades de gestión de residuos radiactivos hasta la fecha en España destacan, las autorizaciones de construcción y explotación del Centro de Almacenamiento de El Cabril, las autorizaciones de desmantelamiento y

restauración del emplazamiento de la fábrica de uranio de Andújar y de la Planta Experimental de La Haba y la autorización de desmantelamiento de la central nuclear Vandellós I.

### 3.5. Normas técnicas, guías y recomendaciones

La práctica de complementar la normativa nacional con las normas de seguridad nuclear del país de origen de la tecnología que se trata de regular, ha permitido disponer de un modo sencillo de un cuerpo normativo muy extenso y detallado en lo referente a la seguridad nuclear. La gestión de los residuos y las actividades de desmantelamiento de instalaciones, requieren dedicar un esfuerzo importante al desarrollo de una normativa específica. Este esfuerzo podría haberse emprendido en solitario, intentando desarrollar un cuerpo normativo nacional específico, o bien optar por activar la participación española en el desarrollo de las normas de seguridad internacionales y tratar de beneficiarse de ellas de forma directa.

Nivel de la pirámide normativa	Principales componentes legales y normativos
<b>Resoluciones, autorizaciones, permisos, licencias, instrucciones</b>	<p><b>Instrucciones Técnicas del CSN</b> (carácter normativo):</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>Instrucción IS-01 del CSN, por la que se define el formato y contenido del documento individual de seguimiento radiológico, del carné radiológico regulado en el Real Decreto 413/1997 (BOE 6-08-01).</li> <li>Instrucción IS-02 del CSN, revisión 1, por la que se regula la documentación sobre actividades de recarga en centrales nucleares de agua ligera (BOE 16-09-04) (corrección de errores BOE 11-10-04).</li> <li>Instrucción IS-03 del CSN, sobre cualificaciones para obtener el reconocimiento de experto en protección contra las radiaciones ionizantes (BOE 12-12-02).</li> <li>Instrucción IS-04 del CSN, por la que se regulan las transferencias, archivo y custodia de los documentos correspondientes a la protección radiológica de los trabajadores, público y medio ambiente, de manera previa a la transferencia de titularidad de las prácticas de las centrales nucleares que se efectúe con objeto de su desmantelamiento y clausura. (BOE 28-02-03).</li> <li>Instrucción IS-05 del CSN, por la que se definen los valores de exención para nucleidos según se establece en las tablas A y B del anexo I del Real Decreto 1836/1999 (BOE 10-04-03).</li> <li>Instrucción IS-06 del CSN, por la que se definen los programas de formación en materia de protección radiológica básico y específico regulados en el Real Decreto 413/1997, de 21 de marzo, en el ámbito de las instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo del combustible (BOE 03-06-03).</li> <li>Instrucción IS-08 del CSN, por la que se definen los criterios para exigir Servicio de Protección Radiológica en instalaciones nucleares y radiactivas (BOE 10-04-03).</li> </ol> <p><b>Autorizaciones ministeriales (energía):</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Construcción y explotación del Centro de Almacenamiento de El Cabril</li> <li>– Desmantelamientos de: Fábrica de Uranio de Andújar, Planta Lobo-G, C.N. Vandellós I</li> <li>– Autorizaciones Instalaciones Nucleares y Radiactivas. Incluyen aspectos de gestión de residuos radiactivos.</li> <li>– Plan General de Residuos Radiactivos</li> </ul> <p><b>Resoluciones de la Dirección General de la Energía:</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Aprobación de contrato-tipo de ENRESA</li> <li>– Autorización a ENRESA para la gestión de fuentes de cobalto-terapia y de Kr-85 en desuso</li> </ul> <p><b>Resoluciones del CSN:</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Creación del registro de empresas externas</li> <li>– Criterios para la ubicación de instalaciones de evacuación de residuos radiactivos</li> <li>– Criterios para la evacuación de residuos de muy baja actividad</li> <li>– Proyectos comunes de desclasificación de residuos radiactivos</li> </ul>

Tabla 2.7. Componentes legales y normativos del cuarto nivel de la pirámide normativa (resoluciones, autorizaciones, licencias, reglamentos, decretos y órdenes)

De esta forma, el CSN, Enresa y otras entidades nacionales, están participando activamente en los diferentes niveles de trabajo necesarios para el desarrollo del programa de normas de seguridad en la gestión de residuos radiactivos del OIEA (Programa RADWASS). La vía normal para incorporar estas normas al esquema normativo nacional es endosarlas mediante una resolución *ad hoc*. Esta práctica es usual en el caso de las guías de seguridad.

### **Normas de seguridad del OIEA**

El Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) tiene entre sus misiones el desarrollo de un cuerpo normativo aplicable al uso seguro de las radiaciones ionizantes. En 1996 se redefinió el alcance y estructura de una nueva serie de normas de seguridad (Safety Standard Series). Las normas de seguridad del OIEA no tienen carácter mandatorio aunque constituyen una referencia de gran importancia para el desarrollo de las normas nacionales y está compuesto por tres escalones de documentos:

- ▶ Los *fundamentos de seguridad* que establecen los objetivos, principios y criterios de seguridad que deben regir el uso de las radiaciones ionizantes.
- ▶ Los *requisitos de seguridad* que establecen las condiciones que deben cumplir las aplicaciones específicas donde se utilizan o manipulan radiaciones ionizantes para cumplir los principios establecidos en los fundamentos de seguridad.
- ▶ Las *guías de seguridad* que establecen recomendaciones basadas en la práctica internacional para el uso seguro, es decir de acuerdo con los requisitos de seguridad, de las radiaciones ionizantes.

La colección de normas de seguridad se complementa con una colección de documentos de carácter técnico y detallado (Safety Report Series) cuyo objetivo es facilitar la puesta en práctica de las guías de seguridad.

Existe un comité específico, WASSAC, encargado del programa de normas de seguridad en la gestión de residuos radiactivos (Programa RADWASS), que tiene su base conceptual en la Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre Seguridad en la Gestión de los Residuos Radiactivos.

### **Recomendaciones de la CE**

El mandato del Artículo 37 del Tratado del EURATOM se pone en práctica mediante un procedimiento establecido en una recomendación de la Comisión que define los datos que debe presentar cada país sobre los proyectos de evacuación de desechos radiactivos. Estos datos son revisados por un Grupo de Expertos constituido al efecto que prepara la opinión de la Comisión sobre el Proyecto. Las instalaciones de gestión de residuos y el desmantelamiento de instalaciones nucleares están sometidas a este procedimiento.

### **Otras (guías seguridad CSN, códigos técnicos)**

El desarrollo de actividades industriales complejas requiere un grado de armonización que la normativa de obligado cumplimiento no puede alcanzar, entre otras razones porque impediría

el progreso tecnológico y estrangularía la actividad industrial. Para resolver esta situación es usual que la propia industria desarrolle normas de carácter técnico que facilitan el intercambio de componentes sistemas, dispositivos, materiales, etc. Por su parte la Administración y muy especialmente los organismos reguladores nucleares, suelen emitir una serie de recomendaciones cuya utilización facilita al usuario el cumplimiento con la normativa de seguridad.

El CSN tiene su propia colección de guías de seguridad que se estructura en distintas secciones, como se indica en la **tabla 2.8**. El propio CSN indica en sus guías de seguridad que *Las guías de seguridad contienen métodos recomendados por el CSN, desde el punto de vista de la seguridad nuclear y la protección radiológica, y su finalidad es orientar y facilitar a los usuarios la aplicación de la reglamentación nuclear española vigente. Estas guías no son de obligado cumplimiento, pudiendo el usuario seguir métodos y soluciones diferentes a los contenidos en las mismas, siempre que estén debidamente justificadas.*

Nivel de la pirámide normativa	Principales componentes legales y normativos
<b>Guías, recomendaciones, protocolos</b>	<p><b>Guías de seguridad del CSN:</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. Reactores de potencia y centrales nucleares: guías GS- 1.1 hasta GS - 1.15.</li> <li>2. Reactores de investigación y conjuntos subcríticos</li> <li>3. Instalaciones del ciclo de combustible</li> <li>4. Vigilancia radiológica ambiental: GS -4.1 hasta GS - 4.2</li> <li>5. Instalaciones y aparatos radiactivos: GS -5.1 hasta GS -5.16</li> <li>6. Transporte de materiales radiactivos: GS - 6.1 hasta GS - 6.4</li> <li>7. Protección radiológica: GS - 7.1 hasta GS -7.9</li> <li>8. Protección física: GS - 8.1</li> <li>9. Gestión de residuos: GS - 9.1 hasta GS -9.2</li> <li>10. Varios (incluyendo Garantía de Calidad): GS - 10.1 hasta 10:13</li> </ol>

**Tabla 2.8. Áreas cubiertas por las guías de seguridad del CSN, pertenecientes al quinto nivel de la pirámide normativa.**

En la industria en general y en la industria nuclear en particular, es tradicional la utilización de normas técnicas que tiene por objeto la armonización de las características técnicas de los componentes, elementos, sistemas, dispositivos, etc., necesarios para el buen funcionamiento de las instalaciones. El uso de este tipo de normas no es obligatorio por razones de seguridad, si bien es imprescindible para que las instalaciones puedan funcionar de forma eficiente y rentable. El uso de una norma técnica viene condicionado fundamentalmente por el prestigio de la entidad que las emite. En la industria nuclear son de uso habitual las normas emitidas por organizaciones técnicas tales como: ISO, AENOR, ASME, ASTM, IEEE, DIN, etc. Todas ellas son a su vez de uso frecuente en la gestión de los residuos radiactivos.

## 4. Conclusiones

El principal efecto causado por las radiaciones emitidas por las sustancias radiactivas es la ionización. Las radiaciones ionizantes pueden producir daños a la salud de tipo somático

agudo –llamados deterministas–, y somáticos o hereditarios diferidos, de naturaleza probabilista –llamados estocásticos–. Mientras que los primeros sólo aparecen si la dosis supera un cierto valor umbral, para los segundos la dosis recibida hace aumentar la probabilidad de su aparición. No obstante, es un hecho constatado que el entorno humano presenta niveles significativos de radiaciones ionizantes de forma natural, y que el uso de la tecnología nuclear en distintos campos supone, en promedio, un modesto incremento de los niveles naturales de radiaciones ionizantes, excepción hecha de las aplicaciones médicas.

Objetivo primario de la protección radiológica es evitar la aparición de efectos deterministas, manteniendo la dosis recibida por cualquier persona por debajo de los umbrales de aparición de tales efectos. Con respecto a los efectos estocásticos (cánceres y defectos hereditarios), habrá de limitarse su probabilidad de aparición a valores que se consideran seguros. Pero, por otra parte, sin limitar injustificadamente aquellas prácticas que, aunque supongan una exposición a las radiaciones, proporcionen un beneficio mayor para la sociedad o sus individuos. Para conseguirlo, se aplican los tres principios de la justificación, la limitación de las dosis y riesgos individuales y la minimización de dosis en busca del valor óptimo. Para asegurar su cumplimiento, se establecen una serie de actuaciones y controles sobre los trabajadores y sobre el medio ambiente.

La necesidad de establecer un marco legal y técnicamente robusto para la gestión de los residuos radiactivos, ha conducido a los países más avanzados a establecer una reglamentación específica para esta actividad. De la misma manera, la comunidad internacional, reconociendo estas singularidades, ha elaborado la Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre Seguridad en la Gestión de los Residuos Radiactivos.

La gestión de los residuos radiactivos en España se regula mediante el mismo marco legal y reglamentario que el resto de las actividades que entrañan riesgo de exposición a las radiaciones ionizantes. Un defecto en la legislación española es su fragmentación, por lo que sería deseable refundir la normativa, en especial la referente a la seguridad en la gestión de los residuos radiactivos. La propia naturaleza de la gestión de los residuos radiactivos, especialmente en el largo plazo, se diferencia claramente de las instalaciones en las que el riesgo se tiene sólo en el presente. Esta circunstancia conduce en la práctica a numerosas situaciones de difícil interpretación legal y reglamentaria. Cabe desear que los aspectos aún no cubiertos por la legislación vayan estándolo en el futuro inmediato.

## Referencias y fuentes de información

- [CE-96] Comisión Europea, *Directiva 96/29/Euratom del Consejo, de 13 de mayo de 1996, 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* [Diario Oficial de las Comunidades Europeas L 159 de 29-jun-1996].
- [COH-82] Cohen, B.L. *High-Level Radioactive Waste from Light Water Reactors*. Handbook of Environmental Radioactivity. CRC Press, 1982.
- [CSN, 1993] CSN, Consejo de Seguridad Nuclear. *Diseño y desarrollo del Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental para centrales nucleares*. Guía de Seguridad nº 4.1. Madrid, 1993.
- [CSN, 2002] CSN, Consejo de Seguridad Nuclear. *Dosis de radiación*. Publicación divulgativa. Madrid, 2002.
- [Gil-00] Gil, E., *La regulación de la Gestión de los Residuos Radiactivos en España*. Curso sobre Gestión de Residuos Radiactivos. Tomo I. Edit. Ciemat, Madrid (2000).
- [ICRP-91] ICRP, International Commission on Radiological Protection. *1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*, ICRP Publication 60, Pergamon Press, Oxford, 1991 ([www.icrp.org](http://www.icrp.org)). Traducción al español por la Sociedad Española de Protección Radiológica ([www.sepr.es](http://www.sepr.es)). Madrid, 1995.
- [ICRP-93] ICRP, International Commission on Radiological Protection. *Protection from Potential Exposure: A conceptual Framework*. ICRP Publication 64, Pergamon Press, Oxford, 1993.
- [ICRP-97] ICRP, International Commission on Radiological Protection. *Radiological Protection Policy for the Disposal of Radioactive Waste*. ICRP Publication 77. Pergamon Press, Oxford, 1997.
- [ICRP-00a] ICRP, International Commission on Radiological Protection. *Radiation protection recommendations as applied to the disposal of long-lived solid radioactive waste* ICRP Publication 81. Pergamon Press, Oxford, 2000.
- [ICRP-00b] ICRP, International Commission on Radiological Protection. *Protection of the Public in Situations of Prolonged Radiation Exposure*. ICRP Publication 82. Pergamon Press, Oxford, 2000.
- [ICRP-07] ICRP, International Commission on Radiological Protection. *Draft Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*, mayo 2007.
- [MINER-99] Miner, Ministerio de Industria y Energía. *Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas*, Real Decreto 1836/1999 [BOE 31-diciembre-1999]. Madrid, 1999.

- [MOPU-89] MOPU, Ministerio de Obras Públicas y Urbanismo. *Real Decreto 1317/1989, de 27 de octubre, por el que se establecen las Unidades Legales de Medida* (BOE 3-noviembre-1989). Madrid, 1989.
- [An-05]. Ministerio de Economía, CSN, Enresa y Unesa. *Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre Seguridad en la Gestión de Residuos Radiactivos*. España. Segundo Informe Nacional. 2005.
- [MP-01] Ministerio de la Presidencia, Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, por el que se aprueba el *Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*. (B.O.E. 26 julio 2001).
- [NRC-93] NRC U.S. Nuclear Regulatory Commission. *Health Effects Models for Nuclear Power Plant Accident Consequence Analysis*. Report NUREG/CR-4214. Washington D.C., 1993.
- [OIEA-88] Organismo Internacional de Energía Atómica. *Principles for the Exemption of Radiation Sources and Practices from Regulatory Control*. Safety Series nº 89. OIEA, Viena, 1988.
- [OIEA-96] Organismo Internacional de Energía Atómica, *Principios para la Gestión de Desechos Radiactivos*. Colección Seguridad nº 111-F, Viena, 1996.
- [OIEA-97] Organismo Internacional de Energía Atómica, *Normas básicas internacionales de seguridad para la protección contra la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación*, Colección Seguridad, nº 115. OIEA. Viena, 1997.
- [UNS-00] UNSCEAR, United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, *Sources, Effects and Risks of Ionising Radiation*, Report to the General Assembly with *Scientific Annex*, United Nations. New York ([www.unscear.org](http://www.unscear.org)), 2000.

# Situación de la gestión en los principales países de la OCDE



## Presentación

La situación en la que se encuentran los programas de gestión de los residuos radiactivos en los principales países de la OCDE es muy variada y está claramente ligada con las políticas energéticas y con el papel asignado a la energía nuclear que cada país ha ido adoptando a lo largo de los años.

Dada la heterogeneidad de los programas de los países considerados, los volúmenes y variedades de residuos a tratar, presentes y futuros y las diversas estrategias energéticas, así como la implicación de las administraciones en el establecimiento de programas para la resolución definitiva de este asunto, pensamos que resultará más esclarecedor para el lector presentar un resumen ordenado de la situación en cada país, junto con unas conclusiones finales compartidas. En ellas se ha optado por mantener la clasificación de residuos radiactivos establecida en cada caso.

En algún caso, la labor de síntesis de los muchísimos datos y estrategias, tanto del pasado, como actuales y futuros, contenidos en los informes originales, junto con el afán de claridad que nos impulsa, puede haber dado lugar a algún pequeño redondeo o simplificación respecto a los muy detallados que contienen dichos originales, en inglés. Dichos documentos, que se referencian al final de este apartado, pueden consultarse en el anexo 1.

## 1. Alemania

### 1.1. Programa nuclear alemán

Actualmente hay 17 reactores nucleares en operación comercial, con una potencia instalada de 20.339 MWe, que aportan el 30 % de la electricidad consumida en el país. La primera central nuclear inició su operación en 1960 y la última, en 1989. El programa nuclear alemán se ha visto sujeto a una serie de hitos de naturaleza política, a lo largo de la última década, entre los que cabe mencionar:

- ▶ En septiembre 1998, el Gobierno SPD/Verdes decidió prescindir de la energía nuclear en Alemania. Como consecuencia de esta decisión, en junio 2001 se firmó un acuerdo entre el Gobierno y los operadores de las centrales nucleares. en el que se fijó para cada central nuclear "la cantidad remanente de energía eléctrica a producir hasta su cierre definitivo". La Ley de energía nuclear (Atomgesetz, AtG) se modificó apropiadamente en abril 2002.
- ▶ El nuevo Gobierno alemán de noviembre 2005, formado por CDU/CSV y SPD mantiene la decisión de prescindir de la energía nuclear en Alemania. Con el actual renacimiento de la energía nuclear en el mundo, también en Alemania se ha iniciado la discusión al respecto.
- ▶ Los antiguos reactores ya están fuera de servicio; dos han sido completamente desmantelados y tres centrales nucleares de mayor tamaño están actualmente en proceso de desmantelamiento.

### 1.2. Clasificación y generación de los residuos

En relación con la gestión de los residuos radiactivos, ya en el año 1960 se tomó la decisión de que todos los residuos radiactivos se almacenarían de modo definitivo en formaciones geológicas profundas. Como consecuencia de esta decisión, sólo existe la categoría de residuos atendiendo a la dosis en superficie de los contenedores de almacenamiento. Por lo que no se ha hecho una segregación de los residuos en función de los períodos de semidesintegración de los radionucléidos. Esto tiene dos consecuencias:

- ▶ En Alemania no hay separación entre los residuos LLW e ILW de los de vida corta y los de vida larga.
- ▶ Nunca se ha considerado como solución técnica los almacenamientos cerca de superficie para los residuos radiactivos de vida corta.

Pero, en conexión con el almacén de Konrad (ver detalles en punto posterior), se ha hecho otra clasificación: los residuos que no generan calor y los residuos que sí generan calor. Si el combustible gastado se considera como residuo, éste pertenece a la última categoría.

Las cantidades de residuos esperados hasta el año 2040, se presentan en las dos tablas siguientes, tanto para los residuos que no generan calor, como para los que sí lo generan.

Dentro de estos últimos están los residuos del reproceso, realizado durante una cierta época en el extranjero, y el combustible gastado producido desde una determinada fecha (ver detalles en punto posterior).

	m <sup>3</sup>
Centrales nucleares	195.000
Actividades públicas (Karlsruhe y Jülich)	102.000
Total	297.000

**Tabla 3.1. Cantidades de residuos no generadores de calor.**

	m <sup>3</sup>
Procedentes del reproceso	5.600
Combustible gastado	18.400
Total	24.000

**Tabla 3.2. Cantidades de residuos generadores de calor.**

### 1.3. Estructura institucional

En relación con la gestión de los residuos radiactivos hay una clara separación de responsabilidades entre el Gobierno Federal y la industria nuclear. La Ley de Energía Nuclear (AtG) designa al Gobierno Federal como responsable de la construcción y operación de los almacenamientos finales de residuos radiactivos. El resto de las actividades del ciclo del combustible son responsabilidad de las empresas propietarias de las centrales nucleares.

Dentro del Gobierno Federal es el Ministerio de Medio Ambiente y Seguridad Nuclear (BMU) el encargado de las responsabilidades gubernamentales. Pero BMU lo delega en BfS (Oficina Federal de Protección Radiológica), la cual, a su vez, firmó un contrato con DBE, que es la empresa operadora, en representación de BfS, y es la encargada de todo lo relativo a los almacenamientos finales en Alemania.

La autoridad de licenciamiento de las instalaciones nucleares no existe a nivel centralizado o federal, sino que, de acuerdo con la Constitución Alemana y la Ley Nuclear AtG, el licenciamiento es responsabilidad del Estado federado en el que se ubique la instalación.

#### 1.4. Gestión de los residuos de media y baja actividad

Como ya se ha indicado, no hay diferenciación entre los residuos de vida corta y vida larga. En consecuencia, todos los residuos de baja y media actividad (LLW e ILW) se almacenan en almacenamientos geológicos profundos. Para esto se utilizaron tres antiguas explotaciones mineras: las minas de Asse, Morsleben y Konrad.

La mina de **Asse** era una mina de potasa, localizada en Baja Sajonia, cuya producción se detuvo en 1964. Entre los años 1965 y 1995, ha dado soporte a la I+D sobre el almacenamiento en formaciones salinas, siendo la referencia internacional de este tipo de medio geológico. Dentro de estos ensayos se almacenaron 125.000 bidones de residuos de baja actividad (LLW) y 1.300 de ILW. Desde 1995, la mina está en proceso de rellenado y puesta fuera de servicio. A principios del año 2007 está prevista la presentación de la solicitud de licencia para el cierre final. **Morsleben** también era una antigua mina de potasa que funcionó como tal hasta el año 1969. Situada en la antigua República Democrática Alemana (RDA), desde 1971 se utilizó como almacén final de los residuos de baja y media actividad LLW e ILW y se ha seguido usando como tal hasta 1998. Se han almacenado en él 36.800 m<sup>3</sup>. La solicitud de cierre y clausura se ha presentado en septiembre de 2005.

**Konrad**, situada en Baja Sajonia, dejó de producir mineral de hierro en 1976. Después de muchos estudios sobre su idoneidad se decidió presentar una solicitud para licencia de construcción de un almacén de residuos LLW e ILW, en 1982, licencia que fue aprobada 20 años después e inmediatamente recurrida. La decisión final sobre el recurso de apelación se hizo público en marzo 2006, con las siguientes puntos básicos:

- ▶ El tribunal confirma la licencia dada en junio 2002.
- ▶ Todas las objeciones sobre la seguridad del proyecto son rechazadas.
- ▶ El tribunal deniega la posibilidad de un nuevo recurso.

Esta última decisión tiene que ser confirmada por la Corte Suprema de Leipzig, la cual se espera para 2007. Como se requieren cuatro años para la construcción y puesta en servicio del almacén, se prevé el inicio de la operación en 2011/2012 y la capacidad total será de 300.000 m<sup>3</sup>, que es el inventario previsto para la totalidad de los residuos de este tipo.

#### 1.5. Gestión de los residuos de alta actividad HLW y combustible gastado

La estrategia inicial del programa nuclear alemán fue el reproceso del combustible gastado. A tal efecto se construyó una planta piloto (WAK) en Karlsruhe, la cual operó entre 1971 y 1990, estando en proceso de desmantelamiento desde 1994 y se firmaron contratos de reproceso con las empresas reprocesadoras de Francia y Reino Unido. La Ley Nuclear, AtG, tuvo una enmienda en 1994. Esta enmienda permite el almacenamiento directo final del combustible gastado como residuo de alta actividad. La última enmienda de abril 2002 prohíbe el reproceso del combustible gastado alemán a partir de julio de 2005. Por esta razón, el combustible gastado debe ser almacenado en almacenes temporales hasta que esté operativo el almacén final.

## Instalaciones

### ► Almacenamiento temporal

Existen tres instalaciones en operación para el almacenamiento temporal de los residuos de alta actividad HLW, que son las situadas en Ahaus, Gorleben y Greifswald. **Ahaus**, situada en Northrhine-Westphalia, inició su operación en 1992. Tiene licencia para almacenar 420 posiciones de contenedores, al igual que **Gorleben**, en Baja Sajonia, operativa desde 1995. El almacén de **Greifswald**, en Mecklenburg-Vorpommern, opera desde 1999 con una licencia para 80 posiciones de contenedores y tiene almacenados los C.G. de dos centrales clausuradas de la antigua RDA.

Debido a la oposición pública a los transportes del combustible gastado a Gorleben y Ahaus, el Gobierno Federal anterior (1998) prohibió tales transportes. La AtG de 2002 obliga a que todas las centrales nucleares construyan y operen almacenamientos temporales en cada emplazamiento. Estos almacenes, algunos ya construidos y en operación, están siendo licenciados para 40 años.

### ► Acondicionamiento de combustible gastado

En el emplazamiento de Gorleben las empresas nucleares han construido una instalación piloto para el acondicionamiento de los contenedores para su almacenamiento final en sal. Esta instalación se inició en 1990 y se aprobó su licencia operativa en diciembre de 2000. Su capacidad es de 30 toneladas/año, pero aún no ha iniciado su operación, debido a que no se sabe cuál será el emplazamiento final para el combustible gastado.

### ► Almacén Geológico Profundo (AGP)

En los años 70 una vez comprobada la operación positiva de la planta piloto de reproceso de Karlsruhe (WAK), se preparó un plan para construir y operar lo que se denominó el Centro del Ciclo de Combustible, en alemán NEZ. La ubicación de este centro estaría en Gorleben (Baja Sajonia). El núcleo de este centro era una planta de reproceso, a la que acompañaban todas las instalaciones de acondicionamiento y como la otra parte clave del complejo estaba la formación salina susceptible de ser utilizada para la construcción de un almacén geológico profundo para todos los residuos resultantes del NEZ. Tras una vista pública, con participación internacional, el Gobierno de Baja Sajonia decidió en mayo de 1979 no dar permiso para la construcción del NEZ en Gorleben. Sin embargo, se decidió que el gran domo de Gorleben debería ser investigado para ver su factibilidad para albergar un almacén geológico profundo.

La exploración desde superficie empezó en 1983 y el Gobierno Federal decidió construcción de los dos pozos para la exploración subterránea, que se excavaron entre 1985 y 1996. En 1998 se inició la exploración subterránea de la primera posible área para almacenamiento. Las exploraciones han producido un muy buen conocimiento de la geología del domo salino. Aún no está terminada toda la exploración, ya que, en el mencionado acuerdo del año 2000, se estableció una moratoria sobre la exploración de entre tres y diez años de duración, por lo que no se puede decidir sobre su idoneidad para un almacén final.

En noviembre de 2005, en el acuerdo de coalición se puede leer lo siguiente: "CDU/CSU y SPD admiten la responsabilidad nacional para el almacenamiento seguro de los residuos radiactivos y propondrán la solución de este problema de una manera rápida y orientada al éxito. Intentaremos resolver este problema durante la próxima legislatura", pero, a pesar de todos los

resultados, declaraciones y afirmaciones no ha sucedido nada hasta la fecha. La moratoria en Gorleben sigue en efecto y lo que pueda suceder en el futuro está completamente abierto.

### 1.6. Principales restricciones e incertidumbres

La principal incertidumbre para el sistema de gestión de los residuos de alta actividad HLW en Alemania es la cuestión no resuelta de dónde se ubicará el almacén. El Gobierno SPD de 1998, olvidando las actividades en curso de Konrad y Gorleben estableció una nueva aproximación al almacenamiento final de los residuos HLW:

- ▶ Estableció el “Concepto de sólo un almacén”, lo que significa que sólo debería construirse un almacén en Alemania para todas las cantidades de todos los tipos de residuos radiactivos.
- ▶ Intentó iniciar un nuevo proceso de selección de emplazamientos, partiendo de un mapa en blanco, con el fin de “encontrar el mejor emplazamiento” para dicho almacén.

Para este proceso de selección, el BMU formó un comité (AkEnd), en febrero de 1999. Este comité trabajó durante tres años y entregó su informe al BMU en diciembre de 2002, que no lo ha evaluado ni comentado públicamente. La Corte decisoria sobre Konrad ha establecido tres criterios al respecto.

- ▶ El concepto de sólo un almacén es una declaración política no vinculante y no está de acuerdo con la Ley nuclear AtG
- ▶ No es necesaria una comparación entre emplazamientos para cumplir con el requisito político “del mejor emplazamiento”
- ▶ La petición de recuperabilidad tampoco está justificada, de acuerdo con la Ley.

Este complejo problema solamente debe y puede resolverse políticamente por el Gobierno Federal. El actual Gobierno de 2005 ha prometido hacerlo en la presente legislatura. Estas dificultades sólo pueden ser superadas si todas las partes acuerdan la necesidad de un AGP para el combustible gastado y los residuos de alta actividad en Alemania, así como el lugar de su ubicación.

### 1.7. Costes y aspectos financieros

A diferencia de otros países, no hay un fondo específico para la financiación de la gestión de los residuos radiactivos. Todos los presupuestos de los proyectos son aprobados anualmente por el BMU y forma parte del presupuesto Federal. El coste total de Konrad está establecido en 1.873 millones de euros. El coste total de Gorleben está establecido en 3.420 millones de euros.

## 2. Francia

### 2.1. Programa nuclear francés

En Francia, la contribución de la energía eléctrica de origen nuclear sobre el total es de aproximadamente el 78%. Electricité de France, EDF, opera 58 reactores nucleares, con una

potencia instalada total de 63.000 Mwe. Entre ellos, hay un reactor nuclear de neutrones rápidos (PHENIX) de 250 Mwe, conectado a la red y usado para experimentos de irradiación. Los citados reactores requieren cada año 1.050 toneladas de combustible, y para fabricar esa cantidad de combustible son necesarias 8.500 toneladas de uranio natural.

Francia tiene todas las instalaciones necesarias para la preparación íntegra del combustible en todas sus fases: minería, conversión a hexafluoruro de uranio, el enriquecimiento de uranio así como la fabricación de todos los componentes del elemento combustible.

Los principales productores de residuos radiactivos son EDF, AREVA, CEA, muchos laboratorios de investigación y los usuarios de fuentes selladas. ANDRA es la agencia responsable de su gestión y del establecimiento y actualización permanente del inventario de los mismos.

La reciente aprobación de la Ley 2006-739, de 28 de junio de 2006, ("Programa relativo a la gestión duradera de los materiales y residuos radiactivos") ha sido un paso importante para la gestión de los residuos radiactivos. Todas las cantidades y características de los residuos radiactivos parten de considerar el ciclo cerrado del combustible, con el reproceso de todos los elementos combustibles. El futuro lejano de los residuos radiactivos en Francia depende de las alternativas energéticas que se adopten en el país. Por ello, los volúmenes que se incluyen en el informe pueden no ser realistas para más allá del año 2030.

## 2.2. Clasificación y generación de residuos

En Francia los residuos radiactivos se clasifican atendiendo a:

- ▶ Su actividad = VLL / LL / ML / HL (muy baja/baja/media/alta)
- ▶ Su período de semidesintegración: VSL / SL / LL (vida muy corta (cinco años) / vida corta (30 años) / vida larga).

La combinación de ambas variables da lugar a los tipos de residuos que se indican en la [tabla 3.3](#) en la que se incluyen las cantidades generadas hasta el presente y las previstas para el año 2020, en metros cúbicos equivalentes (de bultos acondicionados).

Tipos	Final 2004	Final 2020	% actividad
HLW (vitrificados)	1.850 *	3.620**	91,8
ML-LLW	45.510	54.800	8,2
LL-LLW	47.120	105.000	0,013
LML-SLW	795.000	1.195.000	0,055
VLLW		580.000	0,031

\* No incluye el combustible gastado: 11.500 t

\*\* No incluye el combustible gastado: 25.000 t en 2020

Tabla 3.3. Generación de residuos radiactivos en Francia (en m<sup>3</sup> equivalentes)

### 2.3. Estructura institucional

La Ley de 2006/ 686 aprobada el 13 de junio de 2006, "Transparencia y seguridad en los asuntos nucleares", que da continuidad a la ley de 30 de diciembre de 1991, ha creado una nueva estructura para la Autorité de Sureté Nucleaire (ASN), independiente, bajo la dirección de cinco consejeros, que está encargada de controlar las actividades nucleares civiles en Francia.

- ▶ ASN es responsable del control de las actividades nucleares, con el fin de asegurar la protección de las personas y del medio ambiente de los riesgos asociados al uso de la energía nuclear.
- ▶ Además de lo indicado tiene un papel importante en la definición, junto con los productores, de los principios de la gestión de los residuos radiactivos.

Dependiendo de la ASN, la Direction General de Sureté Nucleaire et de Radioprotection (DGSNR) es la encargada del control de la gestión de los residuos radiactivos.

ANDRA es la entidad responsable de la gestión de los residuos radiactivos. Es un organismo público industrial y comercial, creado en su forma actual por ley de 30 diciembre de 1991. Independiente de los productores de los residuos y bajo la tutela de los ministerios de Industria, de Investigación y de Medio Ambiente, es la encargada de la gestión a largo plazo de los residuos radiactivos en Francia y del establecimiento y actualización permanente del inventario de los mismos.

### 2.4. Instalaciones de almacenamiento de residuos radiactivos de media y baja actividad

Francia tiene dos centros de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos en operación.

- ▶ El centro de almacenamiento de L'Aube en Soulaines, con capacidad para un millón de metros cúbicos de residuos de baja actividad y vida corta.
- ▶ El centro de Morvilliers, cerca de Soulaines, con capacidad de 0,65 millones de metros cúbicos de residuos de muy baja actividad.

El primer centro de almacenamiento, en La Manche, cerca de La Hague, fue inaugurado en 1960, con capacidad para 0,5 millones de metros cúbicos, y se encuentra clausurado y monitorizado.

Además de lo indicado sobre los residuos de vida corta, hay otros tipos de residuos que reclaman soluciones a largo plazo. Como son los residuos VLL-LLW procedentes de la industria no nuclear (TENORM) (Technical enhanced natural occurring radioactive materials), los residuos procedentes de la minería del uranio, los residuos de grafito y radio, las fuentes encapsuladas y los residuos con contenido en tritio.

### Estrategia de desmantelamiento

Hay siete reactores nucleares de primera generación que están en proceso de desmantelamiento. Este desmantelamiento se llevará a cabo en dos fases, y deberá estar

concluido para el año 2025, estando en construcción un almacenamiento definitivo para grafito, que se espera esté operativo en 2009.

Hay instalaciones del ciclo de combustible nuclear, tanto en La Hague (AREVA), como en Marcoule (CEA) que se están desmantelando y limpiando, habiéndose habilitado nuevas instalaciones de almacenamiento temporal.

## **2.5. Combustible gastado y residuos de alta actividad**

La estrategia energética adoptada es la del reproceso del combustible gastado, que recicla algunos componentes del mismo, como el Pu y parte del U, para uso en determinados tipos de reactores, a la vez que se reduce de un modo apreciable el volumen de residuos a almacenar. Como resultado del reproceso se producen dos tipos de contenedores, de similares dimensiones, en acero inoxidable:

- ▶ Los que contienen los residuos vitrificados del reproceso y que generan calor.
- ▶ Los que contienen los elementos estructurales y tecnológicos supercompactados y no generan calor.

Actualmente hay almacenadas cantidades importantes en las instalaciones de La Hague: 11.000 toneladas de combustible gastado sin reprocesar y 158.000 metros cúbicos de ML-LLW sin acondicionar.

### **Estrategias de futuro: investigación y desarrollo**

La hoja de ruta para el futuro se recoge en la ya citada Ley de 26 de junio de 2006, que incluye los resultados de las numerosas investigaciones desarrolladas durante los últimos 15 años en las tres líneas establecidas en la anterior Ley sobre la materia, de 30 diciembre de 1991. Son las siguientes:

- a) Separación y transmutación (S&T) de los radionucléidos de vida larga.
- b) Almacén Geológico Profundo (AGP) y laboratorios subterráneos
- c) Procesos de acondicionamiento y almacenamiento a largo plazo en superficie

Ya hay algunas conclusiones previas:

- ▶ El Almacén Geológico Profundo no puede ser evitado mediante la transmutación.
- ▶ El almacenamiento temporal a largo plazo ofrece la flexibilidad, si fuera necesario, para dar más tiempo al proceso de desarrollo de la transmutación o del almacenamiento geológico, pero no puede considerarse como una solución definitiva.

La situación de las investigaciones a fecha de hoy en las tres líneas es la siguiente:

- a) Para progresar en la S&T es necesario superar dos asuntos principales: 1) encontrar componentes (combustibles o blancos de irradiación) que resistan condiciones extremas

de irradiación, sin problemas para la seguridad de los reactores en los que se desarrolla el proceso y 2) transmutar los actínidos, preferentemente por fisión con altos rendimientos. La mejor opción para llevar esto a cabo son los neutrones con los que operan los reactores rápidos tipo FR (crítico) y ADS (subcrítico).

A pesar de los muchos experimentos desarrollados hay demasiados asuntos aún desconocidos, a fecha de diciembre de 2006. Queda un largo camino para poder integrar los procesos de la separación, la fabricación del combustible, su reciclado y la transmutación en los reactores FR y ADS. En todo caso, la separación y transmutación no podrán alcanzar, si se alcanza, el nivel industrial, antes del año 2050. Los resultados obtenidos enfatizan la cuestión clave de la gestión del curio.

- b) Para el AGP, se ha dado prioridad a la investigación del emplazamiento de Bure, formación arcillosa situada a 450/ 500 metros de profundidad. Se han propuesto diseños completos del almacén final de los residuos, con el fin de que esté operativo el año 2025. En la línea 3 se ha dado un gran avance en los últimos 10 años en el acondicionamiento de los residuos de vida media y de vida larga, estando bien controlado actualmente el acondicionamiento y la caracterización de los residuos radiactivos, especialmente en el caso de los residuos vitrificados de alta actividad procedentes del reproceso. Se han desarrollado, a escala de laboratorio, matrices cerámicas para la incorporación de cada actínido y se están investigando su envejecimiento y sus características de lixiviación. El almacenamiento temporal, durante unos 100 años, está claro que es posible en los almacenes industriales recientemente construidos. Para un almacenamiento temporal más prolongado o para el definitivo es necesario utilizar contenedores para encapsulado, apropiados a cada tipo de residuo. Se está demostrando la durabilidad de tales contenedores.

### **La Ley de 26 de junio de 2006**

En lo referente a la gestión de los RAA y VL, la Ley aprobada estipula lo siguiente:

- a) Continuar con las investigaciones en S&T, AGP, acondicionamiento y caracterización de los residuos, y en su almacenamiento temporal.
- b) Mejorar la transparencia y el control democrático de todos estos procesos.
- c) Mejorar el desarrollo económico de las áreas de localización de los emplazamientos.
- d) Establecer estructuras y fuentes de financiación para estas acciones (garantizar que ANDRA tiene asegurada la financiación para los próximos años y en el largo plazo).

Y pone como objetivos concretos en el tiempo los que se indican a continuación:

- ▶ 2012: evaluación de las posibilidades de utilizar los reactores rápidos ADS o FR para la transmutación.
- ▶ 2020: posible establecimiento de una instalación prototipo para la transmutación.

- ▶ 2015: envió a la ASN del informe de seguridad para el licenciamiento del AGP y el establecimiento de nuevas instalaciones de almacenamiento temporal, si fueran necesarias.
- ▶ 2025: posible puesta en operación del AGP.

Además, da una consideración especial a la reversibilidad del AGP y dice al respecto: “Los residuos radiactivos pueden almacenarse indefinidamente en los almacenes geológicos profundos; en los estudios, debe considerarse la reversibilidad, la cual no debe durar menos de 100 años. ...Antes del 2015, será definida en una nueva Ley”.

En lo relativo a la transparencia del proceso democrático incluye un status especial para los miembros de la Comisión Nacional de Evaluación (CNE) y se refuerza su independencia, y, a su vez, un status especial para el proceso de elección del emplazamiento para el AGP: debates públicos, informes a los organismos de seguridad nuclear, consultas locales, consultas al Parlamento, Ley de reversibilidad, Autorización del Consejo de Estado, etc.

### **Instalaciones en operación, en proyecto o en programa**

Las instalaciones de reproceso de La Hague tienen una expectativa de vida hasta 2030/ 2040. Las nuevas plantas de reproceso de la Generación IV están estudiándose en un programa de investigación y desarrollo, junto con el resto de países del GIF (Generation IV International Forum). Para el futuro de la energía nuclear, en la perspectiva de la IV Generación de Reactores, es necesaria la gestión conjunta del uranio, el plutonio (y todos los actínidos minoritarios) haciendo el reproceso resistente a la proliferación, para su reciclado-quemado en los reactores rápidos.

### **2.6. Principales restricciones e incertidumbres**

Los residuos producidos en Francia están bien identificados (excepto algunas fuentes selladas) y las previsiones de producción de residuos acondicionados son razonables. Están operativos o han sido identificados los canales de gestión para la solución definitiva a largo plazo, que son coherentes en lo técnico y en lo administrativo. Las responsabilidades en la gestión están identificadas y la regulación de la seguridad radiológica está desarrollada adecuadamente. Francia, a partir de la ley de junio de 2006, está en primera línea en los aspectos políticos y administrativos de la gestión de los residuos radiactivos. Por ello, la única incertidumbre para esta gestión reside en las posibilidades reales de llevarla a la práctica, ya que depende de muchos factores económicos. Si los materiales radiactivos no considerados residuo (diferentes compuestos de uranio, p.ej) cambiasen de status, serán necesarios nuevos canales de gestión.

### **2.7. Costes y aspectos financieros**

La mencionada Ley de junio de 2006 asegura la financiación de la gestión de los residuos procedentes de la parte final del ciclo del combustible y de los que se produzcan en el desmantelamiento de las instalaciones nucleares.

La única duda se presenta en algunos tipos de residuos, actualmente en almacenamiento temporal y gestionados por ANDRA, que no tienen definido su almacenamiento final, y cuya financiación se está estudiando. Estos residuos no representan cantidades significativas.

El coste de la parte final del ciclo de combustible, del acondicionamiento de los residuos "históricos", del desmantelamiento de las instalaciones y de las instalaciones para el almacenamiento geológico profundo se estima en 60.000 millones de euros.

### 3. Reino Unido

#### 3.1. Programa nuclear del Reino Unido

Hay actualmente 23 reactores nucleares en operación comercial, con una potencia instalada total de 11.852 Mwe, y que aporta el 20% a la producción de energía eléctrica del país.

Este programa de energía nuclear comercial dispone de un amplio rango de instalaciones del ciclo del combustible, que comprende las de conversión a hexafluoruro de uranio y el enriquecimiento de uranio así como la fabricación del combustible, el reproceso y la recuperación de los residuos. Estas instalaciones están situadas en el norte de Inglaterra, en Springfields, Capenhurst y Sellafield. Estas instalaciones también proporcionan servicios del ciclo del combustible a otros países.

El amplio entramado de instalaciones históricas (desde los años cuarenta) existente, da como resultado un complejo rango de residuos nucleares "históricos", cuya gestión se complica en muchos casos por la presencia de sustancias no radiactivas y peligrosas, como los asbestos.

#### Clasificación y generación de los residuos

- ▶ Residuos de alta actividad (HLW). Productos del reproceso, generan calor.
- ▶ Residuos de actividad intermedia (ILW). Exceden los límites de los LLW, no generan calor.
- ▶ Residuos de baja actividad (LLW). La mayor parte de ellos se pueden enviar al centro de almacenamiento de Drigg (Cumbria).
- ▶ Residuos de muy baja actividad (VLLW )
- ▶ Plutonio recuperado, uranio residual y combustible gastado (Surplus Plutonium, Uranium and Spent Fuel)

La generación de residuos se basa en los siguientes supuestos:

- ▶ Para Sizewell B PWR se supone una operación de 40 años y terminará en el 2035.
- ▶ Los reactores avanzados de gas (AGR) operarán durante 35 años (hasta 2023).
- ▶ Todos los 18 reactores MAGNOX (en siete centrales) quedarán parados para el 2010.
- ▶ El CG de los MAGNOX se está llevando a BNFL (Sellafield) para reproceso.
- ▶ El combustible de los AGR cubierto por los actuales contratos, se reprocesará.

Tipo de residuo	m <sup>3</sup>	% actividad
HLW	1.290	50
Combustible gastado	8.150	42
LLW	353.000	3
ILW	37.200	0
Plutonio	3.270	5
Uranio	74.950	0

Tabla 3.4. Generación de residuos radiactivos en el Reino Unido.

### 3.2. Estructura institucional

La estructura institucional relativa a la gestión de los residuos radiactivos en el Reino Unido es compleja y en los últimos años se ha llevado a cabo un proceso de transformación importante:

- ▶ En 2003 se ha creado el Committee on Radioactive Waste Management (CoRWM), que substituye al anterior RWMAC (Radioactive Waste Management Advisory Comitee). Tiene como responsabilidad la gestión a largo plazo de los residuos de alta actividad e intermedios (ILW Y HLW).
- ▶ Se crea la National Decommissioning Authority (NDA), que asume la responsabilidad del almacenamiento de los residuos de baja actividad que desde 1982 venía desarrollando NIREX (Nuclear Industry Radioactive Management Executive).
- ▶ La Health Protection Agency (HPA) y la NRPB (National Radiological Protection Board) se han integrado en 2005, dando lugar a una nueva Radiological Protection División, que tiene la responsabilidad de la investigación sobre los riesgos de las radiaciones, proporciona laboratorios y servicios técnicos, etc

Con papel de cuerpos consultivos, actúan las siguientes instituciones:

- ▶ Nusac (Nuclear Safety Advisory Committee), comité consultivo independiente del HSE.
- ▶ Comare (Committee on Medical Aspects of Radiation in the Environment) establecido en 1984, asesora al Gobierno sobre los efectos de la radiación sobre la salud.
- ▶ IRHSF (Ionizing Radiation Health and Safety Forum) proporciona un enlace entre el HSE y los interesados en la protección radiológica y da pautas para futuras acciones.
- ▶ Finalmente NIREX ya no depende de la industria nuclear y es propiedad de DEFRA y del Departamento de Comercio e Industria y está financiado principalmente por la NDA. Se ocupa del inventario de todos los residuos radiactivos en el Reino Unido, su definición, su caracterización, etc.

## Marco legal

La norma que gobierna el uso de materiales radiactivos y la gestión y almacenamiento final de los residuos radiactivos en el Reino Unido es la Radioactive Substances Act 1993 (RSA 93), excepto para la gestión dentro de los emplazamientos nucleares licenciados. El control lo ejercen las Environment Agencies de cada área.

La Health and Safety at Work Act (1974) and Nuclear Installations Act (1965) constituyen la principal legislación sobre la protección de la salud y la seguridad de los trabajadores y del público en las instalaciones nucleares de Reino Unido.

### 3.3. Gestión de los residuos de media y baja actividad

#### Residuos de baja actividad (LLW)

Los LLW, después de su acondicionamiento, se envían a Drigg en Cumbria, donde se depositan en zanjas de hormigón que una vez llenas, se cubren con hormigón y tierra. Recientemente la Environment Agency ha hecho una enmienda a la autorización de almacenamiento definitivo, en base a riesgos de erosión de la costa y otros temas. Se está evaluando actualmente la capacidad remanente del centro. Hay otro centro de almacenamiento final en Dounreay, en Escocia, propiedad de UKAEA, cuya capacidad de almacenamiento ya está cubierta y se está evaluando su ampliación. Respecto al futuro, tanto la NDA, como UKAEA y los comités asesores RWMAC y CoRWM han señalado que es necesaria una clara legislación en Reino Unido para la gestión de las enormes cantidades de residuos LLW que van a resultar de los desmantelamientos y demás actividades.

#### Residuos de baja actividad y vida larga (ILW)

Los residuos que no pueden ser admitidos en Drigg, tras su acondicionamiento, están almacenados en sus centros de producción, hasta que haya una normativa sobre este tipo de residuos y se disponga de un centro de almacenamiento licenciado.

#### Estrategia de desmantelamiento

La estrategia actual adoptada por la NDA para los emplazamientos de los reactores MAGNOX, después de la retirada del combustible, es la siguiente:

- ▶ 20 a 25 años para alcanzar la situación de vigilancia y mantenimiento.
- ▶ 80 a 100 años en vigilancia y mantenimiento.
- ▶ Desmantelamiento y limpieza total del emplazamiento.

El mayor problema es la preparación de los emplazamientos para largos períodos de vigilancia y mantenimiento. Como alternativa a esta estrategia se está considerando actualmente reducir el tiempo para alcanzar la situación de vigilancia a cinco años. También se ve la posibilidad de lograr liberar los emplazamientos en mucho menos tiempo. La NDA tiene un acuerdo de cooperación con EDF (Francia) para intercambio de Know-how y de I+D.

### 3.4. Combustible gastado y residuos de alta actividad

Hasta la fecha, el combustible gastado, junto con el plutonio y el uranio recuperados en el reproceso, no se consideran residuos radiactivos. La legislación del Reino Unido indica que es potestad de los propietarios de tales materiales declarar si son o no residuos radiactivos. Hasta la fecha, no se ha producido dicha declaración, pero con la formación de la nueva NDA y los cambios en la estructura de la industria nuclear del Reino Unido, es posible que alguno de estos materiales se declare como residuo radiactivo en un futuro. En ese caso el combustible gastado sería un residuo radiactivo HLW.

Hay dos plantas de reproceso en Sellafield, propiedad de BNFL:

- ▶ La primera reprocesa el combustible de uranio metálico, procedente de los antiguos reactores de gas MAGNOX , que no puede ser almacenado a largo plazo en agua.
- ▶ La segunda reprocesa todo el combustible de los más modernos reactores avanzados de gas y puede reprocesar el combustible de los reactores PWR de agua ligera. Además, reprocesa el combustible de otros países.
- ▶ Aún no se ha tomado la decisión sobre la gestión del combustible gastado de la central PWR Sizewell B, ni del combustible de los submarinos nucleares.

La UKAEA tenía pequeñas plantas de reproceso en Dounreay, ya paradas.

#### Gestión de los residuos de alta actividad (HLW)

Los residuos de alta actividad, corriente de residuos líquidos del reproceso, se concentran y se almacenan convenientemente refrigerados. Hay la intención de que todo este HLW líquido se acondicione usando un proceso de vitrificación para inmovilizar el residuo en una matriz de borosilicato, susceptible de una gestión a largo plazo. Está en operación una planta de vitrificado en Sellafield y se espera que todos los residuos HLW estén vitrificados en 2015.

Desde 1982, la política del Gobierno es que los residuos HLW sean almacenados en superficie durante un período no inferior a 50 años. Sin embargo, esta situación puede cambiar en el futuro por las razones que se indican a continuación:

- ▶ El CoRWM emitió en julio de 2006 el informe con su propuesta de gestión a largo plazo de los residuos de alta actividad HLW y los ILW y el Gobierno y las Devolved Administrations intentan responder antes de finales de 2006.
- ▶ Las consideraciones del CoRWM le han conducido a una serie de propuestas interdependientes, que son:
  - ▶ Almacenamiento Geológico Profundo, como situación final de los residuos.
  - ▶ El almacenamiento temporal juega un papel vital en el proceso.

- ▶ Dar un nuevo enfoque al proceso de elección de los emplazamientos, basado en la voluntad de participación de las comunidades concernidas, la asociación con ellas y la mejora de su bienestar.

Asimismo, el Comité sugiere al Gobierno que estas propuestas tienen base suficiente para que actúe sin demora. Está por ver cómo y en qué plazo responde el Gobierno del Reino Unido y cómo se encamina hacia la implementación de las opciones técnicas propuestas, que son las mismas que la comunidad nuclear del Reino Unido y de los demás países tienen previstas desde hace más de 20 años.

### 3.5. Necesidades de I+D y generación de tecnología

La política del Gobierno es que cada agente que participa en el programa nuclear lleve a cabo la I+D que requiera para cumplir sus respectivas funciones. Está en desarrollo un nuevo esquema:

- ▶ La industria nuclear en el Reino Unido desarrolla mucha menos I+D que en el pasado y el énfasis de los reguladores en la materia también ha disminuido. Sin embargo, el CoRWM ha reconocido que debería haber un compromiso para un programa intensivo de I+D para la seguridad a largo plazo del AGP, orientado a reducir las incertidumbres a nivel general y las específicas del emplazamiento, así como para la mejora del almacenamiento temporal a largo plazo. Ya se verá en el futuro inmediato.
- ▶ Además, se requiere a la NDA para desempeñar un papel en I+D relativo a la descontaminación de emplazamientos y al desmantelamiento. Para ello ha creado un comité de Investigación que supervise la I+D en esta área.
- ▶ Hay diferentes instituciones del Reino Unido que participan en los programas marco de la UE. Los representantes británicos en el Comité Científico y Técnico de EURATOM:
  - ▶ Reconocen la importancia del GIF (Generation IV International Forum).
  - ▶ Ven la separación y transmutación (S&T) como un buen medio para la formación de nuevos técnicos nucleares, más que una solución para la gestión a largo plazo de los residuos HLW. Esta visión ha quedado recogida en el informe del CoRWM, que indica que la S&T, de un modo realista, no puede ser considerada para proporcionar una solución a largo plazo para los residuos actualmente almacenados en el Reino Unido ni para los que se prevé producir.
  - ▶ De aquí que cualquier consideración futura de la S&T probablemente se restrinja a la separación por medio del reproceso del combustible gastado y el reciclado del plutonio separado, mediante su incorporación en combustible MOX, para su uso en los futuros reactores PWR o quizás en reactores rápidos.

### 3.6. Costes y aspectos financieros

Los costes de la gestión a largo plazo de los residuos radiactivos han sido estudiados en detalle por el CoRWM en las diferentes posibles opciones. Ha analizado 14 opciones con distintas combinaciones de tipo de residuos y soluciones de almacenamiento. CoRWM recomienda el Almacén Geológico Profundo como el destino final de los residuos radiactivos de alta actividad de Reino Unido y presenta un calendario de ejecución:

- ▶ Desarrollo .....entre 2005 y 2020
- ▶ Diseño y Construcción inicial .....entre 2020 y 2040
- ▶ Operación .....entre 2040 y 2105
- ▶ Cierre .....entre 2105 y 2205

El coste mayor lo calcula para el caso de la localización en un mismo lugar de todos los residuos y es de 11.320 millones de libras esterlinas (17.000 millones de euros).

## 4. Suecia

### 4.1. Programa nuclear sueco

Actualmente hay 10 reactores nucleares en operación comercial, localizados en tres centrales nucleares, con una potencia instalada de 8.900 Mwe, que aportan el 50 % de la electricidad consumida en el país. El programa nuclear sueco ha estado sometido a una intensa discusión desde 1976, mediante leyes, referendums, nuevas leyes y acuerdos:

- ▶ En 1976 se exigió a los propietarios de las plantas que para cargar el combustible en los reactores debían demostrar previamente que los residuos producidos (combustible gastado o los residuos del reproceso) se podían almacenar “de un modo absolutamente seguro”.
- ▶ En 1980, un referéndum aprobó la terminación de la construcción de los 12 reactores del programa, pero que no se aprobaría ninguno más. También, que deberían ponerse fuera de servicio todos ellos antes de 2010.
- ▶ En 1988 el Parlamento aprobó el cierre de dos reactores en 1995 y en 1996
- ▶ En 1997 se revisaron ambas decisiones y solamente se han puesto fuera de servicio dos reactores, el último en el 2005 y no hay fecha para el cierre de los demás.
- ▶ En 2005 se llegó a un acuerdo entre los partidos políticos respecto al papel de la energía nuclear dentro del sistema sueco, indicando que el objetivo es asegurar un suministro fiable de electricidad y de otras formas de energía, a precios competitivos internacionalmente, tanto a corto como a largo plazo.
- ▶ En septiembre de 2006 el cuatripartito gobernante ha anunciado que no habrá decisión política en el período 2006-2010 sobre la parada de centrales nucleares.
- ▶ Los propietarios de las centrales han previsto la modernización de todas estas plantas y la prolongación de su vida operativa hasta 60 años y han presentado las solicitudes correspondientes, que deberán ser aprobadas por las autoridades competentes para su realización.

### El sistema de gestión de los residuos radiactivos

El sistema de gestión de los residuos radiactivos en Suecia ha evolucionado en los últimos 30 años, mediante el consenso entre los intereses de las empresas eléctricas y los intereses

políticos. Las empresas propietarias de las centrales nucleares son las responsables de la gestión de los residuos y SKB, que es propiedad de dichas empresas, planifica y ejecuta el trabajo de gestión. Fruto de esta estructura, en los años ochenta se construyeron las dos primeras instalaciones para la gestión de los residuos radiactivos: CLAB, para el almacenamiento temporal del combustible gastado y el centro SFR, para el almacenamiento definitivo de los residuos LILW y en los años noventa, se construyeron instalaciones adicionales de I+D, tales como el Laboratorio Subterráneo de Aspö y el Laboratorio de Contenedores.

#### 4.2. Clasificación y generación de los residuos

Los productos radiactivos originados por las centrales nucleares, que deben ser almacenados, suponiendo 40 años de operación para los actuales 10 reactores (escenario de SKB), son los que se indican a continuación y cuyas cantidades figuran en la tabla adjunta:

- ▶ Residuos de alta actividad (HLW). Lo constituye el combustible gastado.
- ▶ Residuos con contenido de partículas alfa, procedentes de Studsvik, y algunos componentes del núcleo de los reactores.
- ▶ Residuos de baja y media actividad (LILW): residuos operativos de las centrales nucleares y plantas de tratamiento.
- ▶ Residuos del desmantelamiento: los que resulten del desmantelamiento de las centrales nucleares y de las plantas de tratamiento de Studsvik

Tipo de residuo	m <sup>3</sup>
Combustible gastado de las centrales nucleares	18.800
Residuos contaminados con alfa (LILW Studsvik)	1.800
Partes internas núcleo reactores (LILW, larga vida)	9.700
LILW (operación centrales nucleares y plantas tratamiento)	54.600
Residuos de desmantelamiento	178.800

Tabla 3.5. Principales tipos de residuos radiactivos que deben ser almacenados en Suecia (escenario de SKB).

#### 4.3 Estructura institucional

Los principios generales de la regulación de las actividades nucleares están recogidos en la Nuclear Activities Act, en la Environment Act y en la Radiation Protection Act. La legislación sobre financiación queda recogida en la Act on the Financing of Future Expenses for Spent Nuclear Fuel/ SFS 1992:1537. Hay una nueva legislación, que entrará en vigor en 2007, la Financing Act / SFS 2006:647, recientemente aprobada por el Parlamento.

Las principales instituciones que intervienen son las siguientes:

- ▶ La empresa SKB (Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company), que es responsable de la gestión de los residuos radiactivos desde que salen de las centrales nucleares hasta su almacenamiento final, incluyendo el transporte.
- ▶ SKI (Swedish Nuclear Power Inspectorate), que es responsable de la supervisión de la seguridad, tanto de las centrales nucleares como de la gestión de los residuos radiactivos. También revisa cada tres años el programa de I+D que prepara SKB y remite sus comentarios al Gobierno.
- ▶ El SSI (The National Radiation Protection Institute), que es responsable de la protección radiológica de las personas y del medio ambiente.
- ▶ The Swedish National Council for Nuclear Waste, KASAM, que es un comité científico que asesora al Gobierno. Una de sus tareas es enviar al Gobierno cada tres años un informe con la evaluación del estado del conocimiento en el área de la gestión de los residuos radiactivos.

#### **4.4. Gestión de los residuos de media y baja actividad**

El almacenamiento final para los residuos de operación de las centrales nucleares, denominado SFR 1, está en operación desde 1988 y está situado junto a la central nuclear de Forsmark y es propiedad de SKB. Está situado debajo del mar Báltico y cubierto por unos 60 m de roca. Está formado por cuatro bóvedas de 160 m de longitud cada una, y una caverna cilíndrica de 70 m de diámetro, excavadas en la roca. Los accesos desde la costa son dos túneles paralelos de 1 km de longitud. Tiene capacidad para 63.000 metros cúbicos de residuos de residuos de media y baja actividad, que puede ser ampliada. Actualmente están ocupados 31.000 m<sup>3</sup> y se reciben unos 1.000 m<sup>3</sup> cada año.

Para los más de 170.000 m<sup>3</sup> de residuos de baja y media actividad procedentes del desmantelamiento está previsto construir un almacén final (SFR3) junto al actual SFR1, y será también construido en bóvedas. Esta expansión estará terminada para 2020.

El almacenamiento de los residuos de baja y media actividad de vida larga (partes internas del reactor y residuos alfa) se prevé esté situado junto a uno de los almacenamientos finales de baja o de alta actividad.

#### **4.5. Gestión del combustible gastado**

El combustible gastado es el principal residuo de alta actividad. También se consideran así algunas partes internas del reactor tales como las barras de control. Desde 1985, todo el combustible gastado que se genera está almacenado en un almacén temporal centralizado, en piscinas de agua, que es el centro de almacenamiento de CLAB, en la central nuclear de Oskarshamn. CLAB está compuesto por dos cavernas excavadas en roca, cuyo techo está unos 30 m por debajo de la superficie del agua, tienen una longitud de 120 m y contienen cinco piscinas. El centro se ha ampliado recientemente y tiene una capacidad total de 8.000 toneladas; al final de 2005 había almacenadas más de 4.200 toneladas de combustible gastado y se recibieron en dicho año 256 toneladas.

El almacén definitivo del combustible gastado se basará en el concepto KBS-3. El método consiste en:

- ▶ Encapsulado del combustible gastado en contenedores de cobre, que se almacenan en un almacén geológico profundo, construido en roca cristalina (por ejemplo granito), a una profundidad entre 400 y 700 m en sondeos verticales, construidos en un sistema de túneles y con un sistema de relleno a base de arcilla bentonítica.
- ▶ Este sistema de barrera múltiple (roca, relleno y contenedor) permite garantizar el aislamiento entre los radionucléidos contenidos en el combustible gastado y el medio ambiente.
- ▶ Este sistema está desarrollándose desde mediados de los años setenta.
- ▶ Actualmente se están investigando dos emplazamientos en dos municipios suecos, para la obtención de datos y la caracterización de los mismos.
- ▶ La solicitud para la construcción del almacén definitivo está prevista sea enviada a las autoridades en el año 2009.

#### **4.6. Necesidades de I+D e instalaciones para investigación, desarrollo y demostración del AGP**

La estrategia de SKB es que toda la I+D y la demostración del proceso de encapsulado y almacenamiento definitivo se lleve a cabo a escala real y de la manera más realista posible. Por eso ha construido dos laboratorios, el de Aspo (Hard Rock Laboratory) y el de contenedores (Canister Laboratory) para llevar a cabo las diferentes investigaciones y demostraciones.

**Aspo** se construyó entre 1990 y 1995, en una isla al norte de la central nuclear Orkarshamn. Tiene un túnel de acceso en espiral, de 3.600 m de longitud, que desciende hasta 460 m de profundidad. Al principio se utilizó para desarrollo de métodos de caracterización de las rocas, pero ahora se usa para desarrollar métodos de construcción y operación de un almacén geológico profundo. Un aspecto relevante es que en Aspo se pueden llevar a cabo experimentos de comportamiento a largo plazo, que pueden durar 15 a 20 años en algunos casos. Se están realizando experimentos sobre:

- ▶ Barreras naturales (propiedades mecánicas, hidrogeológicas y químicas de la roca).
- ▶ Barreras de ingeniería (bentonitas y rellenos).
- ▶ Tecnología de almacén profundo (extracción de roca, diseño y tecnologías de manejo).

El principal objetivo del laboratorio de contenedores es el desarrollo de tecnologías de soldadura y sellado de los contenedores de cobre. Se construyó entre 1996 y 1998 en el área de la central nuclear Oskarshamn y se prevé esté en operación hasta que se ponga en servicio la planta de encapsulado del AGP, que es donde se introducirá el combustible gastado en los contenedores y su posterior sellado aun ritmo de 200 contenedores por año. En noviembre de 2006 SKB ha enviado la solicitud de licencia de construcción y operación de esta planta, a situar junto al centro de almacenamiento temporal de CLAB.

Respecto al Almacén Geológico Profundo los estudios para la elección del emplazamiento se han centrado en Östhammar y Oskarshamn, cerca de las centrales nucleares de Forsmark y Oskarshamn respectivamente. Las investigaciones se espera terminen en 2008.

## 5. Estados Unidos de América (USA)

### 5.1. Programa nuclear USA

El programa nuclear USA tiene dos líneas distintas, una la derivada de las actividades del Gobierno en materias de investigación y de defensa y la otra, el uso comercial de la energía nuclear por las empresas privadas. En lo relativo a las actividades gubernamentales, existe un legado de residuos radiactivos producidos durante cinco décadas, con un total de 114 emplazamientos usados por el Gobierno para investigación y para fabricación de armas nucleares. En el área comercial, hay 104 centrales nucleares en operación, ubicadas en 31 estados, con una potencia instalada de 100.000 Mwe que proporcionan el 20% de la electricidad consumida en el país. Cabe destacar que:

- ▶ Prácticamente todas las centrales nucleares han solicitado aumentos de potencia de sus reactores y ya han sido aprobadas por la NRC más de 100 solicitudes, que añaden a la red una cuantía total de 4.200 Mwe.
- ▶ Además, estas mejoras de las instalaciones llevan consigo la posibilidad de operar otros 20 años adicionales a los 40 años establecidos en las licencias originales (este período de tiempo de 40 años fue fijado en la Atomic Energy Act, no por limitaciones técnicas, sino por consideraciones financieras y *antitrust*).

### 5.2. Clasificación y generación de residuos

En USA el combustible gastado es el combustible extraído de un reactor después de ser irradiado y en el que no se han separado los elementos constituyentes por medio del reproceso. El DOE permite realizar pruebas sobre muestras para I+D y, para que pueda ser clasificado como residuo y ser gestionado de acuerdo con su orden nº 435.1, se requiere que su reproceso no sea factible técnicamente o sea costoso o cause altas dosis a las personas que realicen tal separación de componentes.

En las actividades nucleares del DOE se producen los siguientes tipos de residuos:

- ▶ Residuos de alta actividad (HLW).
- ▶ Residuos TRU (transuránidos)<sup>1</sup>.
- ▶ Residuos de baja actividad (LLW).
- ▶ Estériles de minería.

En las actividades nucleares comerciales, la NRC clasifica los residuos de baja y media actividad LLW en cuatro tipos: clase A, clase B, clase C y GTCC (Greater-than-class C).

<sup>1</sup> TRU=Transuránidos: elementos químicos artificiales más pesados que el Uranio (92). Entre sus isótopos hay emisores alfa de larga vida. Entre otros, son relevantes para el almacenamiento: 93 Np, 94 Pu, 95 Am y 96 Cm.

## Generación, tratamiento y almacenamiento

En la [tabla 3.6](#) se incluye el inventario de los residuos almacenados temporalmente y el número de instalaciones de tratamiento. En la [tabla 3.7](#) se presentan los residuos almacenados en almacenes finales:

Sector	Función	Tipo residuo	Número almacenes	m <sup>3</sup>
Gobierno	Almacenamiento/ tratamiento	HLW	8	356.000
		TRU	16	136.000
		LLW	25	104.000
		Subproductos	2	206.000
Comercial	Tratamiento/ procesado	LLW	44	

Tabla 3.6. Inventario de residuos almacenados en almacenes temporales.

Sector	Tipo instalación	Tipo residuo	Número almacenes	m <sup>3</sup>
Gobierno/ comercial	Planificado AGP Yucca Mountain	HLW y combustible gastado	1	0
Gobierno	Almacenamiento WIPP	TRU	1	24.000
	Almacenamiento sondeos	TRU	1	200
	Almacenamiento cerca de superficie	LLW	19	5.800.000
Comercial	Almacenamientos operativos cerca de superficie	LLW (Clases A,B y C)	3	2.660.000
		Subproductos	1	1.010.000
		Almacenamientos cerrados cerca de superficie	LLW	4
Comercial/ gobierno	UMTRA titulo1 <sup>(1)</sup>	Residuos de minería	20	163.000.000 t. métricas
	UMTRA titulo2	Subproductos	39	
Gobierno/ comercial	Otras celdas cerradas (Weldon y Monticello)	Residuos de minería	2	3.120.000

<sup>(1)</sup>UMTRA: Uranium Mill Tailings Remedial Action

Tabla 3.7. Inventario de residuos radiactivos dispuestos en almacenes finales

## Estructura institucional

Las instituciones con responsabilidades en la gestión de residuos radiactivos son:

- ▶ La NRC (Nuclear Regulatory Commission), Agencia independiente dirigida por una Comisión de cinco miembros, para regular la energía nuclear en el sector privado y en el sector público no ligado a defensa.
- ▶ La ERDA (Energy Research and Development Administration), promueve el desarrollo de la energía nuclear y las actividades gubernamentales de defensa
- ▶ El DOE (Department of Energy) es responsable de la tecnología nuclear y el programa de armas nucleares, de los programas de limpieza y recuperación de emplazamientos contaminados, del desarrollo del proyecto del AGP y de la regulación de la gestión de sus residuos radiactivos y del combustible gastado.
- ▶ La EPA (Environmental Protection Agency) establece los estándares aplicables, para proteger el medio ambiente de los materiales radiactivos.
- ▶ El ACNW (Advisory Committee on Nuclear Waste) proporciona un soporte técnico independiente a los *Commissioners* de la NRC.
- ▶ El Nuclear Waste Technical Review Board (NWTRB), creado por el Congreso en 1987, revisa las actividades del DOE en esta materia de los residuos de alta actividad y también evalúa la caracterización de Yucca Mountain.

### 5.3. Residuos de media y baja actividad

Los residuos de muy baja actividad (TENORM) están recibiendo una atención creciente si bien no hay una definición legal para el término. Respecto a los residuos de baja actividad (LLW), hay un sistema de gestión integral para la mayor parte de ellos, con instalaciones de tratamiento, acondicionamiento y almacenamiento tanto en las centrales nucleares comerciales como en las de Defensa. Los productores preparan los residuos para su envío a los almacenes finales, que se diseñan, construyen y operan bajo licencias de la NRC o en otros casos, bajo un Acuerdo de Estado, basado en los requerimientos de la NRC.

Los residuos LLW de clases A, B y C normalmente se almacenan en instalaciones cerca de superficie. Los residuos LLW GTCC (mayor que clase C) están almacenados temporalmente hasta que se establezca un método adecuado de almacén final. Actualmente hay tres almacenes finales de residuos LLW comerciales operativos:

- ▶ El de Barnwell (en Carolina del Sur) para residuos de clase A, B y C producidos en los estados de South Carolina, Connecticut y New Jersey.
- ▶ El de Hanford Site (en Richland, Washington) para los estados de Northwest y Rocky Mountains.

- ▶ El de Clive (en Utah), que recibe residuos de clase A y mixtos LLW de cualquier procedencia.

Hasta la fecha hay almacenados unos 10 millones de m<sup>3</sup> de residuos en los diferentes centros de almacenamientos de EE.UU. En el año 2004 se han almacenado 377.000 m<sup>3</sup> en estos tres emplazamientos, de los cuales:

- ▶ El 55% procede de instalaciones gubernamentales (federales, estatales y locales).
- ▶ Las centrales nucleares comerciales contribuyen con un 15% del total.
- ▶ El 99 % del volumen almacenado corresponde a residuos clase A: de vida corta y los menos restrictivos en cuanto actividad y necesidades de acondicionamiento.

Hay otros cuatro almacenes finales ya clausurados y no operativos, y está en evaluación una solicitud de licencia para un nuevo almacén comercial de LLW situado en Andrews (Texas), con dos instalaciones, una para los LLW del "compact de Texas" y otra para LLW y mixtos LLW de procedencia federal.

El DOE opera cinco almacenes finales para LLW en Hanford Site, Idaho National Laboratory; Los Alamos National Laboratory; Nevada Test Site y Savannah River Site, así como otras cuatro instalaciones para residuos de muy baja actividad en Fernald (Ohio); Hanford Site; Idaho National Laboratory y Oak Ridge.

### **Residuos transuránicos (TRU)**

Este tipo de residuos solamente se produce en instalaciones gubernamentales dedicadas a la I+D de Defensa, en la producción y descontaminación y en el reproceso del combustible gastado. Se dividen en dos categorías: los de manejo remoto y los de manejo cercano/manual y su diferencia está en la dosis en superficie del bulto.

La planta piloto WIPP, en Carlsbad (New México), es una instalación construida en una formación salina a más de 600 m de profundidad y que empezó a operar en 1999, después de más de 20 años de estudios y revisiones. En ella se almacenarán este tipo de residuos a lo largo de los próximos 35 años y se esperan recibir unos 170.000 m<sup>3</sup>. Actualmente hay almacenados unos 24.000 m<sup>3</sup> de residuos de manejo cercano.

### **Residuos de la minería de uranio**

Tienen bajas concentraciones de materiales radiactivos de vida larga. La NRC es responsable de planificar y desarrollar los programas de regulación bajo UMTRA, que cubre las actividades y acciones de remedio sobre minas abandonadas de uranio. UMTRA encargó a la EPA la generación de los estándares aplicables para el control de los emplazamientos de las instalaciones de minería de uranio.

## **5.4. Residuos de alta actividad (HLW) y combustible gastado**

### **Estrategias, objetivos e hitos del programa de gestión**

La Nuclear Waste Policy Act (NWPA) de 1982 cubre todo lo relativo a la designación del emplazamiento, la construcción y la operación de un almacén geológico profundo (AGP) para

el combustible gastado y los residuos de alta actividad HLW. Asigna responsabilidades para ese almacén definitivo a tres agencias federales:

- ▶ El DOE, para el desarrollo de las capacidades de almacenamiento definitivo.
- ▶ La EPA, para el desarrollo de los estándares de seguridad y protección radiológica.
- ▶ La NRC, para el establecimiento de las regulaciones que desarrollen los estándares de EPA, decidir si da licencia o no para la construcción, la operación, desmantelamiento y clausura del almacén, así como certificar los contenedores usados para el transporte de los residuos al emplazamiento, una vez obtuviera la licencia.

La enmienda de 1987 de la NWPA indica al DOE que proceda a la caracterización de Yucca Mountain, Nevada, para su potencial uso como AGP de los HLW que se produzcan, tanto en las instalaciones comerciales como en las gubernamentales.

El DOE está planificando el almacenamiento final de su inventario de plutonio sobrante, para cumplir sus compromisos de no proliferación con Rusia, así como para facilitar el cierre de las antiguas instalaciones de fabricación de bombas atómicas.

### **Instalaciones en operación o planificadas**

#### **▶ Almacenes temporales de combustible gastado**

Todas las centrales nucleares almacenan el combustible gastado en instalaciones de almacenamiento licenciadas por la NRC, bien en piscinas o en instalaciones de almacenamiento en seco. En 1990 la NRC actualizó una normativa anterior, postulando que el combustible gastado generado en cualquier reactor puede ser almacenado en condiciones seguras y sin impacto significativo al medio ambiente durante, al menos, 30 años después de terminar su período de licencia. Así, el combustible gastado de un reactor, es almacenado en el propio emplazamiento o fuera de él, hasta que sea licenciado un almacén definitivo. La NRC espera que haya suficiente capacidad de tal tipo de almacén durante los 30 años siguientes a la terminación de los períodos de licencia de las centrales nucleares actuales. En el momento presente, la NRC ha dado licencia a 33 instalaciones de contenedores en seco, a uno en húmedo, a 18 en emplazamientos gubernamentales y a otro en el previsto AGP. En diciembre de 2004, aproximadamente el 13% de todo el combustible gastado generado en reactores comerciales (unas 50.000 t) estaba almacenado en contenedores en seco en instalaciones independientes de las centrales. Cada año se generan entre 1.800 y 2.200 t y se espera para el año 2055 un total de 129.000 toneladas de combustible gastado.

#### **▶ Almacenamiento final del combustible gastado**

El Congreso de USA ha designado el emplazamiento de Yucca Mountain como lugar en el que sea desarrollado un AGP. Está situado en el desierto de Nevada, a 160 km al norte de Las Vegas, y en una formación rocosa de tobas volcánicas. Este AGP tendrá una capacidad de 70.000 t de combustible gastado, hasta que se desarrolle un segundo almacén (63.000 de centrales nucleares comerciales y 7.000 de

instalaciones de defensa). El DOE enviará un informe al Congreso, entre 2007 y 2011, sobre la necesidad de un segundo AGP.

### ► **Tratamiento y almacenamiento temporal de HLW**

Los HLW están almacenados en los cuatro emplazamientos en los que fueron reprocesados:

- En West Valley hay 275 contenedores de vitrificados.
- En Savannah River tienen 140.000 m<sup>3</sup> almacenados en tanques de acero en bóvedas de hormigón, así como 1.712 contenedores de vitrificados (a fecha de septiembre de 2004). El proceso de vitrificación en la planta de tratamiento de defensa continuará hasta su finalización.
- En Hanford Site hay 207.000 m<sup>3</sup> almacenados en 177 tanques. Estos residuos deben ser preparados para el almacenamiento y los tanques estabilizados, para proteger el cercano río Columbia.
- En Idaho National Laboratory hay unos 13.000 m<sup>3</sup> de HLW almacenados en 15 tanques y su preparación para el almacenamiento final se espera termine en 2012.

## **5.5. Principales restricciones e incertidumbres**

La mayor incertidumbre reside en el resultado del proceso de licenciamiento del almacén definitivo (AGP) de Yucca Mountain, que ha sufrido un importante retraso. Sin esta instalación, Estados Unidos no podrá afrontar las necesidades futuras de almacenamiento final de HLW.

En cuanto al programa de recuperación de emplazamientos, la complejidad y el enorme tamaño del mismo lo están haciendo muy caro y difícil de gestionar, tanto en los aspectos técnicos como en los políticos. Las nuevas iniciativas que introducen consideraciones de riesgo pueden ayudar a hacer el programa más eficiente y enfocado hacia las actividades que tengan más impacto en la salud pública.

## **5.6. Necesidades de investigación y desarrollo**

La Oficina del DOE para la Gestión de los Residuos Radiactivos (OCRWM), ha formulado un Programa de Ciencia y Tecnología, orientado a mejorar la seguridad del almacén de Yucca Mountain, que se divide en cinco secciones: término fuente; comportamiento de materiales; absorbentes de radionucléidos; barreras naturales y tecnologías avanzadas. Además, desde hace algunas décadas, se viene realizando un amplio Programa de I+D orientado a separación y transmutación. Entre estos programas cabe destacar el Proyecto ATW (Accelerator Transmutation Water) realizado en el laboratorio de Los Álamos (LANL). En la actualidad se está desarrollando el proceso UREX+, en los laboratorios de Argonne (ANL), para el reproceso de combustibles gastados y separación de U, Pu, actínidos minoritarios y algunos productos de fisión.

## 5.7. Financiación y costes

Las actividades del sector gubernamental son financiadas por un presupuesto anual aprobado por el Congreso de los EE.UU. Para financiar las actividades comerciales, las empresas propietarias proponen un presupuesto global, que anualmente es aprobado por la NRC. Para la financiación del almacén final del combustible gastado y HLW los usuarios pagan una tasa de 0,001 \$ por cada kWh generado por las centrales nucleares.

## 6. Finlandia

### 6.1. Programa nuclear finlandés

Están operativos cuatro reactores nucleares, situados en las dos centrales nucleares de Looivisa y Olkiluoto, con una potencia instalada de 2.656 Mwe y son propiedad de las empresas IVO y TVO respectivamente. Estas centrales nucleares entraron en operación entre 1977 y 1980 y producen el 26% de la electricidad consumida en Finlandia, la cual, a su vez, importa un 20% del consumo total. El Gobierno autorizó la construcción de un nuevo reactor nuclear, en Olkiluoto, de 1.600 Mwe de potencia, cuya entrada en servicio se espera para el 2010.

### 6.2. Gestión de los residuos radiactivos

El combustible gastado se considera residuo de alta actividad. Actualmente en cada una de las dos centrales nucleares existe un almacén final de residuos de media y baja actividad y un almacén temporal de combustible gastado.

El almacén geológico profundo es la solución adoptada para el almacenamiento final del combustible gastado.

Las dos empresas propietarias de las centrales han constituido la empresa POSIVA cuyas responsabilidades básicas son: la selección de emplazamientos potenciales para el almacenamiento final de los residuos de alta actividad, las investigaciones asociadas con dicho proyecto y la construcción y operación del susodicho almacenamiento.

El emplazamiento se decidió en el año 2000, está localizado en Eurajoki (Olkiluoto) y constituido por rocas graníticas. Fue aprobado por el Parlamento en mayo de 2001. La solicitud de la licencia de construcción está prevista para el año 2012 y su entrada en operación para el año 2020.

### 6.3. Instituciones

La organización encargada de la gestión de los residuos radiactivos es Posiva, creada en 1995 por las dos empresas propietarias. La Autoridad Reguladora es STUK, constituida en 1983 por una Ley sobre Energía Nuclear.

### 6.4. Costes

Las empresas TVO y FPH son los responsables de financiar el programa de gestión de los residuos radiactivos. Están obligadas a enviar un plan de gestión, con sus costes, al Ministerio de Comercio e Industria.

El coste estimado para la gestión de los residuos previstos actualmente es de 1.400 millones de euros.

## 7. Otros países: Bélgica, Holanda, Japón y Suiza

### 7.1. Bélgica

#### Programa nuclear

Están operativos siete reactores nucleares, situados en las dos centrales nucleares de Doel (4) y Tihange (3), con una potencia instalada de 5.800 Mwe. Estas centrales nucleares entraron en operación entre 1975 y 1985 y producen el 56% de la electricidad consumida en el país.

El Consejo de Ministros belga del 5 marzo de 2002 aprobó un Borrador de Ley (Draft Bill) para abolir la energía nuclear, estipulando que "Bélgica está suscrita a un escenario, al final del cual la desactivación de las plantas de energía nuclear debe comenzar cuando hayan cumplido los 40 años"

#### Gestión de los residuos radiactivos

El combustible gastado se considera residuo de alta actividad. En base al escenario anteriormente expuesto, para el año 2025 ya se habrán producido todos los residuos de HLW.

Las actividades de I+D en soporte del AGP se desarrollan en el laboratorio subterráneo de Mol en arcillas plásticas.

A partir de 2050 debería comenzar el transporte de los residuos desde el almacenamiento temporal al AGP. Para ello, la decisión de este almacenamiento debe producirse entre 2030 y 2040.

#### Instituciones

La autoridad de seguridad es la Agencia Federal para el Control Nuclear (AFCN), creada en 1994. La gestión de los residuos radiactivos es responsabilidad de ONDRAF-NIRAS, creada por Ley de 8 agosto de 1980.

### 7.2. Holanda

#### Programa nuclear

Holanda dispone de una central nuclear en operación en Borssele, con una potencia de 449 Mwe, que proporciona el 4% de la electricidad consumida en el país y de dos pequeños reactores de experimentación.

Se ha decidido reprocesar el combustible gastado en el extranjero, con el consiguiente retorno posterior de los residuos de HLW vitrificados.

## Gestión de los residuos radiactivos

La estrategia elegida es el almacenamiento temporal centralizado de todos los tipos de residuos, en instalaciones de superficie, durante un período de 100 años.

Está operativo un almacén temporal en Vlissingen-Oost, cerca de la central nuclear de Borssele, con diversas instalaciones para los diferentes tipos de residuos radiactivos. Entre ellas, cabe destacar la instalación HABOG, que es un ATC tipo bóveda, diseñada para almacenar durante 100 años tanto los residuos vitrificados HLW como el combustible gastado de los reactores de investigación así como los residuos de media actividad.

## Instituciones

COVRA es la agencia estatal encargada de la gestión de todos los residuos radiactivos.

### 7.3. Japón

#### Programa nuclear

Tiene 53 reactores nucleares en operación, con una potencia instalada de 45.000 Mwe. En 2005 han contribuido con un 31% a la generación total de electricidad en el país. Está previsto el inicio de la construcción de otros 13 nuevos reactores para el año 2010. Está en construcción una planta de reproceso en Rokkasho - Mura que se prevé entre en operación en 2007.

En Japón, desde comienzos de los años 70 se viene investigando la separación de los radionucléidos de vida larga. Además de la planta de reproceso de Rokkasho-Mura, han desarrollado procesos acuosos y pirometalúrgicos, tanto para la separación de actínidos minoritarios como de algunos productos de fisión. Además, están investigando la fabricación de combustibles y blancos para transmutación, así como el diseño de reactores ADS y FR.

#### Gestión de los residuos radiactivos

Tiene almacén de residuos de media y baja actividad, del tipo cerca de superficie, en Rokkasho desde 1992. La Ley para el desarrollo del almacén de residuos de alta (AGP) se aprobó en junio de 2000. Están en desarrollo dos laboratorios subterráneos:

- ▶ **Laboratorio de Mizunabi:** en roca granítica, a 1.000 m de profundidad. Se espera tenga una duración de 20 años.
- ▶ **Laboratorio de Honorabe:** para estudiar el almacenamiento en roca sedimentaria.

## Instituciones

NUMO es la organización encargada de la gestión de los residuos radiactivos de alta actividad, establecida en el año 2000 y dependiente del Ministerio de Industria (METI).

NISA es la Agencia de Seguridad Nuclear, creada en 2001 y es la responsable de la seguridad de todas las instalaciones nucleares.

NSC es la Comisión de Seguridad Nuclear responsable de la seguridad nuclear.

### **Costes**

RWMC es la institución que administra los fondos para la construcción del AGP.

## **7.4. Suiza**

### **Programa nuclear**

Tienen cinco reactores nucleares en operación, los cuales están situados en cuatro centrales nucleares, con una potencia instalada de unos 3.000 Mwe.

Estas centrales nucleares entraron en operación entre 1969 y 1984 y su producción cubre el 40% de la electricidad producida en Suiza (el 60% restante es de origen hidráulico).

### **Gestión de los residuos radiactivos**

El combustible gastado ha sido reprocesado en Francia y Reino Unido hasta la fecha, pero la nueva ley nuclear, que ha entrado en vigor en 2005, suspende el reproceso en el futuro.

NAGRA/CEDRA tiene en consideración tanto el almacenamiento directo del combustible gastado como el de los residuos HLW del reproceso.

Tanto los residuos de alta como los intermedios deben almacenarse de modo temporal antes del almacenamiento final, el cual no tendrá lugar antes del año 2040.

Mientras tanto, NAGRA/CEDRA debe demostrar la factibilidad técnica de un almacén geológico profundo y ha considerado para ello dos formaciones rocosas, el granito y la arcilla, que investiga en dos laboratorios subterráneos:

- ▶ **Laboratorio de Grimsel:** en operación desde 1983 para I+D y demostración. Situado al sur del país, en un macizo granítico.
- ▶ **Laboratorio de Mont-Terri:** situado al norte del país, en la frontera con Francia, en arcilla, en el que colaboran seis países y creado en 1995. (Ver capítulo 5.8, en el que se desarrollan los laboratorios europeos).

### **Instituciones**

La organización encargada de la gestión de los residuos radiactivos es CEDRA /NAGRA, creada en 1972, entre el Gobierno Federal y la empresas propietarias, es responsable de la realización de los almacenamientos finales, el tratamiento final y el control de todo los tipos de residuos. La empresa ZWILAG, propiedad de las empresas propietarias de las centrales nucleares es la encargada del almacenamiento temporal de todos los residuos radiactivos.

La autoridad reguladora en materia de energía nuclear es DSN/HSK, the Federal Nuclear Safety Inspectorate, que es responsable de la evaluación de seguridad de las centrales nucleares.

El Instituto Paul-Scherrer, es el encargado de la protección radiológica.

## **8. Resumen y conclusiones**

Una vez examinada la situación de detalle en todos estos países, podemos realizar una valoración conjunta y comparada de las estrategias seguidas y de las soluciones que se están dando a los problemas planteados, así como de las instituciones e infraestructuras existentes para poderlo llevar a cabo.

### **Normativa y criterios de seguridad**

En todos los países se aplican los mismos criterios de seguridad para la protección de la salud humana y del medio ambiente. Estos criterios no son otros que los del Organismo Internacional de la Energía Atómica, OIEA, con toda la reglamentación recogida en las guías, normas y prácticas de seguridad que desarrolla y los convenios y convenciones suscritos en su seno. Los países de la Unión Europea también aplican los reglamentos y directivas que emanan del Tratado de EURATOM.

En cuanto a la clasificación de residuos radiactivos, la mayoría de los países siguen la clasificación propuesta por la OIEA, adaptada a las especificidades de cada país, lo que origina una cierta complejidad a la hora de establecer comparaciones.

### **Organización institucional**

Todos los países han establecido una estructura institucional que asegure la separación entre los agentes encargados de la implantación de los programas de gestión de los residuos radiactivos y aquellos otros responsables del control de que esos programas se llevan a cabo siguiendo las normas aplicables.

Las instituciones encargadas del control de las actividades son independientes del Ejecutivo y responden de sus actuaciones ante el Parlamento.

Todos los países han asignado la responsabilidad de los programas de gestión de los residuos radiactivos a uno o varios ministerios del Gobierno, los cuales, en todos los casos, han creado un organismo, agencia, empresa o empresas, como operadores encargados de la realización de las actividades de diseño, construcción y operación de los almacenes.

En todos los países hay una clara división de responsabilidades entre los productores de residuos y los operadores del programa de gestión de los residuos. Éstos son los encargados de definir las condiciones en las que aquéllos deben entregar los residuos para poder ser almacenados.

## Estrategias de gestión

En cuanto a las estrategias seguidas para la gestión de los residuos radiactivos se ve claramente que hay diferentes enfoques entre los países y ello se debe a varios factores, entre los que podemos resaltar, entre otros:

- ▶ La existencia o no de programas de defensa paralelos con el programa de uso comercial de la energía nuclear, desde mediados del siglo pasado. Es el caso de EE.UU, Reino Unido y Francia, con importantes programas militares. Estos países han establecido, en las décadas anteriores, importantes capacidades de reproceso del combustible gastado, que han puesto a disposición de otros países, ofreciendo servicios de reproceso. No obstante, algunos países como Japón, mantienen la opción del reproceso del combustible gastado. Resultado de lo anterior son las distintas situaciones presentes en cuanto a tipos de residuos a almacenar, instalaciones disponibles para almacenamientos temporales, inversiones realizadas para la solución final, nuevas investigaciones en curso, etc.
- ▶ Otro factor clave es la disponibilidad de tecnología nuclear propia y de centros de investigación capaces de llevar a cabo la demostración de la seguridad de las soluciones de almacenamiento propuestas.

### Gestión de los residuos radiactivos de baja y media actividad (RBMA)

En lo referente a los residuos de media y baja actividad (RBMA/ LLW), todos los países estudiados tienen adoptadas soluciones, ya operativas en su mayor parte, para sus almacenes temporales, su acondicionamiento y sus almacenes definitivos. Esto es el resultado de un gran esfuerzo realizado desde hace varias décadas para resolver la situación de un tipo de residuos que se caracterizan por su baja actividad, su vida relativamente corta y unos grandes volúmenes de producción anual.

Los almacenes definitivos adoptados son de dos tipos básicamente: cercanos a superficie o subterráneos, a mayor o menor profundidad.

- ▶ Tienen almacenes cercanos a superficie, en operación, Francia, Reino Unido, EE.UU. Japón y España.
- ▶ Han adoptado la solución de almacenes subterráneos Alemania (profundo), Suecia (a poca profundidad) y Finlandia (a poca profundidad).

El indicador más claro de la experiencia acumulada en los países indicados se refleja en que la cantidad de residuos de tipo RBMA almacenados hasta la fecha en almacenes definitivos supera la cifra de 12 millones de metros cúbicos.

En cuanto a los residuos intermedios (ILW), con contenidos de radionucléidos de vida larga, en muchos casos pueden ser aceptados en los almacenes subterráneos pero no en los cercanos a superficie. En los países con este tipo de instalaciones tendrán como solución, o bien una específica para ellos (por ejemplo WIPP, en sal en EE.UU.), o bien la misma que los residuos de alta actividad.

## Gestión del combustible gastado y residuos de alta actividad

Los residuos de alta actividad (RAA / HLW) constituyen en la actualidad el verdadero reto para todos los países con generación nuclear y es donde se están concentrando mayores esfuerzos para su resolución, tanto desde el punto de vista tecnológico, como financiero o de comunicación y participación de la sociedad.

Algunos países han adoptado el criterio de ciclo cerrado, esto es el reproceso de todo el combustible gastado, y otros siempre han adoptado el ciclo abierto y por tanto consideran el combustible gastado como residuo radiactivo. Hay varios países que reprocesaron en años anteriores y posteriormente han cambiado el criterio.

Entre los de ciclo cerrado están Francia, Reino Unido, Japón y Holanda, los cuales contemplan como residuos de alta actividad los residuos vitrificados procedentes del reproceso del combustible gastado.

El ciclo abierto lo han adoptado, entre otros, Suecia, Finlandia, Alemania, Estados Unidos (para el combustible gastado de centrales comerciales) y España, siendo, por tanto, el combustible gastado el residuo radiactivo de alta actividad (RAA).

En cualquier caso, la mayoría de los países, en general por haber cambiado de estrategia en un momento dado o por las diferentes corrientes de residuos de su programa –como es el caso de Francia–, contemplan almacenes finales mixtos, que están diseñados tanto para el combustible gastado como para los RAA y larga vida.

El desarrollo de nuevos ciclos cerrados basados en reproceso y separación avanzada, con o sin transmutación, están en evaluación y comprobación de su viabilidad técnica, en especial por parte de aquellos países que disponen de capacidad de reproceso de combustible gastado. En cualquier caso, dadas las dificultades que deben ser superadas no es previsible que este tipo de actividades se puedan realizar a nivel industrial antes de la segunda mitad de este siglo.

Independientemente de la opción de ciclo elegida, hasta que los almacenes finales estén operativos es necesario mantener el combustible gastado o los residuos vitrificados en almacenes temporales, en los cuales puedan permanecer, en condiciones seguras, durante bastantes décadas.

Disponen de almacenes temporales para el RAA los países que reprocesan el combustible gastado como Francia, EE.UU. Reino Unido y Japón. (En el caso de Francia y Reino Unido, también disponen de almacenamiento para los residuos de otros países que enviaron determinadas partidas de combustible gastado a reprocesar, pero con fecha fija para su retorno a los países de origen).

También han construido o tienen proyectada su construcción almacenes temporales centralizados para el combustible gastado y HLW en: Alemania (combustible gastado en contenedores en seco); EE.UU. (combustible gastado en contenedores en seco); Suecia (combustible gastado en piscinas); Holanda (RAA en bóvedas); Bélgica; Suiza y España (en proyecto).

Tienen una estrategia complementaria al almacén centralizado mediante almacenes independientes en los emplazamientos de las centrales nucleares: EE.UU, (en seco), Finlandia (piscinas) o España (central nuclear de Trillo, como un caso especial).

En lo relativo al almacenamiento final de los residuos de alta actividad y combustible gastado, todos los países reconocen la necesidad de la solución de un Almacén Geológico Profundo (AGP), incluso en el supuesto en el que la transmutación logre un desarrollo industrial.

Los programas para la elección de los emplazamientos y para la construcción y puesta en operación están en fases de desarrollo muy variadas:

- ▶ Algunos países ya han realizado la elección del emplazamiento (EE.UU., Finlandia) o se encuentran muy próximos a realizarlo (Francia y Suecia);
- ▶ En otros, los programas están en revisión (Alemania, Reino Unido y España);
- ▶ Otros países no han concretado la fecha (Bélgica, Suiza, Japón).

Las fechas objetivo ya previstas para la entrada en operación del almacén, en los países con programas de AGP en fase avanzada de desarrollo, son los siguientes:

- ▶ EE.UU. ....año 2017
- ▶ Finlandia ....año 2020
- ▶ Suecia ....año 2025
- ▶ Francia ....año 2025 (fecha posible, puesta en la Ley de 2006)

Una pieza clave en el diseño del AGP son los laboratorios subterráneos en los que ya se han hecho muchos estudios y se continúan haciendo, sobre el comportamiento de diferentes tipos de rocas frente a la radiactividad y al calor. En ellos se llevan a cabo experimentos de distintos tipos, tanto para el conocimiento geológico, hidrogeológico, geoquímico, etc y la modelización del macizo rocoso, como para el estudio del comportamiento de las barreras de ingeniería y naturales, en condiciones simuladas de residuo; en los más modernos también se ponen a punto los métodos de construcción y de operación de los almacenamientos de los residuos, en las condiciones reales, a profundidad.

Actualmente hay laboratorios que están ubicados en los lugares candidatos a albergar el AGP de su respectivo país y se denominan de tercera generación y otros que son solamente de estudio y experimentación genérica. En la mayoría de los casos están abiertos a la participación de otros países en las investigaciones desarrollada. Los laboratorios situados en emplazamientos candidatos a AGP y el tipo de roca son:

- ▶ En Francia, en la arcilla de Bure.
- ▶ En EE.UU. en las tobas volcánicas de Yucca Mountain.
- ▶ En Finlandia, en el granito de Olkiluoto.

Los laboratorios que están en otros emplazamientos para desarrollo metodológico y estudio de las rocas y experimentación son:

- ▶ En Suecia, en el granito de Aspo.

- ▶ En Suiza, en el granito de Grimsel y en la arcilla de Mont Terri.
- ▶ En Japón, en el granito de Mizunabi y en los estratos sedimentarios de Honorobe.
- ▶ En Francia , en las arcillas de Tournemire.
- ▶ En Alemania, en la sal de Asse.
- ▶ En Bélgica, en las arcillas de Mol.

Como comentario final añadiremos que de todo lo expuesto se puede colegir que cuando las estrategias energéticas de un país son coherentes, están consensuadas por sus representantes políticos en los parlamentos y son transmitidas claramente a la sociedad, ésta las acepta. Como consecuencia, los programas de gestión de los residuos radiactivos son vistos como la parte final de esa estrategia nacional y avanzan, lenta pero decididamente, con la participación de todos, hacia el objetivo de poner en práctica las soluciones requeridas.

## Referencias y fuentes de información

- [KUH-06] K. Kühn. *Radioactive Waste Management in Germany*.
- [GUI-06] R. Guillaumont. *Radwastes management in France. Situation and perspectives*.
- [DUN-06] A. Duncan. *Study of future energy issues: UK situation*.
- [THE-06] C. Thegerström. *Radioactive waste management in Sweden*.
- [REI-06a] J.Reig. *Radioactive waste management in USA*.
- [REI-06b] J.Reig. *Radioactive waste management in Finland*.
- [REI-06c] J.Reig. *Radioactive waste management in Japan*.

# Estado de la cuestión en España. El Plan General de Residuos Radiactivos



## Presentación

En este capítulo, se presenta el estado de la gestión de residuos radiactivos en España. Consta de tres apartados: una introducción, en la que se describe el marco institucional y el papel que juegan los diferentes agentes participantes en la gestión, un segundo apartado en el que, de forma resumida, se presentan las líneas de actuación del sexto PGRR y, por último, los aspectos económico-financieros del mismo. La elaboración, de los apartados 2 y 3 se ha basado, en los contenidos y estrategias del sexto PGRR.

## 1. Introducción

### 1.1. Organización, sistemas y estrategias para la gestión de residuos radiactivos en España

La gestión de los residuos radiactivos en España es competencia de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A. (Enresa), cuyas actividades comenzaron en octubre de 1985. Su constitución se realizó mediante el Real Decreto 1522/1984, en el que se establecían como sus cometidos (Artículo 2º):

- a) Tratar y acondicionar los residuos radiactivos en los casos y circunstancias que se determinen.
- b) Buscar emplazamientos, concebir, construir y operar los centros para el almacenamiento temporal y definitivo de los residuos de alta, baja y media actividad.
- c) Gestionar las operaciones derivadas de la clausura de las instalaciones nucleares y radiactivas.
- d) Establecer sistemas para la recogida, transferencia y transporte de los residuos radiactivos.
- e) Actuar, en caso de emergencias nucleares, como apoyo a los servicios de protección civil, en la forma y circunstancias que se requieran.
- f) Acondicionar de forma definitiva y segura los estériles originados en la minería y fabricación de concentrados, cuando se requiera.

- g) Asegurar la gestión a largo plazo de toda instalación que sirva como almacenamiento de residuos.
- h) Efectuar los estudios técnicos y económico-financieros necesarios que tengan en cuenta los costos diferidos derivados de la gestión de los residuos radiactivos, al objeto de establecer la política económica adecuada.
- i) Cualquier otra actividad necesaria para el desempeño de su objeto social.

En el Artículo 4º del citado Real Decreto se indicaba que Enresa debía elaborar, cada año, una memoria que contuviese, al menos:

- ▶ Las actuaciones del ejercicio anterior.
- ▶ El Plan General de Residuos Radiactivos, que incluirá una revisión de todas las actuaciones necesarias y soluciones técnicas aplicables durante el horizonte temporal de actividad de los residuos radiactivos, comprendiendo el estudio económico-financiero actualizado del coste de dichas actuaciones.

La memoria era elevada, por el ministro de Industria y Energía (MINER) al Gobierno, para su aprobación, en su caso, dándose posteriormente cuenta de la misma a las Cortes Generales.

En la disposición transitoria segunda, el citado Real Decreto 1522/84 establecía que, una vez constituida Enresa, las cantidades recaudadas según la Orden de 12 de mayo de 1983 del MINER, destinadas a la financiación de la segunda parte del ciclo de combustible nuclear, se aplicaran a la financiación de Enresa. Por otra parte el Artículo 8º del Real Decreto 1522/84 establecía el control del MINER y del Ministerio de Economía y Hacienda sobre los activos financieros en que podría materializarse el exceso de ingresos producidos como consecuencia del desfase temporal entre la generación de los recursos de Enresa y la aplicación de sus fondos.

Actualmente las actividades y sistema de financiación de Enresa están ordenados por el Real Decreto 1349/2003 de 31 de octubre y en el Real Decreto Ley 5/2005 de 11 de marzo, de reformas urgentes para el impulso a la productividad y para la mejora de la contratación pública. Más recientemente, la Ley 24/2005 de 18 de noviembre, de reformas para el impulso a la productividad, crea la entidad pública empresarial Enresa de gestión de residuos radiactivos y regula unas tasas por la prestación de sus servicios, cuya recaudación será destinada a dotar el fondo para la financiación de las actividades del Plan General de Residuos Radiactivos.

A lo largo de los veinte años que han transcurrido entre la constitución de Enresa y su transformación en Ente Público Empresarial, se ha ido definiendo y conformando un sistema nacional para llevar a cabo todas las actuaciones necesarias en los distintos campos de la gestión de los residuos radiactivos y clausura de instalaciones, considerando tanto la naturaleza de dichas actuaciones como las capacidades de un conjunto de agentes que operan de manera estructurada, tal como se esquematiza en las **figuras 4.1 y 4.2** que muestran la organización administrativa actual y la futura, tras el inicio de la actividad de Enresa como entidad pública empresarial, y en el que las responsabilidades de los diferentes agentes se pueden sintetizar de la siguiente forma:

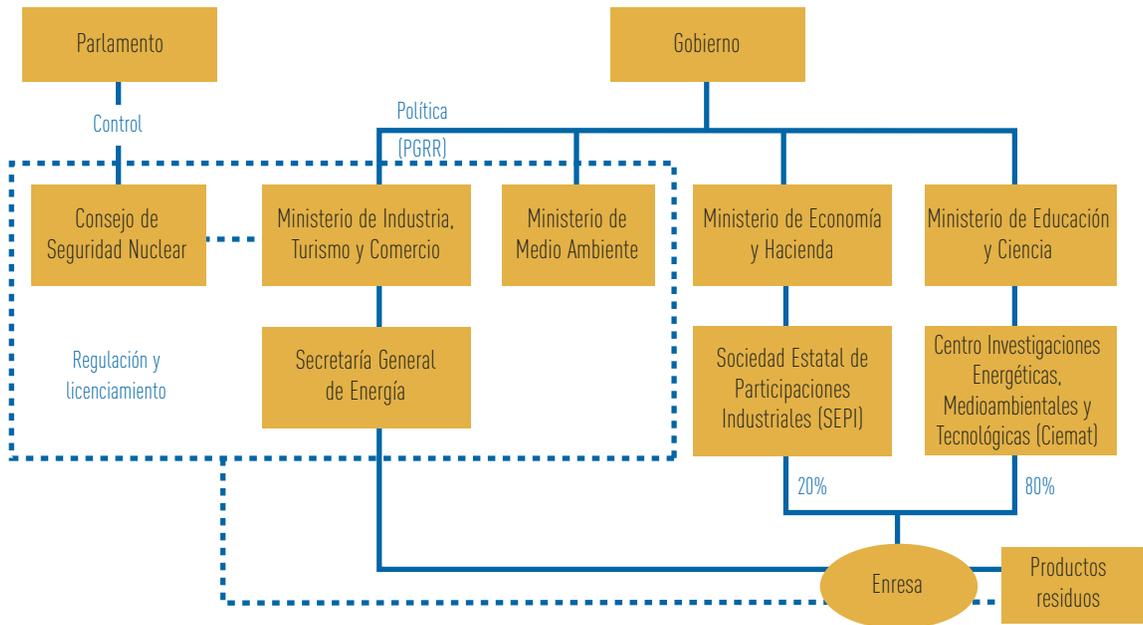


Figura 4.1. Esquema de organización administrativa a junio de 2006.

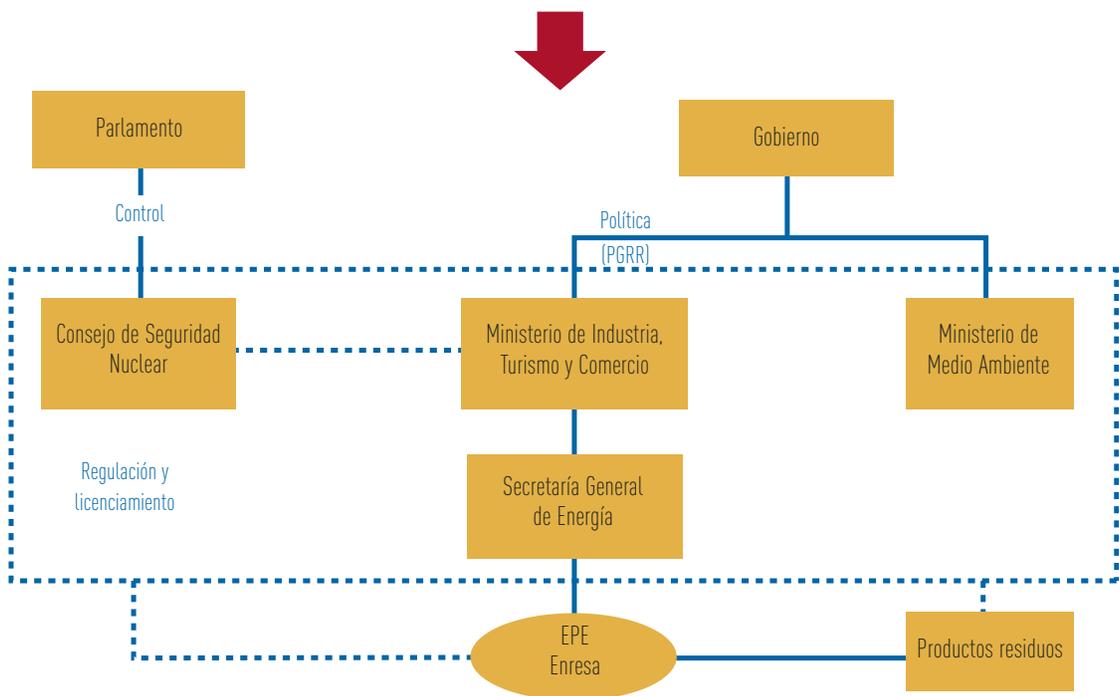


Figura 4.2. Futuro esquema de organización administrativa.

### ► **Administración del Estado**

El Ministerio de Industria, Turismo y Comercio (MITYC), a través de la Secretaría General de Energía y su Dirección General de Política Energética y Minas, tiene la facultad de otorgar licencias, permisos y autorizaciones necesarias a instalaciones nucleares y radiactivas, así como la de elevar al Gobierno, para su aprobación, el Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR), donde se contemplan todas las estrategias y actuaciones a llevar a cabo en esta materia en nuestro país. Tiene, asimismo, la competencia para autorizar el gasto de operaciones especiales y controlar la gestión de Enresa.

También tienen competencias, entre otros, el Ministerio del Medio Ambiente (MIMA), en lo relativo a las declaraciones de impacto ambiental de las instalaciones y actividades que lo precisen, así como las comunidades autónomas, que tienen transferidas ciertas facultades en el caso de las instalaciones radiactivas, y los ayuntamientos en los temas de su competencia, como es la concesión de licencias municipales.

### ► **El Consejo de Seguridad Nuclear (CSN)**

Como organismo único competente en materias de seguridad nuclear y protección radiológica, elabora los preceptivos informes y dictámenes de su competencia y los envía a las autoridades responsables en cada caso, rindiendo cuentas de sus actuaciones al Parlamento.

### ► **Los productores de residuos**

Son los titulares de las instalaciones nucleares y radiactivas que generan los residuos radiactivos, a gestionar por Enresa, existiendo unos contratos entre ambas partes, donde se establecen las relaciones y las respectivas responsabilidades. Como se indicará posteriormente, también pueden existir otras vías de generación (incidentes, fuentes huérfanas,...) de menor importancia.

### ► **Enresa**

Es la entidad autorizada para llevar a cabo la gestión de los residuos radiactivos. Mantiene relaciones administrativas y técnicas con todos los agentes implicados en el sistema necesarios para el desempeño de sus cometidos, entre los que podría citarse al Ciemat, universidades y otros entes de I+D, empresas, etc., sin olvidarse del ámbito internacional.

El modo de funcionamiento general del sistema contempla, pues, toda la normativa aplicable, así como el papel de los agentes, las prácticas operativas y de seguridad, etc., incluyendo el sistema de financiación.

### **Marco normativo y bases del sistema de gestión**

Desde el punto de vista legal, con la promulgación del Real Decreto 1349/2003 de 31 de octubre, sobre ordenación de las actividades de Enresa y su financiación, se reagrupó en un único texto toda la normativa aplicable a la gestión de los residuos radiactivos y al desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares y radiactivas. Este Real Decreto adaptó sus preceptos a la realidad del momento e incluyó en su articulado otras disposiciones contenidas en diversas leyes relativas a la referida materia objeto de regulación, todo ello con el fin de facilitar su conocimiento y aplicación.

Las leyes a las que se hace referencia en dicho Real Decreto son la Ley 13/1996 de 30 de diciembre, de Medidas Fiscales, Administrativas y del Orden Social, en lo relativo a la financiación de los costes derivados de la retirada y gestión de los cabezales de pararrayos radiactivos (Artículo 172), la Ley 14/1999 de 4 de mayo, de Tasas y Precios Públicos por servicios prestados al CSN, sobre la posible financiación de la gestión de residuos radiactivos generados en determinados supuestos excepcionales (disposición adicional segunda) y la Ley 24/2001, de 27 de diciembre, de Medidas Fiscales Administrativas y del Orden Social, en lo relativo al Fondo para la financiación de las actividades del PGRR (disposición adicional decimocuarta).

Posteriormente, el Real Decreto Ley 5/2005 de 11 de marzo, de reformas urgentes para el impulso a la productividad y para la mejora de la contratación pública, da nueva redacción (Art. 25º) a la disposición adicional sexta de la Ley 54/1997, de 27 de noviembre, del Sector Eléctrico, relativa al Fondo para la financiación de las actividades del PGRR, en el sentido de sustituir el sistema de financiación con cargo a la tarifa eléctrica de los costes de la gestión de los residuos radiactivos y combustible gastado de las centrales nucleares y de su desmantelamiento y clausura, por un sistema en el que los titulares de las explotaciones sean quienes se hagan cargo de dicha financiación a partir del 1 de abril de 2005. También se establece en este Real Decreto Ley que el Estado asumirá la titularidad de los residuos radiactivos, una vez se haya procedido a su almacenamiento definitivo, así como la vigilancia que, en su caso, pudiera requerirse tras la clausura de una instalación nuclear o radiactiva, una vez haya transcurrido el período de tiempo que se establezca en la correspondiente declaración de clausura.

Más recientemente, la Ley 24/2005 de 18 de noviembre de Reformas para el Impulso a la Productividad, en su artículo octavo crea la entidad pública empresarial Enresa de gestión de residuos radiactivos y regula unas tasas por la prestación de sus servicios, cuya recaudación será destinada a dotar el fondo para la financiación de las actividades del PGRR. En este último nuevo texto legal, Enresa, que hasta la fecha ha sido una sociedad anónima estatal, se transforma en una entidad pública empresarial (EPE), titular de un servicio público esencial como es la gestión de los residuos radiactivos, incluido el combustible gastado de las centrales nucleares y el desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares y radiactivas. Asimismo, se consagra el sistema de internalización de costes de manera que la EPE Enresa administra las tasas giradas contra los productores de residuos radiactivos. Hasta la constitución efectiva de la EPE, que tendrá lugar mediante la entrada en vigor de su Estatuto, el cual será aprobado por Real Decreto, Enresa como sociedad anónima, continuará cumpliendo con lo dispuesto en el Real Decreto 1349/2003 de 31 de octubre, sobre ordenación de sus actividades y financiación.

De especial relevancia es el Real Decreto 775/2006, de 23 de junio, que crea una Comisión Interministerial, que actuará con el apoyo de un Comité Asesor Técnico, con la finalidad de establecer los criterios que debe cumplir el emplazamiento del ATC y elaborar, para su elevación al Gobierno, una propuesta de posibles emplazamientos candidatos.

Otras normas relacionadas con las anteriormente citadas son la Ley 25/1964, de 19 de abril, sobre Energía Nuclear, y la Ley 15/1980, de 25 de abril, de Creación del CSN, así como los correspondientes decretos, órdenes y otras disposiciones que las desarrollan.

Sobre esta base normativa se han articulado y desarrollado toda una serie de relaciones, funciones y responsabilidades de los distintos agentes implicados en el sistema, que podrían resumirse en los siguientes puntos.

- ▶ A las autoridades les corresponde establecer el marco normativo; definir el papel de los diversos agentes implicados y los modos en que se relacionan entre ellos; también establecer las condiciones básicas de seguridad y de operatividad a cumplir y garantizar la aplicación del sistema, incluidos los mecanismos de financiación.
- ▶ Corresponde al Gobierno establecer la política sobre gestión de residuos radiactivos y desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares y radiactivas en España, mediante la aprobación del PGRR, que le será elevado por el MITYC y del que dará cuenta posteriormente a las Cortes Generales.
- ▶ El PGRR es el documento oficial, que Enresa elabora y envía al MITYC cada cuatro años o cuando dicho Ministerio lo requiera, en el que se contemplan las estrategias, actuaciones necesarias y soluciones técnicas a desarrollar en el corto, medio y largo plazo, encaminadas a la adecuada gestión de los residuos radiactivos, al desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares y radiactivas y al resto de actividades relacionadas con las anteriores, incluyendo las previsiones económicas y financieras para llevarlas a cabo.
- ▶ A Enresa le corresponde elevar a las autoridades las propuestas necesarias para la definición de los planes, proyectos y actividades nacionales necesarias para esta gestión, y además promover las acciones necesarias para su optimización. También debe definir el modo operativo del sistema y las condiciones a cumplir para la recepción y aceptación de los residuos, así como para la clausura y desmantelamiento de instalaciones. Finalmente, debe facilitar información a la sociedad.
- ▶ A los productores les corresponde acondicionar los residuos que han generado para su retirada por Enresa en la forma establecida en los contratos correspondientes, participar en los planes de clausura y desmantelamiento de sus instalaciones, y contribuir a la optimización y mejora del sistema de gestión adoptado, así como hacer frente a los costes de gestión correspondientes de Enresa, de acuerdo con los sistemas de financiación establecidos.

### **Convención Conjunta**

En junio de 2001, auspiciada por el OIEA, entró en vigor la Convención Conjunta sobre la Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y la Seguridad en la Gestión de los Residuos Radiactivos. Esta Convención, de carácter básicamente incentivador, cuyo objetivo es conseguir y mantener un alto nivel de seguridad en dicha gestión, incluyendo la disposición final del combustible gastado y de los residuos radiactivos en el mundo, constituye el tratado internacional de mayor rango relacionado con la gestión de los residuos radiactivos. España, siendo parte contratante, está obligada al cumplimiento de las obligaciones derivadas de la misma, informando al menos cada tres años sobre la política y las prácticas de gestión, indicando el marco legal y regulatorio en el que se basan, así como la adecuación de los recursos humanos y financieros con los que se cuenta.

La Convención Conjunta incide en las medidas para asegurar que en todas las etapas de la gestión, incluyendo la disposición final, se proteja adecuadamente a las personas, la sociedad y al medio ambiente contra los riesgos radiológicos. Estas medidas abarcan desde el

establecimiento de procedimientos para la selección de emplazamientos, al diseño y construcción de las instalaciones, a la evaluación sistemática de la seguridad y la evaluación ambiental antes de la construcción cubriendo el período operacional y posterior al cierre, a la operación y a las medidas institucionales tras el cierre. Además, los países firmantes se obligan a mantener un seguimiento continuo y análisis de los programas de gestión de residuos radiactivos llevados a cabo en el seno de los organismos internacionales, tanto en lo que se refiere a posibles desarrollos normativos o reglamentarios (UE, OIEA) como a proyectos de investigación y desarrollo (UE, AEN/OCDE).

## **Evolución y estado actual del sistema de gestión**

Desde el año 1984, en que se autorizó por Real Decreto la constitución de Enresa, hasta el momento presente han transcurrido más de 20 años, durante los cuales se ha dado un impulso muy importante a la gestión de los residuos radiactivos en nuestro país.

El Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR) es el documento básico de planificación en el que se recogen las estrategias y actuaciones a llevar a cabo en España en los distintos campos de la gestión de los residuos radiactivos y desmantelamiento de instalaciones, junto con los correspondientes estudios económico-financieros. Los PGRR anteriores fueron aprobados en los años 1987, 1989, 1991, 1994 y 1999.

El sexto PGRR, aprobado en el Consejo de Ministros celebrado el 23 de junio de 2006, sustituye al quinto PGRR, aprobado en julio de 1999, y constituye una revisión formal del mismo, de acuerdo con lo establecido en el Real Decreto 1349/2003 de 31 de octubre, sobre ordenación de las actividades de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A (Enresa) y su financiación.

En el sexto PGRR se contemplan los cambios habidos durante dicho período de tiempo, actualizándose en unos casos y modificándose en otros, las actuaciones necesarias y las soluciones técnicas, así como las previsiones económico-financieras, cuyo horizonte temporal se prolonga hasta el año 2070.

### **1.2. Enresa como entidad pública empresarial: incidencia en las responsabilidades y la financiación**

La Ley 14/2005 no supone, prácticamente, modificaciones en las funciones de Enresa –las principales son las que explicitan su obligación de adoptar medidas de seguridad en el transporte de residuos radiactivos y de establecer los planes de investigación y desarrollo necesarios para el desarrollo de sus funciones– actividades que venía realizando *de facto*. Por el contrario, sí modifica sustancialmente algunos aspectos organizativos y de financiación de la gestión de residuos radiactivos:

- ▶ Explicita que la gestión de los residuos radiactivos, incluido el combustible gastado y el desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares y radiactivas, es un servicio público esencial que se reserva, según el artículo 182.2 de la Constitución a la titularidad del Estado (artículo 8.1.1).
- ▶ Crea la entidad pública empresarial Enresa, y la adscribe al Ministerio de Industria Turismo y Comercio (MITYC) a través de la Secretaría General de la Energía (artículo 8.1.2).

- ▶ Mantiene los principios de seguridad, rentabilidad y liquidez en la gestión del fondo para la financiación de las actividades del PGRR, pero permite que su gestión sea encomendada por Enresa a un tercero, tras informe favorable del Comité Seguimiento y Control del Fondo –de nueva creación– y previa autorización del Gobierno. Se explicitan su composición y funciones. [artículos. 8.1.8 y 8.1.9].
- ▶ Establece el criterio de que las comunidades autónomas deben ser oídas antes de la elevación del PGRR, al Gobierno, para su aprobación [artículo 8.1.10].
- ▶ Establece una periodicidad de cuatro años para las revisiones del PGRR (o cuando el Ministerio lo requiera) [artículo 8.1.11].
- ▶ Indica [artículo 8.1.17] el sistema de cálculo de las tasas a aplicar por la prestación de sus servicios.
- ▶ Declara [artículo 8.1.18] de utilidad pública, a efectos de expropiación forzosa, las instalaciones necesarias para el cumplimiento de los fines que son propios de Enresa; siendo el MITYC quien ejercerá las facultades de expropiación.
- ▶ Por último, el artículo 8.2 modifica el apartado 1 de la disposición adicional sexta de la Ley 54/1997 de 27 de noviembre, del Sector Eléctrico (fondo para la financiación de las actividades del PGRR) que queda redactado del siguiente modo:

*“Las cantidades recaudadas por las tasas..., así como cualquier otra financiación de los costes de los trabajos correspondientes a la gestión de los residuos radiactivos y del combustible gastado, y al desmantelamiento y clausura de instalaciones, incluidos los rendimientos financieros generados por ellas, se destinará a dotar una provisión, teniendo dicha dotación la consideración de partida deducible en el Impuesto de Sociedades.*

*Las cantidades recogidas en la provisión antes mencionada, sólo podrán ser invertidas en gastos, trabajos, proyectos e inmovilizaciones derivados de actuaciones previstas en el PGRR aprobado por el Gobierno”*

## 2. Líneas de actuación

### 2.1. Gestión de residuos de muy baja, baja y media actividad (RBMA)

#### Análisis de la situación nacional

Como ya se ha indicado en el capítulo 1, en España se producen RBMA en diferentes actividades e instalaciones (nucleares y radiactivas) reglamentadas que usan sustancias nucleares o materiales radiactivos.

También pueden producirse fuera del sistema reglamentado por la normativa nuclear o radiactiva específica. En este caso, el sistema regulador español tiene en vigor mecanismos para recuperar tal control y garantizar la gestión segura de este tipo de materiales cuando

aparecen, pudiendo afirmarse que se dispone de uno de los sistemas más operativos que se conocen a nivel mundial en esta materia.

España tiene resuelta de forma global la gestión de los RBMA. Se dispone de un sistema completo e integral de gestión, que está dotado de las capacidades necesarias y que está configurado en base a las actuaciones de un conjunto de agentes bien identificados, que operan de forma estructurada. El modo de funcionamiento del sistema está bien establecido, tanto en sus aspectos normativos, como en las prácticas operativas de funcionamiento que se han definido para su aplicación.

Dentro de ese sistema, las instalaciones nucleares disponen de capacidades de tratamiento de residuos preparadas para acondicionarlos de acuerdo con las especificaciones de aceptación de Enresa para la instalación de El Cabril. En el resto de los casos, los productores entregan a Enresa sus residuos en una forma acordada, y es ésta quien realiza mayoritariamente las tareas de acondicionamiento necesarias.

Los servicios de gestión de residuos radiactivos que presta Enresa los explotadores de instalaciones nucleares y radiactivas se rigen por contratos, basados en los correspondientes contratos tipo que deben ser aprobados por el MITYC.

El centro de almacenamiento de El Cabril en la provincia de Córdoba (ver figuras 4.3 y 4.4), es parte esencial del sistema nacional de gestión de los RBMA y constituye el eje del mismo. Tiene como objetivo fundamental el almacenamiento definitivo de este tipo de residuos en forma sólida, aunque también cuenta con diversas capacidades tecnológicas, incluyendo instalaciones de tratamiento y acondicionamiento donde se procesan los residuos procedentes de las instalaciones radiactivas, así como los resultantes de intervenciones en instalaciones no reglamentadas. Igualmente se realizan algunos tratamientos complementarios sobre residuos de instalaciones nucleares. El Centro de El Cabril dispone, además, de laboratorios de caracterización y verificación de los residuos, que son la base para la realización de los ensayos previstos para la aceptación de los diferentes tipos de residuos, así como para la verificación de sus características. El centro dispone, además, de capacidades de almacenamiento temporal, y de los talleres, laboratorios y sistemas auxiliares necesarios para su funcionamiento.

El sistema nacional integral ofrece la solidez y operatividad necesarias para garantizar la gestión segura de los RBMA, a la vez que es suficientemente flexible, en si mismo, para permitir su optimización. Estas características han sido puestas en práctica y han resultado reforzadas con la experiencia acumulada en el desmantelamiento de instalaciones del ciclo del combustible y de la central nuclear Vandellós I; con la ocurrencia de incidentes en la industria "no reglamentada" (especialmente en la del metal), y con la necesidad de responder a nuevas demandas de la normativa (caso de los detectores iónicos de humo DIH's), que han podido ser asumidas por el sistema y que han ofrecido un acicate y unos argumentos para su optimización futura.

### **Líneas estratégicas de acción**

La experiencia acumulada en España en la gestión de RBMA, ha permitido también identificar las áreas de mejora y definir las actuaciones más idóneas para poder acometer su optimización, actuando sobre aquellos elementos del sistema que son más necesarios en el momento actual o que producen el mayor incremento en su operatividad.

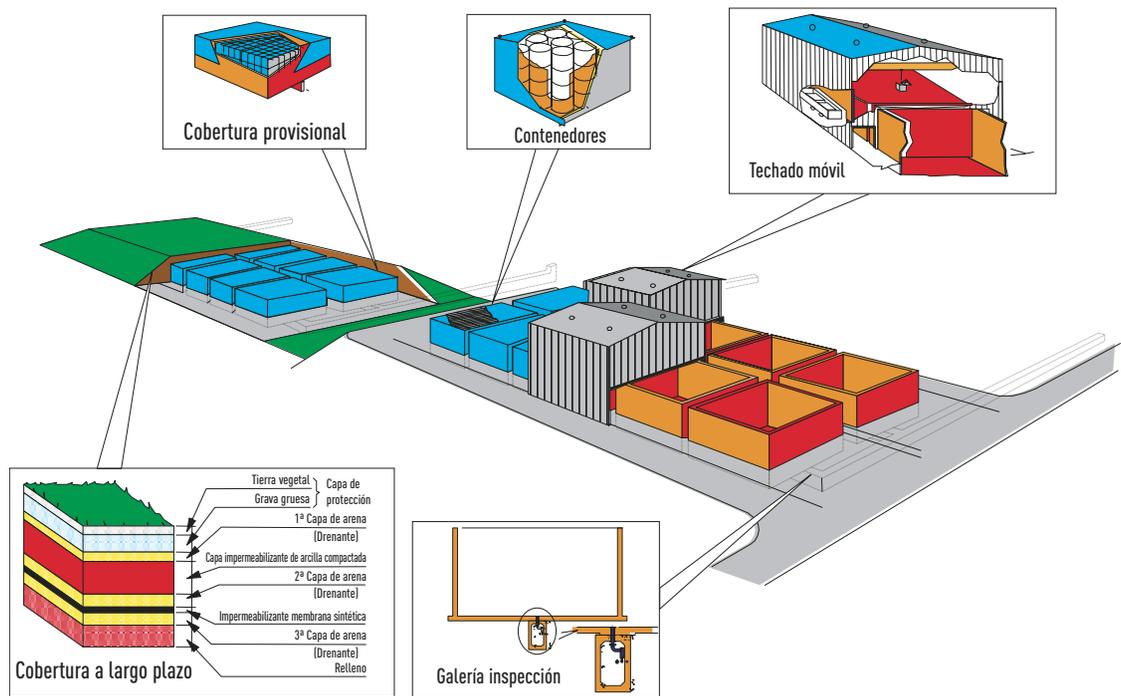


Figura 4.3. El Cabril. Representación esquemática del sistema de almacenamiento (Enresa).



Figura 4.4. El Cabril. Vista aérea de las plataformas de almacenamiento.

El primer objetivo consiste en la continuación de la operación normal de la gestión integral de los residuos, incluyendo el control, la aceptación, la retirada y el transporte hasta el Cabril de los residuos de baja y media actividad, así como el funcionamiento de esta instalación en condiciones de seguridad para los trabajadores, el público y el medio ambiente.

Tras los esfuerzos de los últimos años, cuyo ejemplo más representativo ha sido la reducción a menos de un tercio del volumen de RBMA a gestionar, tanto de las centrales nucleares como de las instalaciones radiactivas, de cara al futuro se prevé su continuación y reforzamiento en coordinación con los productores y un esfuerzo de innovación e investigación en el desarrollo de técnicas de tratamiento que conlleven la reducción del volumen de residuos así como el desarrollo complementario de técnicas de descontaminación y medida.

Igualmente debe mencionarse la reciente entrada en operación de los sistemas implantados en El Cabril para el tratamiento de residuos de áridos contaminados, básicamente los generados en incidentes de la industria del metal, mediante su inmovilización dentro de los contenedores en los que se suelen reacondicionar los bidones recibidos de las instalaciones nucleares.

El futuro desmantelamiento de las centrales nucleares, así como la ocurrencia de los incidentes mencionados en la industria metalúrgica, hace prever la existencia futura de volúmenes importantes de residuos radiactivos con un contenido en radiactividad muy bajo, para los que la utilización de la capacidad existente en las celdas de hormigón construidas en El Cabril, diseñadas para residuos de mayor actividad, puede resultar inapropiado. Para ello se ha realizado el proyecto de construcción, como parte de la Instalación de El Cabril, de una instalación complementaria específica para este grupo de residuos, actualmente en construcción (figura 4.5), siguiendo las indicaciones recibidas del Congreso de los Diputados y de la Administración, cuya puesta en marcha se prevé en el año 2007, una vez otorgadas las correspondientes autorizaciones.

Procede asimismo mantener las líneas de mejora del conocimiento de los residuos y de la evaluación de la seguridad del sistema de almacenamiento, en línea también con los requisitos impuestos por las autoridades. En cuanto a la mejora de las capacidades de El Cabril y de la disponibilidad de medios para hacer frente a situaciones futuras, se destaca la próxima operación del nuevo Edificio Auxiliar de Acondicionamiento, proyectado de modo que sea posible implantar técnicas de caracterización y de descontaminación de RBMA o nuevos sistemas de tratamiento de residuos que pudieran ser necesarios en el futuro, entre los que cabría señalar los relativos a la gestión de los detectores de humo, que Enresa deba retirar en cumplimiento de la normativa más reciente sobre el tema.



Figura 4.5. El Cabril. Vista de la zona prevista para la construcción de la primera celda para almacenamiento de RBMA antes y durante la construcción.

## 2.2. Gestión del combustible gastado y residuos de alta actividad (RAA)

### ► Análisis de la situación nacional

En España se optó inicialmente por reprocesar el combustible gastado de las centrales Vandellós I, José Cabrera y Santa M<sup>a</sup> de Garoña. Esta práctica se interrumpió en 1982, salvo para la primera de estas centrales, que dejó de operar en el año 1989 y cuyo combustible hubo de reprocesarse, por razones técnicas, en su totalidad. Como consecuencia de los compromisos derivados de los diferentes contratos de reprocesado, deberán retornar a España diversos residuos de media y alta actividad resultantes del reprocesado del combustible de la central nuclear Vandellós I en las instalaciones de COGEMA en Francia y los materiales energéticos (uranio y plutonio) recuperados en el reprocesado del combustible de la central nuclear Santa M<sup>a</sup> de Garoña en las instalaciones de BNFL en el Reino Unido.

Todos estos materiales se encuentran actualmente almacenados en Francia (residuos de la centrales nucleares Vandellós I) y en el Reino Unido (materiales de la central nuclear Santa M<sup>a</sup> de Garoña). En el primer caso, los compromisos contractuales contemplan que deben volver a España entre los años 2010 y 2015, existiendo fuertes penalizaciones económicas si el primer transporte, que deberá ser de residuos vitrificados de alta actividad, no tiene lugar antes del 31 de diciembre de 2010. En el segundo caso, los contratos actuales de almacenamiento cubren hasta el año 2011 para el U y 2008 para el Pu, materiales para los cuales se tratarían de buscar soluciones alternativas a las de su almacenamiento.

Salvo las excepciones citadas anteriormente, todo el combustible gastado de las centrales de agua ligera que se ha generado en el parque nuclear español se viene almacenando en las piscinas de las correspondientes centrales. Ante la saturación prevista de la capacidad de éstas, a lo largo de la década de los noventa, se acometió la progresiva sustitución de los bastidores originales por otros más compactos, lo que ha permitido, en la mayoría de los casos, diferir notablemente en el tiempo la necesidad de dotar al sistema español de una capacidad de almacenamiento de combustible gastado adicional a la de las propias piscinas.

Un caso singular es el de la central nuclear Trillo en la que, pese a sustituir también sus bastidores y por características intrínsecas al diseño de la central, agotaba su capacidad de almacenamiento en el año 2003 (preservando la capacidad de descarga del núcleo completo). Se adoptó en este caso la solución de ampliar la capacidad de almacenar su combustible gastado en contenedores metálicos, que se alojan en un almacén construido en el propio emplazamiento de la central, el cual se encuentra operativo desde el año 2002 y en el que, a finales de 2005, hay almacenadas 98,3 tU en 10 contenedores metálicos (DPT), diseñados, licenciados y construidos en España, que también están homologados para el transporte del combustible gastado (ver [figura 4.6](#)).

Durante los próximos años las necesidades de almacenamiento temporal adicional de combustible gastado, vienen dictadas por la central nuclear José Cabrera (descarga de 100 tU a un almacén temporal para permitir el inicio del desmantelamiento de esta central hacia el año 2009), y por la saturación de las piscinas de varias centrales (Ascó y Cofrentes) que se producirá a partir de finales de la presente década.

En cuanto a los residuos distintos del combustible irradiado, cuya gestión final no está prevista en las instalaciones de El Cabril, éstos se vienen almacenando normalmente de forma



Figura 4.6. Almacén de la central nuclear de Trillo (finales 2005).

temporal en las propias instalaciones de producción e incluso en instalaciones en el extranjero (residuos del reprocesado de las centrales nucleares mencionadas).

Concretamente, habrá que gestionar en España a lo largo de los próximos años los residuos de alta y media actividad ya mencionados, provenientes del reprocesado del combustible de la central nuclear Vandellós I, un conjunto de residuos del desmantelamiento de la central nuclear José Cabrera y de otras instalaciones nucleares, pequeños volúmenes de residuos generados fuera de las instalaciones o de las actividades del ciclo del combustible nuclear y los que pudieran haberse generado en situaciones o actividades no reglamentadas.

De lo expuesto anteriormente cabe concluir que en los próximos años se deberá disponer de capacidad de almacenamiento temporal complementaria suficiente, convergiendo la mayor parte de estas necesidades entorno al período 2009–2014.

Respecto a la gestión final, hay que indicar que en España se ha trabajado desde 1985 en la opción del almacenamiento definitivo en profundidad, en cuatro direcciones básicas:

- Plan de Búsqueda de Emplazamientos (PBE), que se paralizó en 1996, y del que se ha recopilado la información suficiente para asegurar 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, con una amplia distribución geográfica.

- ▶ Realización de diseños conceptuales de una instalación de almacenamiento definitiva en cada una de las litologías indicadas, buscando la máxima convergencia (puntos comunes) entre ellos.
- ▶ Desarrollo de los ejercicios de Evaluación de la Seguridad de los 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, 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.
- ▶ Los planes de I+D que han ido evolucionado, adaptándose al programa de gestión de CG/RAA de España. Estos planes han permitido adquirir conocimientos técnicos y formar unos equipos de trabajo nacionales en el desarrollo de la opción del almacenamiento definitivo participando en proyectos de investigación internacionales y en proyectos de demostración en laboratorios subterráneos extranjeros.

A lo largo de los últimos años también se ha realizado un esfuerzo importante en investigar la opción separación y transmutación (S+T) en sus distintas versiones, si bien la envergadura de dichos programas y la ausencia de instalaciones adecuadas en el país para desarrollar los programas de investigación específicos necesarios, hace imprescindible la participación en el contexto internacional, donde destacan los programas marco de la Unión Europea, con proyectos encaminados a demostrar su viabilidad real y los programas de la AEN/OCDE.

### ▶ Líneas estratégicas de acción

La estrategia básica española en este campo está centrada en el almacenamiento temporal del combustible gastado y RAA en base a un sistema en seco que garantice su seguridad y la protección de las personas y del medio ambiente durante los periodos de tiempo necesarios para proceder a su gestión definitiva o a muy largo plazo. Específicamente, la solución propuesta, en virtud de los análisis efectuados desde los puntos de vista técnico, estratégico y económico, está basada en disponer de un Almacén Temporal Centralizado (ATC) tipo bóvedas (ver [figura 4.7](#)) en el entorno del año 2010, cuyo período operativo sería del orden de unos 60 años. A efectos de planificación y cálculos económicos, se ha supuesto que hacia el año 2050 podría ponerse en marcha una instalación de almacenamiento definitivo, donde se ubicaría dicho combustible gastado, los RAA y aquellos otros residuos de media actividad que no pueden ir a las instalaciones de El Cabril.

Así pues, el ATC constituye el objetivo básico prioritario para los próximos años, cuya consecución aportaría al sistema español la solidez necesaria y el tiempo suficiente para adoptar en su momento las decisiones más adecuadas respecto a la gestión final del combustible irradiado y RAA, en base a la propia experiencia adquirida y la evolución de este tema en otros países del mundo.

La disponibilidad de un ATC antes del año 2011 requiere el establecimiento de mecanismos de información y participación que faciliten la obtención del consenso político y social necesarios para decidir su ubicación. El sexto PGRR considera que el proceso de debate y de toma de decisiones no debería diferirse más allá del año 2006 ya que en caso de sobrepasar esta fecha tendrían que desarrollarse los proyectos e implantar soluciones alternativas a medida que se saturan las capacidades actuales, teniendo que almacenar *in situ* las cantidades necesarias hasta la disponibilidad de un ATC, con el consiguiente encarecimiento del sistema global de gestión.

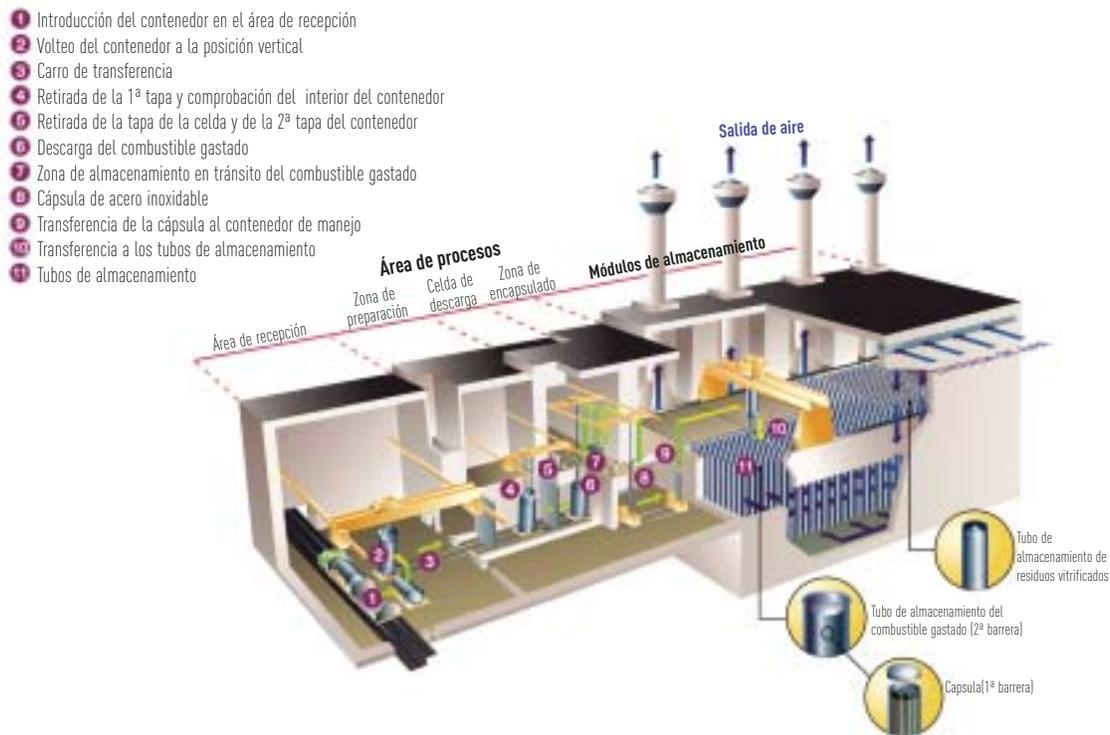


Figura 4.7. Esquema conceptual del ATC. Bóvedas.

En este sentido, a corto-medio plazo, Enresa, de acuerdo con el sexto PGRR deberá emprender las siguientes actuaciones, una vez obtenida (julio de 2006) del CSN la aprobación del diseño genérico de las instalaciones del ATC:

- ▶ Consolidación y adecuación de las bases de diseño de la instalación.
- ▶ Consolidación y aplicación de una metodología para la búsqueda de soluciones reales y posibles para proyectos de difícil aceptación social, adaptada a las características de la instalación ATC, que debería conducir a la obtención de un emplazamiento con la debida aceptación social que contribuya plenamente a su éxito y futura gobernabilidad a largo plazo.
- ▶ Desarrollo del proyecto de detalle, licenciamiento, construcción y puesta en marcha de la instalación ATC en los plazos establecidos.

El segundo de estos mandatos viene apoyado por el Real Decreto 775/2006, de 23 de junio, que crea una Comisión Interministerial, que actuará con el apoyo de un Comité Asesor Técnico, con la finalidad de elaborar una propuesta de emplazamientos candidatos a albergar las instalaciones del ATC. Entre sus cometidos se incluye la definición de los criterios básicos que debe cumplir un emplazamiento para poder albergar la instalación del ATC y su centro

tecnológico asociado, facilitar la información necesaria a todas las corporaciones municipales y entidades que pudieran estar interesadas en conocer con mayor profundidad el proyecto y realizar una convocatoria pública a la que podrán acceder, con carácter voluntario, aquellos municipios que quieran optar a ser candidatos para el emplazamiento. Se pretende, de este modo, que el proceso de toma de decisiones sobre el emplazamiento del ATC sea respetuoso con los principios de publicidad, concurrencia y transparencia. Tras la apertura de un periodo de información pública de dos meses de duración, realizado mediante anuncios en todos los diarios nacionales el 27 de julio de 2006, y, a solicitud de algunas entidades que han mostrado interés en disponer de más plazo para el análisis de la información, la Comisión Interministerial consideró que el proceso de información debía mantenerse abierto hasta finales de febrero de 2007.

Asimismo, se han previsto alternativas a través de soluciones de almacenamiento individualizado que, en su caso, pudieran ser necesarias. Es conveniente considerar, no obstante, que la repetición excesiva de soluciones individualizadas invalida *de facto* la solución integral del ATC, reduciendo sucesivamente las ventajas de ésta en términos de seguridad, sencillez y economía, contrarestandas, sin embargo, en parte, por la disminución de los transportes de combustible gastado.

En relación con la gestión final, a la luz del nuevo marco temporal, que retrasaría 15 años, a efectos de cálculos económicos y planificación, las previsiones del quinto PGRR; se reducirán significativamente las actividades contempladas en planes anteriores, limitándose éstas, fundamentalmente, a la consolidación y actualización del conocimiento adquirido, aprovechando los desarrollos internacionales en la materia. En este sentido, las actividades para los próximos años serán las siguientes:

- ▶ Se elaborarán documentos de síntesis de la información adquirida hasta la fecha, no reanudándose las actividades de búsqueda de emplazamientos.
- ▶ Se consolidarán los diseños genéricos para cada roca hospedante.
- ▶ Se revisarán los correspondientes ejercicios de evaluación de la seguridad, para actualizarlos de acuerdo con los progresos en los programas de I+D y en consonancia con los diseños revisados y los proyectos internacionales.

En paralelo se profundizará en el análisis y conocimiento de otras tecnologías, como es la separación-transmutación ya comentada, en estrecha colaboración con los avances y proyectos internacionales que se acometan en este campo, con una dimensión y alcance acordes con las capacidades de investigación existentes en el país

Para poder acometer las iniciativas necesarias que en su momento dieran soporte al proceso de toma de decisiones, Enresa presentará al MITYC, a lo largo de los próximos años, los siguientes informes:

- ▶ Informe sobre opciones de gestión que contemple las distintas alternativas consideradas en el ámbito internacional y su adaptación al caso español, incluyendo un programa de desarrollo de cada una de las opciones.
- ▶ Informe sobre la viabilidad de las nuevas tecnologías, en particular las posibilidades de la separación y transmutación.

- Proyectos básicos genéricos en los que se compendie el nivel de conocimientos adquirido en relación al almacenamiento definitivo.

Asimismo, y con el objeto de poder analizar los posibles procesos de concertación y potenciales mecanismos de participación ciudadana que faciliten el debate necesario en la sociedad, Enresa elaborará un informe que recoja las experiencias que sobre los procesos de toma de decisiones en relación con la gestión definitiva de combustible gastado y RAA han tenido lugar en países con una problemática similar a la de España. Dicho informe incluirá las iniciativas legislativas, los procedimientos de asignación de emplazamientos y los métodos de participación de las distintas partes involucradas en el proceso, así como la situación actual de los respectivos programas.

Dicha información servirá de base para el análisis y formulación de posibles iniciativas parlamentarias que puedan facilitar el proceso de toma de decisiones y la definición del marco de participación más adecuado.

En paralelo con todo lo anterior, las actividades de I+D se plantearán y desarrollarán según las premisas, criterios y objetivos que serán analizados en el apartado 4.2.5.

### **2.3. Clausura de instalaciones**

#### **Análisis de la situación nacional**

En España existe en la actualidad un sistema establecido para llevar a cabo las actividades conducentes a la clausura de las instalaciones reglamentadas y están definidos también los agentes que intervienen en el mismo.

Los titulares de instalaciones reglamentadas que generan residuos radiactivos, deben disponer de capacidades para su gestión y ello pueden hacerlo mediante contratos con Enresa, cuyo alcance debe incluir hasta el desmantelamiento de las mismas para centrales nucleares y en su caso para las instalaciones radiactivas. Como elemento relevante y en cierto modo diferente al resto de países, Enresa tiene asignadas responsabilidades directas en las actividades de clausura de algunas de estas instalaciones y así está recogido en la normativa aplicable.

En el caso de las centrales nucleares, la responsabilidad de realizar tal desmantelamiento recae directamente en Enresa y así está previsto en el contrato correspondiente establecido entre las partes, que se complementa con los acuerdos operativos necesarios; también están totalmente definidos por las autoridades y plenamente operativos, los mecanismos de financiación inherentes al mismo.

En el caso de las instalaciones de la minería y fabricación de concentrados de uranio, la responsabilidad corresponde al titular, salvo que las autoridades determinen otra cosa en función de las circunstancias, como se ha hecho en el caso de las antiguas minas de uranio de la JEN y de la fábrica de Andujar. Asimismo, se han contemplado otras circunstancias de la I+D en el campo nuclear, realizada por la extinta JEN, que han conducido a financiar parcialmente el desmantelamiento de antiguas instalaciones nucleares y radiactivas de este Organismo.

En el caso de las instalaciones radiactivas, el contrato con Enresa para la gestión de sus residuos radiactivos permite que los titulares puedan acordar con Enresa la forma de proceder y los modos de hacer frente a los costes derivados, aunque debe indicarse que la clausura de este tipo de instalaciones no suele plantear dificultades especiales, una vez retirados los últimos residuos de la etapa operativa.

Conviene destacar que la normativa actual contempla los aspectos básicos del proceso reglamentario por el que deben conducirse los proyectos de desmantelamiento y clausura de instalaciones reglamentadas, y reconoce la necesidad de planear el desmantelamiento desde las etapas iniciales de concepción de este tipo de instalaciones.

Los desmantelamientos de grandes instalaciones producen cantidades significativas de materiales residuales con contenido radiactivo, mayoritariamente RBMA, que en el caso español pueden ser gestionados en El Cabril, muchos de ellos como RBBA. Las actividades de desmantelamiento y clausura de las centrales nucleares pueden verse notablemente dificultadas (incluso impedidas) en función de la existencia o no de capacidades suficientes de gestión para el combustible gastado. De igual modo la clausura de éstas y de otras instalaciones relevantes del ciclo del combustible nuclear, e incluso la de algunas instalaciones radiactivas específicas, dan origen a la generación de cantidades moderadas (pero apreciables) de residuos radiactivos, cuya gestión, en el caso español, requiere la existencia de instalaciones específicas, con carácter temporal, como serían las propias del ATC.

A lo largo de los últimos años, se ha acumulado en España una considerable experiencia en este campo, que incluye la realización de diversos proyectos, entre los que se destaca, por su envergadura y relevancia, el desmantelamiento llevado a cabo en la central nuclear Vandellós I (ver figura 4.8), que ha permitido ubicar a España en el grupo de países con experiencia integral en este área. La realización de este proyecto en plazo y con el alcance necesario ha sido posible por la existencia de una infraestructura suficiente en el país para garantizar la financiación de los costes, la aplicación de las tecnologías necesarias y la gestión adecuada de los residuos generados.<sup>1</sup>



**Figura 4.8. Antes y después del desmantelamiento a nivel 2 de la central nuclear Vandellós I.**

<sup>1</sup> El desmantelamiento de la central nuclear Vandellós I, ha tenido un coste, durante el periodo 1998-2003, de 107,8 M€, si bien, el efecto inducido sobre la renta y el consumo, a nivel provincial, por esta inversión se ha estimado, en 411,4 M€, lo que supone un factor multiplicador de 3,8 según estudios realizados por la Universidad Rovira i Virgili.

La experiencia descrita ha permitido el desarrollo de un conjunto de capacidades de diverso tipo que están plenamente disponibles en la actualidad. De forma ligada a lo anterior, se han desarrollado y se dispone de herramientas genéricas y específicas para la gestión y optimización de las actividades de desmantelamiento, y de bases de datos de experiencias reales. Toda esta experiencia será aplicada a los proyectos a realizar en el próximo futuro, tales como:

- a) El desmantelamiento y clausura de la central nuclear José Cabrera;
- b) La ejecución del desmantelamiento de diversas instalaciones del Ciemat (PIMIC); y
- c) El desmantelamiento de instalaciones y la restauración definitiva de las explotaciones mineras en Saelices El Chico y otras minas antiguas de uranio.

### ► Líneas estratégicas de acción

Con la experiencia ya acumulada en los últimos años, el planteamiento básico de futuro de las actividades de Enresa en esta área, fundamentalmente enfocadas a las centrales nucleares, tiene las líneas siguientes:

- Mantener la cooperación con las autoridades, en los desarrollos de carácter normativo o de otro tipo que deseen acometer. Especial atención debe prestarse a la transición desde la etapa operativa, y a la incorporación del grado necesario de flexibilidad a los documentos preceptivos y al proceso de licenciamiento durante la ejecución del proyecto, para tener en cuenta la realidad cambiante de la instalación a medida que avanza el proyecto.
- Continuar realizando los estudios genéricos necesarios del desmantelamiento de centrales nucleares tipo de las instaladas en España (PWR y BWR de 1000 MWe), para optimizar los futuros proyectos específicos y disponer de una mejor estimación de costes y residuos generados.
- Mantener la coordinación y cooperación entre los agentes operativos (titulares y Enresa), para el mejor desarrollo de la estrategia nacional básica definida, que es la del desmantelamiento total a iniciar a los tres años de la parada definitiva, una vez extraído el combustible y retirados los RBMA de operación.

En lo que se refiere a la central nuclear Vandellós I y finalizado el nivel 2 de desmantelamiento, ésta queda transformada en una instalación pasiva, que permanecerá de este modo, bajo la responsabilidad de Enresa, durante el período de latencia (inicialmente estimado en 25 años), hasta que se acometa su desmantelamiento total, pudiendo liberarse parcialmente el emplazamiento durante tal periodo intermedio.

- Plantear y acometer el desmantelamiento de central nuclear José Cabrera, cuya fecha de cese definitivo de explotación ha sido el 30 de abril de 2006, aprovechando para ello la experiencia acumulada en Vandellós I.

Para este proyecto, se ha seleccionado la alternativa de desmantelamiento total inmediato, dejando el emplazamiento liberado, en su práctica totalidad para que pueda ser utilizado sin ningún tipo de restricción.

- ▶ Participar con el titular en las actividades de desmantelamiento y restauración ambiental de Saelices el Chico y de otras minas de titularidad de Enusa, utilizando la experiencia previa acumulada.
- ▶ Mantener el apoyo necesario al Ciemat, universidades e instalaciones radiactivas en las actividades de desmantelamiento precisas, aportando la experiencia acumulada.
- ▶ Mantener el esfuerzo en la optimización de la aplicación práctica del proceso de "desclasificación" de materiales residuales con contenido radiactivo mínimo.
- ▶ Mantener líneas de actividad y cooperación para el futuro desmantelamiento de la fábrica de combustible nuclear de Juzbado.
- ▶ Satisfacer los planteamientos que decidan las autoridades para efectuar la vigilancia institucional a largo plazo.
- ▶ Mantener la presencia en los foros internacionales adecuados, con atención preferente a la AEN y la UE en los aspectos más globales de planteamiento y encuadre de estos proyectos.
- ▶ Promover desarrollos nacionales para aprovechar la experiencia acumulada en futuras actuaciones, a la vez que se afianza el conocimiento adquirido. Para ello se ha puesto en marcha, en el emplazamiento de Vandellós I, el Centro Tecnológico *Mestral*.

## 2.4. Otras actuaciones

Además de las actividades anteriormente comentadas, Enresa lleva acabo una serie de actuaciones que por su carácter especial se agrupan en este apartado. En la [figura 4.9](#) se presenta un resumen ilustrativo de algunas de ellas, entre las que cabe destacar:

- ▶ Protocolo de colaboración sobre la vigilancia radiológica de los materiales metálicos, referente a los incidentes de contaminación en aceras producidas por fusiones de fuentes radiactivas incluidas en algún lote de la chatarra metálica utilizada en los



Sacos de polvo contaminado extraídos de una acera



Retirada del cabezal de un pararrayos radiactivo



Equipo intervenido en una instalación

**Figura 4.9. Algunos ejemplos de actuaciones especiales.**

procesos de reciclaje de chatarras: desde 1999, se han producido un número significativo de detecciones de material radiactivo contenido o acompañando a esos materiales metálicos. Como consecuencia de estos incidentes, Enresa ha retirado unos 2.500 m<sup>3</sup> de residuos radiactivos, que han sido trasladados a El Cabril.

- ▶ Apoyo a la respuesta en caso de emergencias.
- ▶ Gestión de cabezales de pararrayos radiactivos y detectores iónicos de humos.
- ▶ Gestión de otros materiales radiactivos aparecidos fuera del sistema regulador: el Real Decreto 229/2006 sobre control de fuentes radiactivas encapsuladas de alta actividad y fuentes huérfanas establece los procedimientos de gestión. El tipo de fuentes y materiales radiactivos retirados por estos mecanismos es variado y los volúmenes no son, en general, significativos.

## 2.5. Investigación y desarrollo

### Consideraciones generales y situación internacional

La I+D es uno de los elementos básicos en la generación de los conocimientos y las tecnologías necesarias para garantizar la seguridad y la viabilidad de las diferentes etapas de la gestión de los residuos radiactivos, jugando por tanto un papel relevante en dicha gestión.

España, al igual que la mayoría de los países que gestionan residuos radiactivos, viene desarrollando programas sistemáticos de I+D aplicados tanto a los distintos tipos de residuos como a las actividades de desmantelamiento de instalaciones nucleares, la restauración ambiental y la protección radiológica. El esfuerzo dedicado a estas actividades se focaliza, tanto a nivel nacional como internacional, en aquellas áreas y actividades donde las soluciones industriales no están todavía implantadas, sin olvidar la optimización y la mejora continuada de la seguridad y de la operatividad de las instalaciones en funcionamiento a través de la incorporación de los avances tecnológicos y científicos que se van produciendo.

En el ámbito internacional existe una estrecha colaboración en el campo de la I+D, tanto a través de los Programas Marco de la UE, específicamente dentro de EURATOM, como a través de acuerdos bilaterales o multinacionales.

Referente a los residuos de alta actividad, los programas de I+D europeos se focalizan en el almacenamiento geológico profundo como solución definitiva, con independencia de que previamente a esa gestión final pudiera producirse o no, una reutilización o reelaboración del combustible, o incluso con consideraciones específicas respecto de la viabilidad y aplicación de técnicas de transmutación, aspectos que también llevan asociados programas de I+D importantes, tanto específicos en algunos países como dentro de los Programas Marco de la UE.

En relación con el almacenamiento, los laboratorios subterráneos constituyen hoy los principales centros generadores de conocimiento y verificación de tecnologías y metodologías para la demostración, a escala real, de la viabilidad constructiva, operativa y de seguridad de un repositorio como solución final.

En relación a la separación y la transmutación, se está llevando a cabo un importante esfuerzo en I+D liderado por los países con capacidad de reprocesar combustible para obtener los datos

básicos y las tecnologías que conduzcan al desarrollo de un prototipo que permita analizar la viabilidad técnica, industrial y económica de estos sistemas en la generación de energía y su incidencia en la gestión de residuos radiactivos (reducción de la toxicidad de residuos radiactivos).

La I+D en la gestión de RBMA, desmantelamiento, protección radiológica y restauración ambiental se orienta internacionalmente a la optimización de tecnologías de caracterización del inventario radiactivo en los residuos a gestionar (bultos), la durabilidad de los sistemas de confinamiento, la mejora y optimización de los sistemas de monitorización, la reducción de volumen de residuos, optimización de técnicas de descontaminación y corte de materiales a desmantelar, etc. En este campo existe una amplia colaboración e interconexión entre los programas para compartir experiencias operacionales y generar una base de datos común, sobre todo en el caso de desmantelamiento de centrales nucleares.

### ► **Análisis de la situación nacional**

La I+D desarrollada en España ha promovido la participación activa en los programas internacionales en todos los ámbitos de gestión, si bien, dadas las carencias iniciales, el mayor esfuerzo se ha realizado en lo referente a la gestión de los residuos radiactivos, y también en aquellos proyectos cuyos resultados son de aplicación inmediata en las actividades en curso de Enresa (gestión RBMA y desmantelamiento).

La gestión de residuos radiactivos en España ha venido acompañada de programas quinquenales de I+D desde 1986. Actualmente está en curso el 5º Plan de I+D de Enresa, que cubre el periodo 2004-2008. Los objetivos principales y recursos asignados a dichos planes han sido consecuencia de las estrategias establecidas en los sucesivos PGRR.

En el momento actual, y como consecuencia de la I+D realizada, se cuenta con una importante infraestructura científica y tecnológica que asegura la disponibilidad de gran parte de las capacidades y tecnologías necesarias para la gestión. En dichas capacidades se incluyen tanto los grupos científicos como la infraestructura analítica y numérica desarrollada, así como la experiencia metodológica adquirida.

Teniendo en cuenta el nivel tecnológico, de experiencia y de capacidades adquirido, y considerando además que en la estrategia actual de la gestión del combustible gastado y RAA, el almacenamiento temporal es la principal prioridad a corto plazo de Enresa, que el almacenamiento geológico no es una necesidad urgente y que están previstas actividades importantes en los campos de gestión de RBBA y desmantelamiento de instalaciones nucleares, el sexto PGRR considera que la I+D debe orientarse y desarrollarse de forma que:

- Suministre un apoyo sistemático y preferencial a las actividades de almacenamiento temporal, desmantelamiento y gestión de RBBA y RBMA.
- Incluya un área de apoyo directo al ATC y limite las actividades relacionadas con la gestión final del CI/RAA a la consolidación y actualización del conocimiento adquirido, en línea con los desarrollos internacionales.
- Asegure el mantenimiento y actualización de capacidades y conocimientos, asociados a la caracterización del comportamiento de los RAA y los isótopos que contienen (fundamentalmente el combustible gastado) así como en lo relativo con la separación y transmutación de residuos de alta actividad como apoyo a la gestión a corto y largo plazo del combustible gastado.

Estas actividades deberán realizarse manteniendo un nivel de inversiones similar al actual y manteniendo también la colaboración internacional, todo ello adaptado al nuevo horizonte temporal de desarrollo de las actividades de gestión de Enresa.

En conclusión, el desarrollo de conocimientos y capacidades tecnológicas ha sufrido en España un incremento notable, adquiriendo un nivel similar, en muchos campos, al de países más avanzados en el campo nuclear. No obstante, la continuación de la I+D es y será todavía necesaria si bien, con objetivos distintos, hasta la puesta en operación de las instalaciones de gestión.

El largo periodo previsible hasta la puesta en práctica de soluciones definitivas, constituye una dificultad intrínseca a la I+D sobre el combustible gastado y los RAA, asociada a la necesidad de mantener los conocimientos y capacidades, al tiempo que se optimizan los recursos, todo ello dejando patente que la solución definitiva es fundamental como elemento que evita que las soluciones temporales, por duraderas que sean, se conviertan *de facto* en pseudo-soluciones definitivas.

### ► Actuaciones planificadas

Las actividades de I+D para los cinco próximos años deben dar soporte y cobertura a:

- La elaboración y/o revisión de estrategias de gestión para los distintos tipos de residuos radiactivos basados en un mejor conocimiento de los mismos, las matrices que los contienen y las propiedades físicas, químicas, ambientales y radiológicas de los isótopos que contengan.
- El apoyo a los diseños de detalle, licenciamiento y construcción de instalaciones de almacenamiento temporal y su vigilancia operacional y ambiental, con especial atención al ATC.
- La elaboración de opciones de gestión a largo plazo de los residuos de alta actividad que se reflejarán en los documentos estratégicos y que irán integrando todos los avances que tanto a nivel nacional como internacional se vayan alcanzado.
- La participación en el programa EURATOM de la UE en las áreas de interés para el programa de gestión español.
- La continuación de las líneas de mejora en las tecnologías de restauración ambiental así como de monitorización ambiental de emplazamientos de instalaciones, tanto para RBMA/RBBA como para el ATC.
- En el caso de RBMA, la mejora del conocimiento sobre durabilidad de hormigones, ensayos de implantación de tecnologías de reducción de volumen, caracterización de bultos para modelización integral del funcionamiento de la instalación de almacenamiento.
- El diseño, construcción y licenciamiento de las capas de cobertura de las plataformas de almacenamiento de la instalación de El Cabril.
- La optimización y mejora de la gestión de activos científicos y tecnológicos que la I+D ha generado, de forma que se asegure la disponibilidad inmediata de dichos activos cuando sea necesario y su transmisión adecuada a los nuevos fines de los proyectos de la I+D.

- ▶ El desarrollo de las bases tecnológicas y metodológicas de desmantelamiento de instalaciones nucleares, aprovechando la experiencia del desmantelamiento de la central nuclear Vandellós I y aplicándola a central nuclear José Cabrera u otras en las que hubiera que intervenir.
- ▶ Las actividades de investigación, entrenamiento y formación a desarrollar en el Centro Tecnológico Mestral en el emplazamiento de Vandellós I.
- ▶ Seguimiento a nivel internacional de los modos de gestión de materiales específicos, tales como el grafito.

### 3. Aspectos económico-financieros

Esta parte del PGRR tiene por objeto la evaluación de los costes de la gestión, acordes con el escenario, estrategias y programas de actuación contemplados en los capítulos anteriores, así como el cálculo de los ingresos necesarios para su financiación, en función de los sistemas legalmente establecidos, tal como se muestra en el esquema metodológico de la **figura 4.10**.

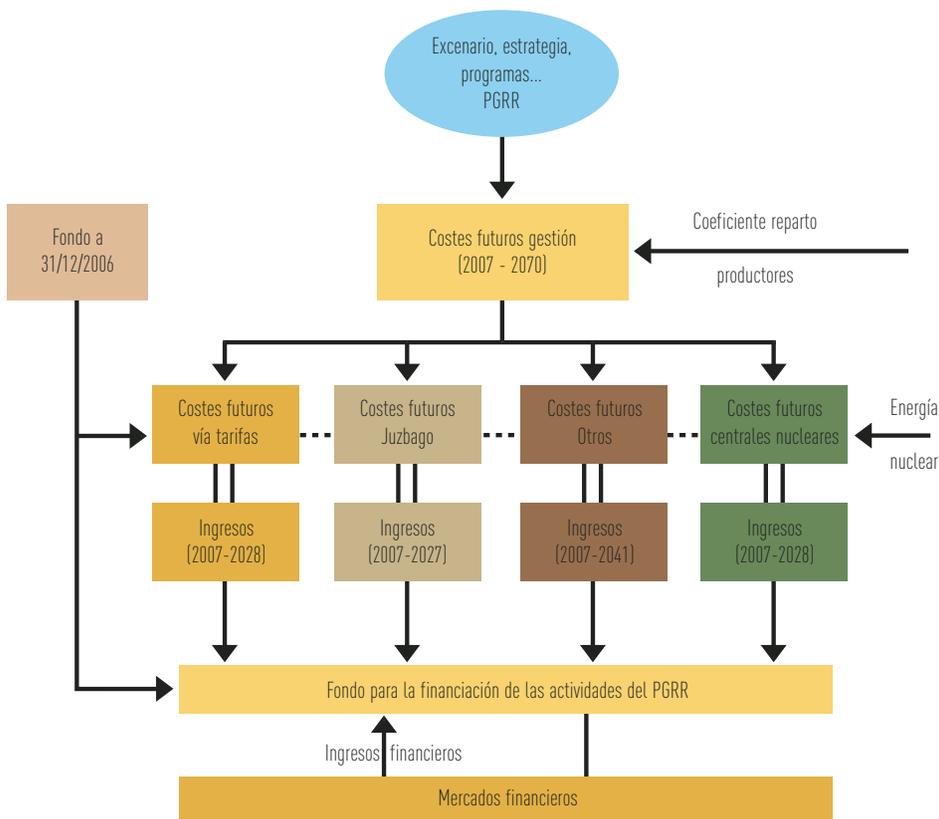


Figura 4.10. Esquema de financiación de las actividades del PGRR.

Para todo ello, se diferencian dos períodos principales de gestión en este PGRR:

- El histórico, que va desde 1985 hasta el año 2006, con una fecha singular, como es el 31 de marzo de 2005, a partir de la cual se establece en España un nuevo sistema de financiación para las centrales nucleares que posteriormente se describe, y
- El futuro, que va desde el año 2007 hasta el final del periodo de gestión que se sitúa en el año 2070.

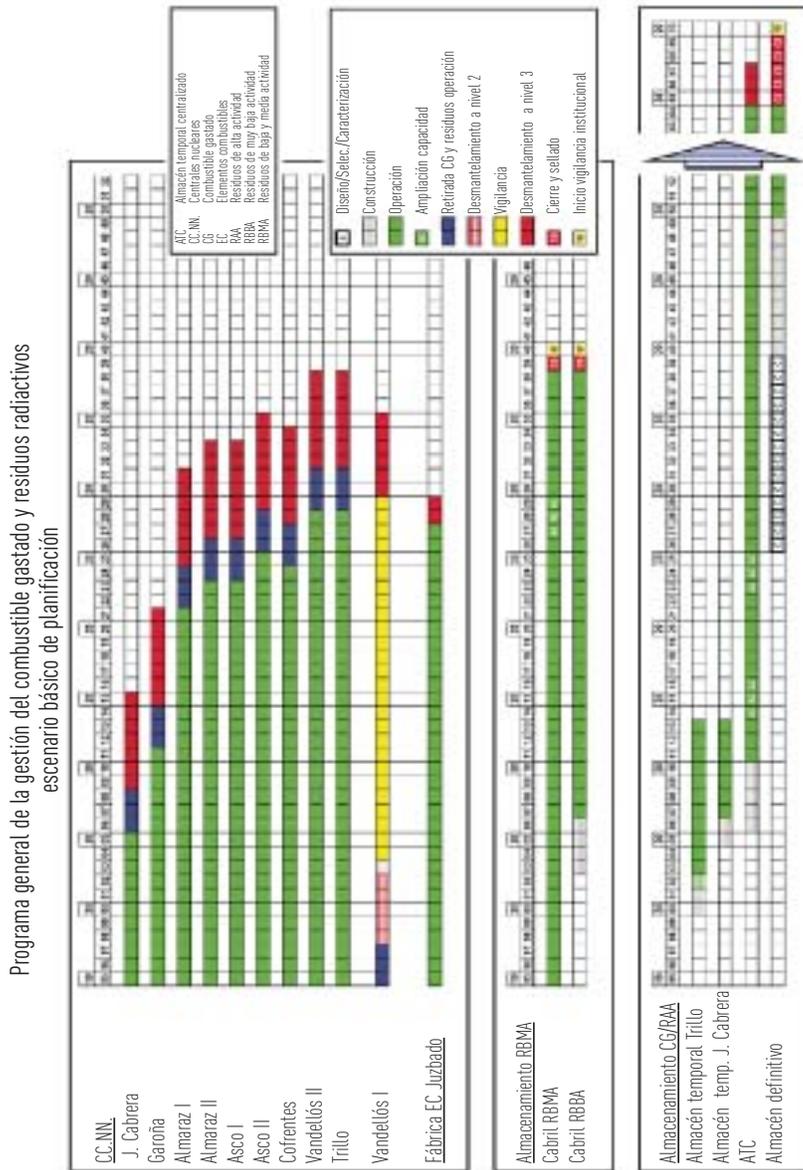


Figura 4.11. Programa general de gestión combustible gastado y residuos radiactivos.

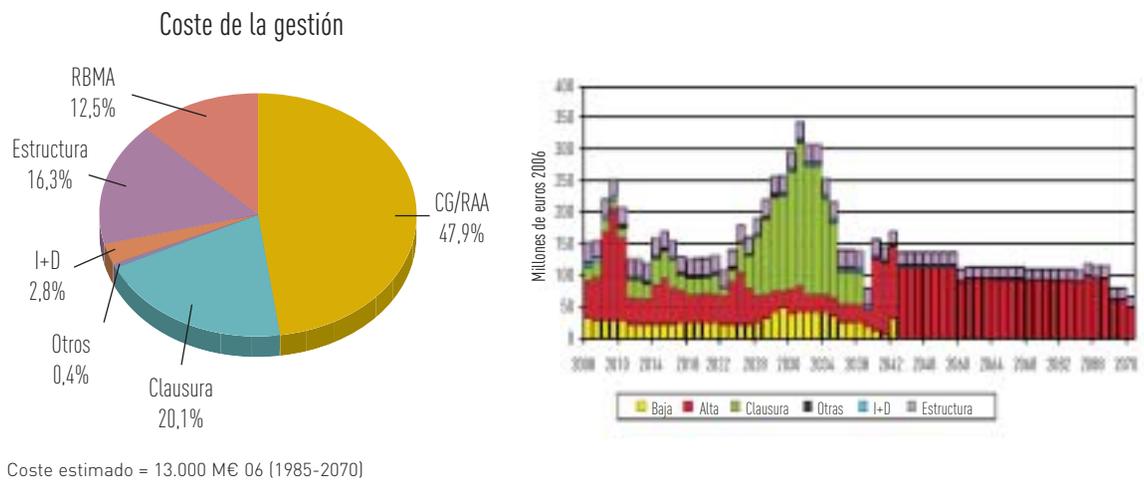
El período histórico queda resumido con el valor del fondo a 31 de diciembre de 2006 que, a efectos de planificación, es de 1.835 M€, como resultado de la diferencia entre los ingresos y los costes incurridos hasta esa fecha.

El período futuro de gestión constituye el arranque de los cálculos económicos, acordes con el nuevo sistema de financiación establecido.

Para la determinación de los costes futuros de la gestión se parte de los mejores datos disponibles en el momento actual para cada una de las grandes líneas de actuación en que se han desglosado los mismos (RBMA, combustible gastado y RAA, clausura de instalaciones, I+D, estructura y otras).

En la **figura 4.11** se presenta el programa general de la gestión del combustible gastado y residuos radiactivos, derivado del escenario básico de planificación. En dicho programa pueden verse las fechas e hitos principales en relación con el funcionamiento, cierre y desmantelamiento de las centrales nucleares y fábrica de elementos combustibles de Juzbado, así como las relativas a la construcción, operación, cierre y sellado de las instalaciones de almacenamiento de RBMA y las correspondientes al almacenamiento temporal y definitivo del combustible irradiado y RAA.

De acuerdo con todo ello, el coste total de la gestión se eleva a 13.023 M€, de los cuales un 48% corresponderían al combustible gastado/RAA, un 20% al desmantelamiento y clausura de instalaciones, un 12% a RBMA, un 3% a I+D, un 16% a estructura, y el 1% restante a otras actuaciones (ver **figura 4.12**).



**Figura 4.12. Costes de la gestión por grandes conceptos.**

El coste realmente incurrido hasta finales de 2005 es, aproximadamente, la cuarta parte del total, siendo el coste futuro previsto a partir del año 2007 de 9.734 M€, cuyo valor actualizado a 1 de enero de 2007, con una tasa de descuento del 1,5%, resulta ser 6.513 M€.

En los costes relativos a la gestión del CI/RAA se han previsto, como contingencias, soluciones alternativas que permitan cumplir con los compromisos derivados de los contratos de devolución de sustancias del reprocesado, la operación continuada de las centrales que están próximas a saturar sus piscinas o abordar tareas de desmantelamiento de las mismas, una vez cesada su operación, hasta que el ATC se encuentre plenamente disponible.

Una vez determinados los costes futuros de la gestión, con el correspondiente desglose detallado por conceptos, se procede a su desagregación en cuatro conjuntos diferentes, acordes con los sistemas de financiación establecidos para cada uno de ellos: son los relativos a la vía tarifas eléctricas, vía centrales nucleares, vía fábrica de elementos combustibles de Juzbado y vía otras instalaciones, los cuales comprenden los servicios que se mencionan a continuación:

### ► Tarifas eléctricas

Gestión de los residuos radiactivos y combustible gastado generados en las centrales nucleares y su desmantelamiento y clausura, que sean atribuibles a la explotación de las mismas llevada a cabo con anterioridad al 1 de abril de 2005, así como por la gestión de residuos radiactivos procedentes de actividades de investigación que han estado directamente relacionadas con la generación de energía nucleoelectrónica y las operaciones de desmantelamiento y clausura que deban realizarse como consecuencia de la minería y producción de concentrados de uranio con anterioridad al 4 de julio de 1984.

### ► Centrales nucleares

Gestión de residuos radiactivos y combustible gastado generados en las centrales nucleares y su desmantelamiento y clausura, que sean atribuibles a la explotación de las mismas llevada a cabo con posterioridad al 31 de marzo del 2005, considerándose como tales los asociados a la gestión de los residuos radiactivos que se introduzcan en el almacén de la central después de esa fecha, los asociados a la gestión del combustible gastado resultante del combustible nuevo que se introduzca en el reactor en las paradas de recarga que concluyan con posterioridad a esa fecha, así como la parte proporcional del desmantelamiento y clausura que corresponda al período de explotación que le reste a la central en esa fecha.

### ► Fábrica de elementos combustibles de Juzbado

Gestión de residuos radiactivos derivados de la fabricación de elementos combustibles, incluido el desmantelamiento de las instalaciones de fabricación de los mismos.

### ► Gestión de residuos radiactivos generados en otras instalaciones

Para desagregar los costes futuros (2007-2070) en estos cuatro conjuntos es necesario la aplicación sobre los diversos conceptos de coste de unos coeficientes de reparto que están relacionados con las producciones históricas y futuras de los distintos generadores y tipos de residuos (RBMA, RBBA, RMA), el combustible gastado y la vida útil de las centrales nucleares, tomando como referencia la fecha de 31 de marzo de 2005.

En la [tabla 4.1](#) se resumen los resultados obtenidos junto con los correspondientes valores actualizados de dichos costes futuros y la recaudación pendiente a partir de 1 de enero 2007, una vez descontado el fondo imputado a cada uno de ellos.

Concepto	Coste futuro (k€2006)	Coste futuro actualizado a 1-1-2007	Fondo disponible a 31-12-2006	Recaudación pendiente A 1-1-2007
Tarifa eléctrica	6.339.729	4.338.835	1.634.857	2.703.978
Centrales nucleares	3.350.391	2.137.904	198.484	1.939.420
Fabrica de Juzbado	16.304	12.190	1.428	10.762
Otras instalaciones	27.500	24.237	0	24.387
Total	9.733.924	6.513.316	1.834.769	4.678.547

**Tabla 4.1. Reparto de costes en función del sistema de financiación.**

En base a todo lo anterior y teniendo en cuenta el fondo disponible a 31 de diciembre de 2006, el valor de los ingresos necesarios a recaudar vía tarifas eléctricas, resulta ser de 2.704 M€, siendo 1.939 M€ los que deberán aportar las centrales nucleares por los costes internalizados.

Respecto a los ingresos necesarios a recaudar vía centrales nucleares, en la [figura 4.13](#) se muestra la metodología de cálculo y los valores resultantes, en base a la determinación previa de un coeficiente global para el conjunto de las centrales, expresado en céntimos de € 2006 por kWh, que posteriormente es corregido por unos factores que tienen en cuenta las características específicas de cada tipo de central.

Como se ha comentado, los ingresos totales que se precisan recaudar por esta vía, a partir de 2007 y durante el período operativo de las centrales nucleares, se elevan a 1.939 M€2006 que divididos por la energía actualizada a generar por las mismas (estimada en base a unas horas de funcionamiento anuales acordes con la operación actual y las expectativas futuras), conduce a un coeficiente global de 0,221 céntimos € 2006/kWh.

Para el caso de la fábrica de elementos combustibles de Juzbado, se procede de forma similar a las centrales nucleares, lo que conduce a un coste unitario de 2.158 €/tU, incorporado a los elementos combustibles, para el período 2007-2027.

Por último, para el caso de otras instalaciones se hace un estudio individualizado de costes para los distintos tipos de residuos generados por las mismas, obteniéndose unos valores reales, que tras su comparación con los actuales, conducen a las tarifas que se imputan directamente a los generadores en el momento de la retirada del residuo. Conviene finalmente resaltar que, al prolongarse más en el tiempo el período de gestión que el de aplicación de los distintos ingresos, se requiere una recaudación por anticipado que genere los fondos necesarios para financiar, junto con los rendimientos financieros correspondientes, todos los costes de la gestión.

Los valores anteriores, presentados en el sexto PGRR, podrán ser revisados anualmente por el Gobierno, mediante Real Decreto, en base a una memoria económico-financiera actualizada del coste de las actividades correspondientes.

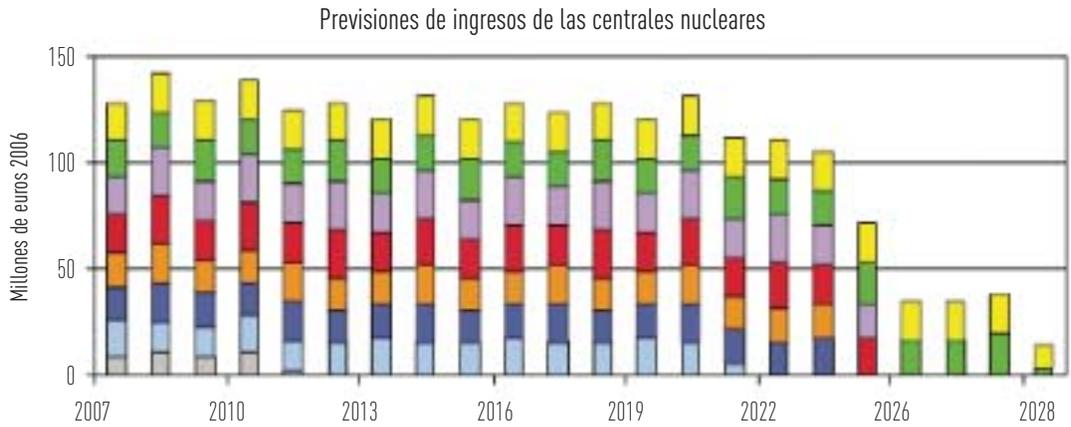


Figura 4.13. Ingresos vía centrales nucleares.

# Tecnología y opciones tecnológicas para la gestión del combustible gastado y residuos de actividad alta



## 1. Introducción. Historia y situación actual de la gestión de los combustibles gastados

Todo reactor nuclear produce combustibles gastados, también llamados “usados”, “quemados” o “irradiados”. La gestión de los combustibles gastados, procedentes de los reactores nucleares que generan energía eléctrica, es el reto más importante que tiene planteado la energía nuclear en el mundo, y, en particular, en nuestro país, desde un punto de vista ambiental, económico, social, político y de riesgo radiológico tanto a corto, como a medio y largo plazo. En este capítulo se estudian las opciones de gestión actuales y las que se están investigando como posibles futuras.

En el comienzo de la utilización de la energía nuclear, para la generación de electricidad, se consideró como una estrategia necesaria cerrar el ciclo del combustible nuclear mediante el reproceso de los combustibles gastados y el reciclado, en reactores rápidos regeneradores (*fast breeder reactor*), del uranio y plutonio recuperados. Esta estrategia se reforzó con la crisis del petróleo en los años 1970, cuyas repercusiones incidieron de forma especial en algunos países con pocos recursos energéticos, como Francia y Japón.

La estrategia de reproceso y reciclado del uranio y plutonio recuperados estaba basada en el supuesto de un rápido crecimiento de la energía nuclear y de la demanda de uranio, pero a comienzos de la década de los años ochenta esta panorámica cambió y muchos países redujeron sus programas de construcción de centrales nucleares. A comienzo de los años ochenta, una vez finalizada la INFCE (Internacional Fuel Cycle Evaluation) realizada bajo el auspicio del OIEA, muchos países abandonaron el ciclo cerrado del combustible nuclear declarando al mismo como un residuo de actividad alta para su evacuación directa (*direct disposal*) en un almacén geológico profundo, previo almacenamiento temporal de los combustibles gastados al diferir en el tiempo la toma de decisiones a adoptar sobre las etapas de gestión a seguir. La INFCE estaba formada por ocho grupos de trabajo, en todos los cuales

tuvo España representantes. Entre estos grupos de trabajo cabe destacar el grupo 4 sobre Reproceso, Manejo y Reciclado del Plutonio y el Grupo 6 sobre Almacenamiento del Combustible Gastado. La INFCE intentó examinar los aspectos asociados con diferentes ciclos del combustible nuclear, pero no logró un consenso entre los diferentes estados miembros del OIEA sobre la política a seguir en el ciclo del combustible nuclear.

El periodo de los años ochenta, posterior a la INFCE, supuso una estabilización para la energía nuclear en general y la gestión de los combustibles gastados en particular. La política de ciclo abierto, en vez del ciclo cerrado, apoyada por los EE.UU. como resultado de sus posibles implicaciones de proliferación nuclear, fue más tarde aceptada por otros países, entre ellos España.

Dado que el crecimiento de la energía nuclear era menor que el previsto y que el precio del uranio alcanzó cotas muy bajas, entre otros factores, a los que se añadió el incremento del coste para la comercialización de los reactores rápidos, la mayor parte de los programas de reactores rápidos fueron cancelados y el plutonio, procedente del reproceso de los combustibles gastados de reactores tipo LWR principalmente, se comenzó a reutilizar como óxido mixto (MOX) en los propios reactores LWR. En realidad esto es un ciclo cerrado parcial. La década de los años ochenta podría ser caracterizada como un periodo de madurez para las tecnologías del ciclo del combustible, incluyendo el reproceso de los combustibles gastados.

En los años noventa el reproceso comercial alcanzó un gran desarrollo en la Unión Europea con la puesta en marcha de la planta UP-3 en La Hague (Francia) y la planta THORP en Sellafield (Reino Unido) dedicadas fundamentalmente a prestar servicios al exterior a países como: Japón, Alemania, Suiza, Bélgica y algunos otros. (tabla 5.1). EE.UU, por el contrario, no tenía plantas comerciales de reproceso para combustible gastado tipo UOX, ni las tiene en la actualidad.

El mercado del combustible nuclear se vio también perturbado en los años noventa por la disponibilidad de nuevos materiales nucleares, plutonio fundamentalmente, de origen militar como parte de un acuerdo entre EE.UU. y la Federación Rusa. En la actualidad EE.UU. tiene previsto fabricar, con este plutonio, combustibles MOX para sus reactores LWR.

También en esta década de los años noventa, y se continua en la actualidad, se comenzaron a estudiar, tanto a nivel teórico como experimental, innovaciones técnicas para nuevos ciclos de los combustibles gastados, incluyendo la separación y transmutación de actínidos minoritarios (Np, Am y Cm) y algunos productos de fisión de vida larga presentes en los mismos.

Por lo que se refiere a los reactores nucleares que generan actualmente energía eléctrica en nuestro país, todos ellos están refrigerados por agua (LWR). Seis son del tipo de agua a presión (PWR) y dos del tipo de agua en ebullición (BWR), como se muestra en la. tabla 5.1.

A estos reactores hay que añadir el de Vandellós I del tipo grafito-gas (CO<sub>2</sub>), localizado en la provincia de Tarragona, que inició su operación en mayo de 1972 y la finalizó en julio de 1990, encontrándose actualmente en fase de latencia tras su desmantelamiento a nivel 2, y en espera de su desmantelamiento total a nivel 3. Todos los combustibles gastados producidos por este reactor fueron enviados a Marcoule (Francia) para su reproceso.

País	Emplazamiento	Planta		Operación		Capacidad por año	
				Inicio	Cierre	Presente	Futura
<b>Bélgica</b>	Mol	Eurochemic	LWR	1966	1975		
<b>China</b>	Jiuquan	RPP	LWR	?			25
	Lanzhou		LWR	2020			800
<b>Francia</b>	Marcoule	APM	FBR	1988	1996		
	Marcoule	UP1	GCR	1958	1997		
	La Hague	UP2	LWR	1967		800	800
	La Hague	UP3	LWR	1990		800	800
<b>Alemania</b>	Karlsruhe	WAK	LWR	1971	1990		
<b>India</b>	Trombay	PP	Investigación	1964		60	60
	Tarapur	PREFRE 1	PHWR	1974		100	100
	Kalpakkam	PREFRE 2	PHWR	1998		100	100
	Kalpakkam	PREFRE 3A	PHWR	2005			150
	Tarapur	PREFRE 3B	PHWR	2005			150
<b>Japón</b>	Tokai-mura	PNC TRP	LWR	1977		90	90
	Rokkasho-mura	RRP	LWR	2005			800
<b>Federación Rusa</b>	Chelyabinsk	RT1	WWER-440	1971		400	400
	Krasnoyarsk	RT2	WWER-1000	2020			1.500
<b>Reino Unido</b>	Sellafield	B205	GCR	1967	2012	1.500	
	Sellafield	Thorp	LWR/AGR	1994		900	1.000
	Dounreay	UKAEA RP	FBR	1980	2001		
<b>USA</b>	West Valley	NFS	LWR	1966	1972		
	Hanford	Rockwell	U metal	1956	1989		
	Savannah River	SR	U metal	1954	1989		
	Idaho Falls	R	U-Al aleación	1959	1992		

Tabla: 5.1. Instalaciones de reproceso clausuradas, actuales y futuras. Fuente OIEA.

También hay que añadir el de José Cabrera, del tipo PWR, con 150 MWe de potencia instalada, localizado en la provincia de Guadalajara, que inició su operación en 1968 y la finalizó el 30 de abril de 2006. En la actualidad existen almacenadas, en la piscina del reactor, aproximadamente 100 t de uranio gastado que contienen 377 elementos combustibles, una vez descargado el último núcleo del reactor. Estos combustibles gastados deberán ser transferidos desde dicha piscina a otra instalación de almacenamiento antes del año 2009, fecha en la que está previsto el inicio de la primera fase de desmantelamiento de la central.

Para evaluar el inventario de combustibles gastados, producidos por los reactores nucleares durante su operación, se han considerado 40 años de vida útil de operación de los reactores actualmente en funcionamiento y que estos tendrán un ritmo de generación de combustibles gastados similar al actual.

Según el sexto Plan General de Residuos Radiactivos, el inventario total de combustibles gastados al finalizar la vida operativa de todas las centrales nucleares, actualmente en funcionamiento, ascenderá aproximadamente a 6.640 tU, correspondientes a 11.383 elementos combustibles tipo PWR y 7.900 elementos combustibles tipo BWR.

Por lo que respecta a España, la historia de la gestión del combustible gastado empezó en la década de los años setenta con la puesta en marcha de las centrales nucleares, José Cabrera, Santa María de Garoña y Vandellós. Algunos combustibles gastados producidos en José Cabrera (56 tU) y Sta M<sup>a</sup> Garoña, (97 tU) se enviaron al Reino Unido para ser reprocesados, previo contrato entre los propietarios de las centrales nucleares y la UKAEA. Las cláusulas de este servicio eran con coste relativamente bajo, un crédito para el uranio y plutonio recuperados o con devolución de los mismos para su reciclado en el país de origen. Nuclenor, propietario de la central nuclear de Santa María de Garoña, solicitó que el plutonio y uranio recuperados le fuesen devueltos. En realidad estos contratos eran muy favorables para los propietarios de las centrales nucleares, vistos con la perspectiva actual, pues tampoco se exigía la devolución de ningún tipo de residuo procedente del reproceso. El único inconveniente era que el reproceso no se realizaría a corto plazo pues la instalación para llevarlo a cabo (THORP) no tenía fecha prevista para su entrada en servicio. Todo parecía correcto, incluso se creó un consorcio, llamado United Reprocessors, entre Francia, Reino Unido y Alemania para cubrir sus propias necesidades y dar servicios, principalmente a los países de la Europa Occidental. Esta iniciativa no duró mucho, pues la realidad asociada a las circunstancias expuestas anteriormente, llevó, en los años ochenta, a nuevas condiciones para firmar nuevos contratos. La situación de los servicios de reproceso era la siguiente: solamente había oferta de servicios por parte de Francia y Reino Unido, los precios eran muy altos y los pagos debían ser realizados, en parte, anticipadamente; los residuos radiactivos, producidos en el reproceso, serían enviados, previamente acondicionados para su gestión posterior, al país de origen de los combustibles gastados; además no existía un crédito fijo para el uranio y el plutonio recuperados. Estas nuevas condiciones hicieron que la demanda de estos servicios decreciera.

En 1974 se hizo público un nuevo Plan Eléctrico Nacional donde se programaba una potencia nuclear de 23.000 MWe que posteriormente quedaría reducida a la que ha funcionado hasta el cierre de Vandellós I y José Cabrera. También se encargaba de la gestión de los combustibles irradiados a ENUSA que inicialmente consideraba la posibilidad del reproceso de los mismos, pero a la vista de las nuevas condiciones para llevar a cabo el mismo propuso el almacenamiento en contenedores metálicos de doble uso, e inició el diseño de un prototipo en colaboración con ENSA y la Junta de Energía Nuclear. Posteriormente, con la creación de Enresa, esta empresa se

hizo cargo de la gestión de los combustibles gastados y elaboró en 1987 el primer Plan General de Residuos Radiactivos donde se estableció, como gestión de los mismos, el ciclo abierto.

Por lo que se refiere a los combustibles irradiados de la central nuclear Vandellós I, se han reprocesado en su totalidad debido a sus características, muy diferentes a las del tipo LWR, que exigían su reproceso previo enfriamiento durante un cierto tiempo en la piscina de la central. El reproceso de estos combustibles gastados, se ha realizado en la planta UP-1 situada en Marcoule (Francia).

## 2. Características del combustible gastado

Los combustibles utilizados en los reactores nucleares refrigerados por agua, tanto en su versión de agua a presión (6 PWR) como de agua en ebullición (2 BWR), que son los que están en funcionamiento en España (figura 5.1), utilizan como combustible óxido de uranio ( $UO_2$ ), ligeramente enriquecido en U-235, en forma de pastillas que van envainadas en tubos de una aleación de circonio (zircaloy) cerrados en sus extremos. El conjunto de barras, varillas o tubos va sujeto por dos cabezales de acero inoxidable y unas rejillas de separación fabricadas con una aleación de níquel (inconel).

El combustible nuclear gastado constituye una mezcla compleja de isótopos estables y radiactivos. Su composición, que estará condicionada por su "grado de quemado" y enriquecimiento inicial en U-235, variará con el tiempo debido a la desintegración de los isótopos

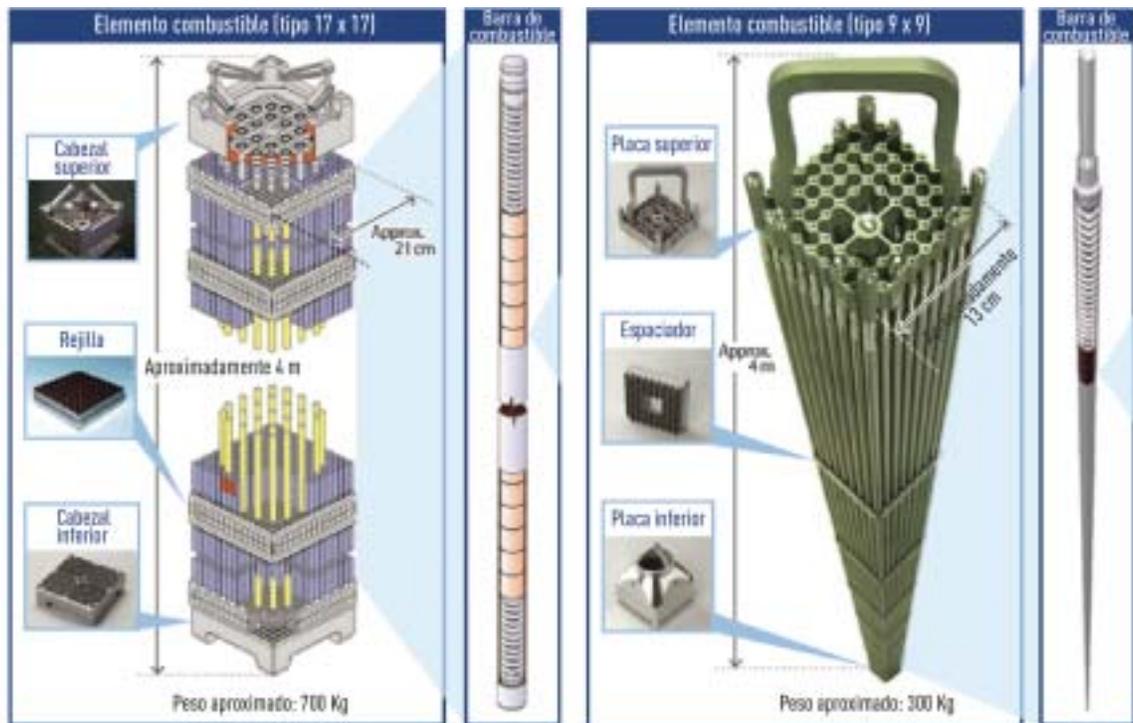


Figura 5.1. Elemento combustible tipo PWR (izquierda) y tipo BWR (derecha).

radiactivos. El "grado de quemado" de un combustible nuclear gastado es la energía térmica producida durante su estancia en el núcleo del reactor y se expresa en megavatios por día por tonelada de uranio cargada en el reactor, (MWd/tU).

Los isótopos radiactivos presentes en un combustible nuclear gastado corresponden a los tres grupos siguientes:

- ▶ Actínidos. Algunos de los neutrones, producidos en la fisión del U-235, pueden ser capturados por el uranio generando toda una serie de elementos artificiales, llamados transuránicos, como neptunio (Np), plutonio (Pu), americio (Am) y curio (Cm) (Figura 5.2). El más abundante de todos los actínidos es el uranio que constituye el elemento químico principal del combustible nuclear, antes y después de su irradiación.
- ▶ Productos de fisión. Se generan por la fisión del U-235 y constituyen más del 99% de la radiactividad del combustible nuclear gastado en el momento de su descarga del reactor.
- ▶ Productos de activación. Se producen por captura neutrónica en los materiales estructurales (acero inoxidable e inconel) y vainas (zircaloy), así como en las impurezas del óxido de uranio utilizado como combustible. La cantidad de los productos de activación radiactivos es relativamente pequeña.

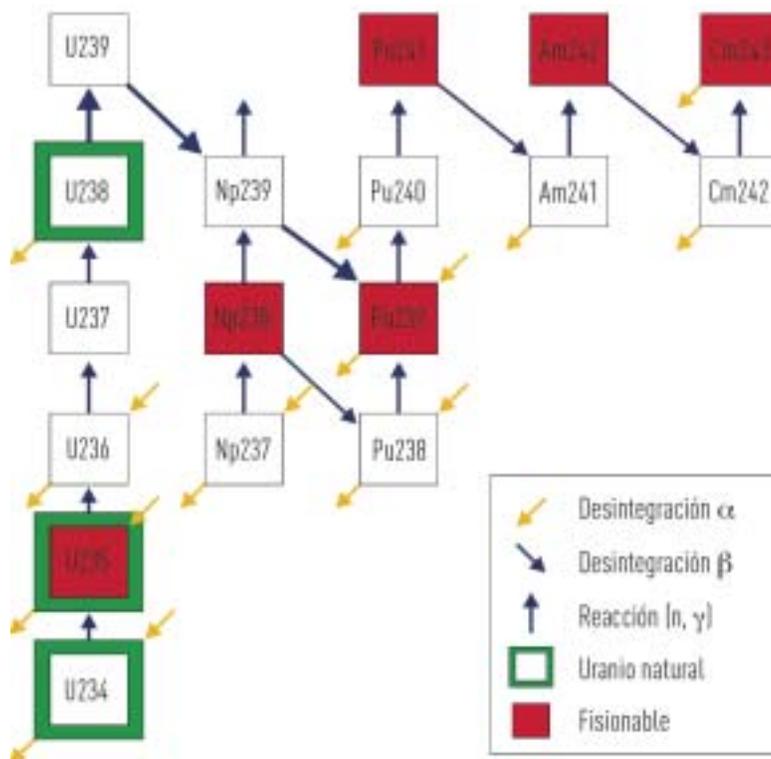


Figura 5.2. Principales reacciones nucleares en el ciclo uranio-plutonio.

El conjunto de actínidos, productos de fisión y productos de activación, junto con sus productos de desintegración radiactiva, cubren la casi totalidad de los elementos químicos de la tabla periódica, muchos con diferentes isótopos.

Los combustibles gastados son altamente radiactivos en el momento de su descarga del reactor, pero su radiactividad irá decreciendo durante el transcurso del tiempo. Así, la radiactividad del combustible gastado es, a los 500 años de enfriamiento, aproximadamente 700 veces menor que al año de su descarga del núcleo del reactor.

Durante los primeros 200 años, la radiactividad es debida principalmente a los productos de fisión que son emisores de radiaciones beta (electrones) y gamma (fotones). Después de estos 200 años, los elementos transuránicos, básicamente emisores de partículas alfa (núcleos de helio), contribuirán, fundamentalmente, a la radiactividad del combustible. Pasados 100.000 años, la radiactividad será debida, fundamentalmente, al U, Np, Pu y sus productos de desintegración radiactiva, así como a los productos de fisión Tc-99, I-129 y Cs-135, de vida larga.

Por diversas razones, es útil disponer de un elemento combustible “de referencia” que represente a la mayor parte de los combustibles gastados producidos dentro del programa nuclear de un determinado país. En el caso de España se ha considerado como elemento combustible de referencia a uno del tipo PWR con un grado de enriquecimiento en U-235 del 3,5% y un grado de quemado de 40 GWd/tU.

La irradiación de determinados elementos químicos, aunque sea a nivel de trazas, puede dar lugar, por captura neutrónica u otras reacciones nucleares, a radionucleidos de vida larga, relevantes desde el punto de vista del impacto radiológico a largo plazo del almacén definitivo (AGP).

La composición de un combustible nuclear sufre grandes cambios durante su irradiación neutrónica en el núcleo del reactor. En el combustible de referencia se generan aproximadamente, por cada tonelada inicial de uranio, 41 kg de productos de fisión y 12 kg de elementos transuránicos.

Las [tablas 5.2](#) y [5.3](#), muestran las masas de los principales elementos químicos presentes, por tonelada de uranio inicial, tras 15 años de enfriamiento después de su descarga del núcleo del reactor.

Entre los productos de fisión cabe destacar, por orden de abundancia, los siguientes: Xe, Nd, Zr, Mo, Cs, Ce, Ru, etc. Una vez finalizada la irradiación, las variaciones en las masas de estos elementos químicos ya no son importantes, ya que una gran parte de la masa corresponde a isótopos estables.

Respecto a los elementos transuránicos (TRU) cabe destacar, como se muestra en la [figura 5.3](#), los siguientes: Pu, Np, Am y Cm. Contrariamente a lo que sucede con los productos de fisión, la masa de los TRU varía con el tiempo ya que todos los isótopos son radiactivos, algunos con vida relativamente corta.

De los aproximadamente 41kg de productos de fisión que se generan por tonelada de uranio gastado, tan sólo un 20% corresponde a isótopos radiactivos después de transcurridos unos cinco años aproximadamente desde la descarga del reactor. Por el contrario, casi todos los isótopos de los elementos transuránicos (Np, Pu, Am y Cm) y sus descendientes son radiactivos.

Respecto a las radiaciones que el combustible gastado emite, cabe destacar que casi todos los productos de fisión radiactivos son emisores beta y una gran parte de los actínidos, por tratarse de núcleos pesados, suelen ser emisores alfa, aunque existen excepciones notables. Todas las emisiones alfa y beta que se producen en el combustible gastado van acompañadas de radiación gamma, salvo contadas excepciones (por ejemplo el  $^{90}\text{Sr}$  es un emisor beta puro).

El combustible gastado también emite radiación neutrónica. Los neutrones que se emiten proceden, bien de fisiones espontáneas de algunos TRU, entre los que destaca el  $^{244}\text{Cm}$  (T1/2=18,1 años), o bien por reacciones ( $\alpha, n$ ) sobre el oxígeno del  $\text{UO}_2$ . Los emisores alfa que más contribuyen a la emisión de neutrones son  $^{238}\text{Pu}$  (T1/2=87,7 años) y  $^{241}\text{Am}$  (T1/2=433 años).

Familia química	Masa total (kg/tU)	Elementos y radioisótopos	Masas (g/tU)	T1/2 (años)
Actínidos	958,8	<b>Uranio</b>	947.200	
		U-234	198	2,45E+05
		U-235	6.716	7,04E+08
		U-236	4.516	2,34E+07
		U-238	935.700	4,47E+09
		<b>Neptunio</b>	658	
		Np-237	658	2,14E+06
		<b>Plutonio</b>	10.030	
		Pu-238	228	87,7
		Pu-239	5.919	2,41E+04
		Pu-240	2.597	6,54E+03
		Pu-241	683	14,4
		Pu-242	599	3,76E+05
		<b>Americio</b>	921	
		Am-241	773	432
		Am-242m	2,5	152
		Am-243	146	7,38E+03
		<b>Curio</b>	34	
		Cm-244	31	18,1
Cm-245	2	8,50E+03		

Tabla 5.2. Inventario de actínidos en el combustible gastado de referencia.

Familia química	Masa total (kg/tU)	Elementos y radioisótopos	Masas (g/tU)	T1/2 (años)
Alcalinos	3,26	<b>Rubidio</b>	424	
		Rb-87	290	4,70E+10
		<b>Cesio</b>	2.837	
		Cs-134	1	2,06
		Cs-135	521	2,30E+06
		Cs-137	1.004	30
Alcalinotérreos	3,15	<b>Estroncio</b>	852	
		Sr-90	435	29,1
		<b>Bario</b>	2.298	
Lantánidos e Itrio	12,42	<b>Itrio</b>	542	
		<b>Lantano</b>	1.465	
		<b>Cerio</b>	2.854	
		<b>Praseodimio</b>	1.340	
		<b>Neodimio</b>	4.854	
		<b>Promecio</b>	2,5	
		Pm-147	2,5	2,62
		<b>Samario</b>	1.025	
		Sm-151	15	90
		<b>Europio</b>	169	
		Eu-154	14	8,8
		Eu-155	2	4,96
		<b>Gadolinio</b>	166	
		<b>Terbio</b>	3	
<b>Disproseo</b>	2			
Metales de transición	9,32	<b>Circonio</b>	4.401	
		Zr-93	857	1,53E+06
		<b>Molibdeno</b>	4.008	
		<b>Tecnecio</b>	915	
		Tc-99	915	2,13E+05

Tabla 5.3. Inventario de productos de fisión en el combustible gastado de referencia.

Familia química	Masa total (kg/tU)	Elementos y radioisótopos	Masas (g/tU)	T1/2 (años)
<b>Metales nobles y grupo del platino</b>	5,35	<b>Rutenio</b>	2.692	
		<b>Rodio</b>	501	
		<b>Paladio</b>	1.789	
		Pd-107	275	6,50E+06
		<b>Plata</b>	91	
		<b>Cadmio</b>	145	
		<b>Indio</b>	3	
		<b>Estaño</b>	110	
		Sn-126	33	1,00E+05
		<b>Antimonio</b>	22	
<b>Grupo del azufre</b>	0,66	<b>Selenio</b>	67	
		Se-79	7	6,50E+04
		<b>Teluro</b>	589	
<b>Halógenos</b>	0,31	<b>Bromo</b>	26	
		<b>Iodo</b>	282	
		I-129	216	1,57E+07
<b>Gases nobles</b>	6,71	<b>Helio</b>	2	
		<b>Criptón</b>	422	
		Kr-85	10	10,7
		<b>Xenón</b>	6.289	

Tabla 5.3. Inventario de productos de fisión en el combustible gastado de referencia (continuación).

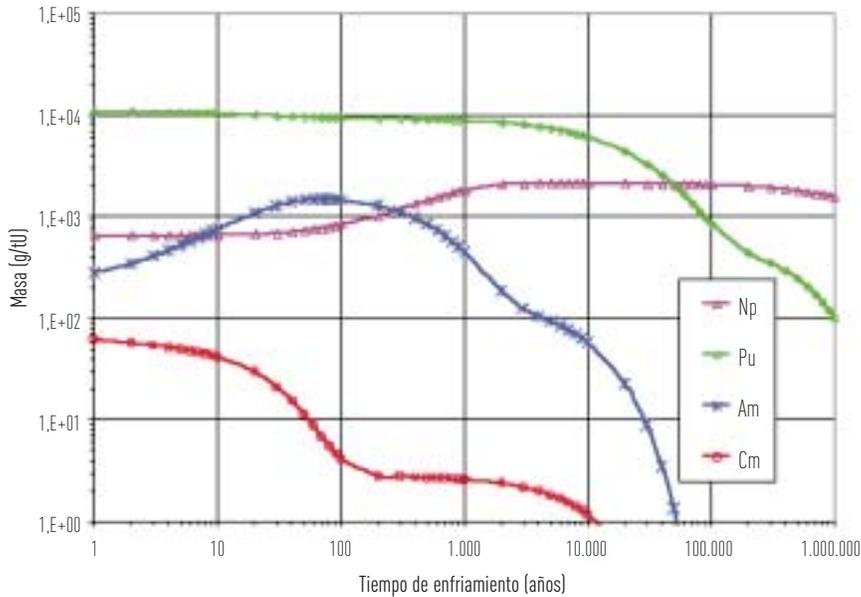


Figura 5.3. Inventario másico de transuránicos en el combustible de referencia gastado (Enresa).

La figura 5.4 pone de manifiesto cómo, durante los 200 primeros años de decaimiento, los productos de fisión son los máximos contribuyentes a la actividad del combustible gastado. A partir de entonces, los actínidos toman el relevo.

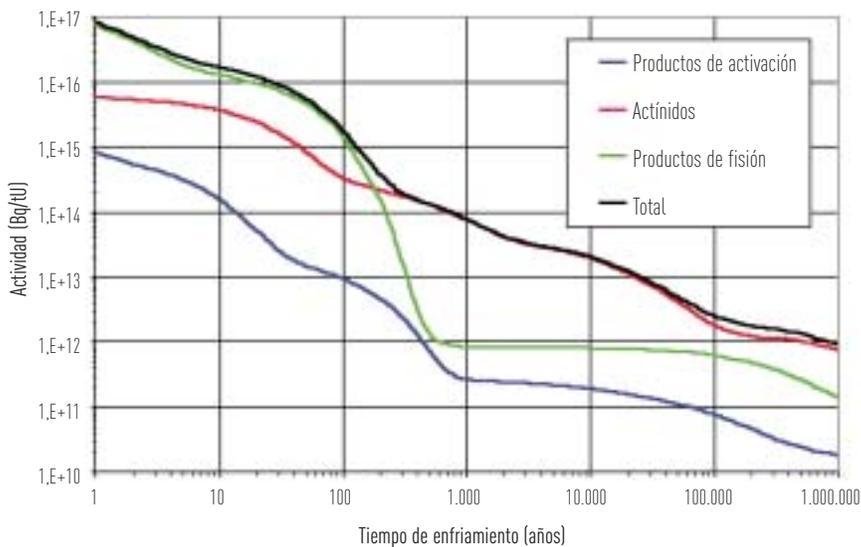


Figura 5.4. Actividad total del combustible de referencia gastado (Enresa).

En el combustible gastado los radionucleidos, o cadenas de radionucleidos, que marcan el perfil de la evolución temporal de la actividad total del combustible son:

- ▶ Durante los primeros 200 años de enfriamiento: las cadenas de desintegración de los productos de fisión  $^{137}\text{Cs}$  ( $T_{1/2}=30$  años) y  $^{90}\text{Sr}$  ( $T_{1/2}=29$  años), prácticamente por igual.
- ▶ Desde los 200 años de enfriamiento y hasta aproximadamente los 1.000 años, el  $^{241}\text{Am}$  ( $T_{1/2}=433$  años), generado por la desintegración del  $^{241}\text{Pu}$ .
- ▶ De los 1.000 años hasta casi los 10.000, el  $^{240}\text{Pu}$  ( $T_{1/2}=6.560$  años).
- ▶ De los 10.000 a los 100.000 años: el  $^{239}\text{Pu}$  ( $T_{1/2}=24.100$  años).
- ▶ A partir de los 100.000 años y hasta el millón de años, la contribución a la actividad total se debe fundamentalmente al  $^{242}\text{Pu}$  ( $T_{1/2}=3,75 \cdot 10^5$  años), al  $^{237}\text{Np}$  ( $T_{1/2}=2,14 \cdot 10^6$  años) con sus descendientes (serie  $4n+1$ ), y al  $^{234}\text{U}$  ( $T_{1/2}=2,46 \cdot 10^5$  años) con sus descendientes (serie  $4n+2$ ).

La desintegración radiactiva de los radionucleidos presentes en el combustible gastado es tan elevada que éste se convierte en una intensa fuente de calor. Al año de su descarga del reactor, la potencia térmica residual de un elemento combustible es muy alta, del orden de 700 kW, pero disminuye muy rápidamente al principio, a medida que los radionucleidos de muy corta vida van desintegrándose.

Durante los 50 primeros años de enfriamiento, la potencia térmica está claramente dominada por la desintegración de los productos de fisión; en el entorno de los 100 años de enfriamiento y posteriores son los actínidos los responsables del calor residual. La potencia térmica generada por las impurezas y materiales estructurales activados es irrelevante.

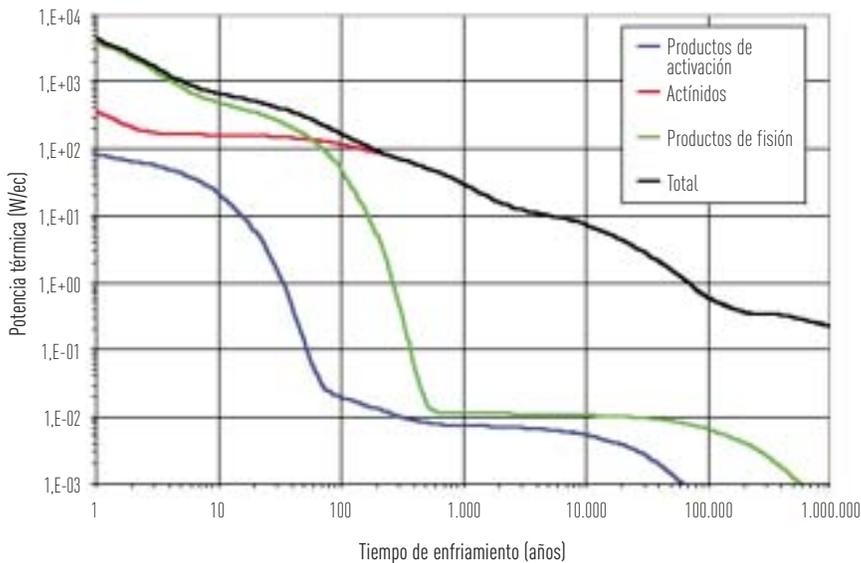


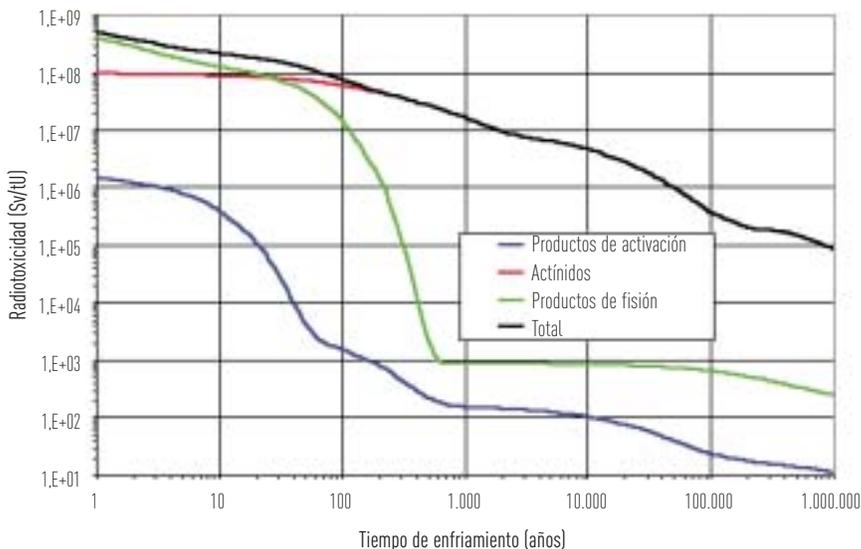
Figura 5.5. Potencia térmica residual del elemento combustible gastado de referencia (Enresa).

La **figura 5.5** muestra la evolución temporal de la potencia térmica residual de un elemento combustible gastado en función del tiempo transcurrido tras la descarga del reactor, así como las contribuciones de los productos de fisión, actínidos y productos de activación. En cuanto a los radionucleidos que en mayor medida contribuyen a la potencia térmica cabe destacar los siguientes:

- ▶ Durante los primeros 50 años de enfriamiento: las cadenas de desintegración de los productos de fisión  $^{137}\text{Cs}$  y  $^{90}\text{Sr}$ , con una contribución similar.
- ▶ Desde los 50 años y hasta aproximadamente los 1.000 años de enfriamiento: el  $^{241}\text{Am}$  generado por la desintegración del  $^{241}\text{Pu}$ .
- ▶ Para tiempos superiores, la potencia térmica residual del combustible gastado carecerá de relevancia.

La radiotoxicidad de los emisores alfa es mayor que la de los emisores beta, razón por la cual el perfil de la radiotoxicidad del combustible gastado es, a partir de unos pocos años de enfriamiento, similar al de los actínidos (ver **figura 5.6**). Como se observa en la gráfica, los productos de fisión son los mayores contribuyentes a la radiotoxicidad total del combustible gastado únicamente durante los 30 primeros años de enfriamiento, y la aportación de los productos de activación a la radiotoxicidad total es escasa.

Aunque es importante conocer la radiotoxicidad de cada radionucleido, particularmente cuando el combustible gastado se considera residuo radiactivo, también lo es el inventario radiotóxico asociado que resulta de asignarle, al radionucleido progenitor, el inventario radiotóxico de todos sus descendientes.



**Figura 5.6. Inventario radiotóxico del combustible gastado de referencia (Enresa).**

Esta forma de contabilizar la radiotoxicidad adquiere especial significado en el caso de los actínidos, dado que todos ellos pertenecen a alguna de las cuatro series radiactivas ( $4n$  a  $4n+3$ ). El caso más espectacular corresponde al  $^{241}\text{Pu}$  ( $T_{1/2}=14,4$  años), que prácticamente desaparece al cabo de unos 100 años, pero cuyo hijo el  $^{241}\text{Am}$  ( $T_{1/2}=433$  años), su nieto el  $^{237}\text{Np}$  ( $T_{1/2}=2,1\cdot 10^6$  años) y el resto de descendientes, pertenecientes todos ellos a la serie radiactiva  $4n+1$ , son los máximos contribuyentes, durante largos periodos de tiempo, al inventario radiotóxico total del combustible gastado.

La figura 5.7 muestra en detalle la radiotoxicidad de cada actínido, asignándole la radiotoxicidad de todos los descendientes generados a partir de sus isótopos iniciales, considerando un periodo inicial de enfriamiento de 15 años. Como se observa en dicha gráfica el plutonio junto con sus descendientes es el más relevante durante los primeros 100.000 años de enfriamiento:

- ▶ Durante los 30 primeros años de enfriamiento:  $^{238}\text{Pu}$  ( $T_{1/2}=87,7$  años).
- ▶ De los 30 hasta los 1.000 años:  $^{241}\text{Pu}$  ( $T_{1/2}=14,4$  años), aunque se manifiesta como su hijo el  $^{241}\text{Am}$  ( $T_{1/2}=433$  años).
- ▶ De los 1.000 a los 5.000 años:  $^{240}\text{Pu}$  ( $T_{1/2}=6.600$  años).
- ▶ Entre los 5.000 y aproximadamente los 100.000 años:  $^{239}\text{Pu}$  ( $T_{1/2}=24.000$  años).

En el periodo de tiempo posterior a los 100.000 años, hasta el millón de años, la radiotoxicidad del combustible gastado tiene dos contribuyentes básicos: plutonio y uranio.

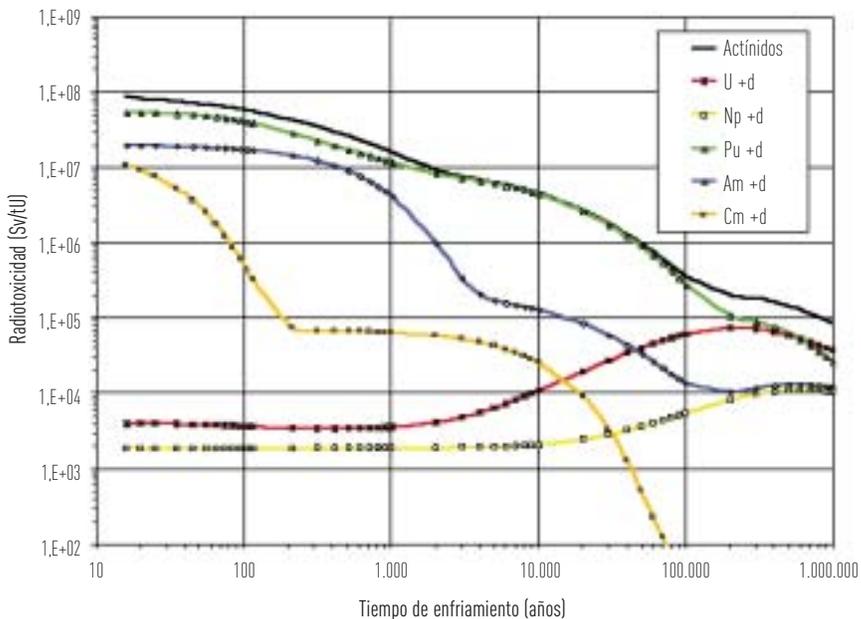


Figura 5.7. Inventario radiotóxico de los actínidos del combustible gastado de referencia (Enresa).

Respecto a la radiotoxicidad de los productos de fisión, cabe destacar a los siguientes:

- ▶ Durante los 500 primeros años:  $^{137}\text{Cs}$  ( $T_{1/2}=30$  años) y  $^{90}\text{Sr}$  ( $T_{1/2}=28$  años), ambos por igual.
- ▶ los 500 años en adelante:  $^{99}\text{Tc}$  ( $2,1 \cdot 10^5$  años),  $^{129}\text{I}$  ( $1,6 \cdot 10^7$  años),  $^{93}\text{Zr}$  ( $T_{1/2}=1,5 \cdot 10^6$  años),  $^{135}\text{Cs}$  ( $T_{1/2}=2,3 \cdot 10^6$  años) y  $^{126}\text{Sn}$  ( $T_{1/2} \sim 1 \cdot 10^5$  años).

La contribución de los productos de activación a la radiotoxicidad total del combustible gastado es muy pequeña en cualquier instante.

La **figura 5.8** muestra, en cada instante de tiempo, la contribución porcentual a la radiotoxicidad total de cada uno de los actínidos. Se ha considerado un periodo de enfriamiento inicial de 15 años, a partir del cual la radiotoxicidad de todos los radionucleidos descendientes es asignada a su progenitor.

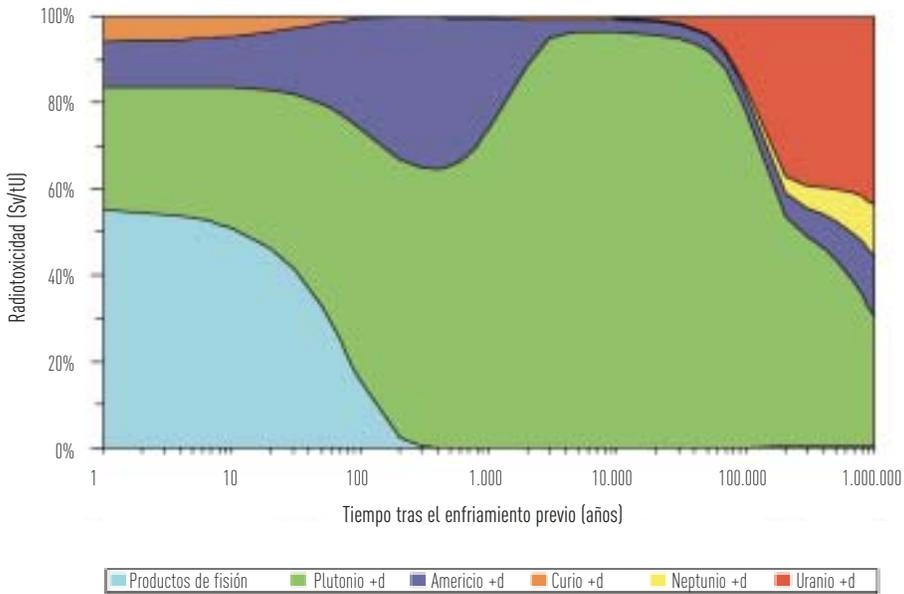


Figura 5.8. Inventario radiotóxico normalizado del combustible gastado de referencia (Enresa).

### 3. Opciones de gestión del combustible gastado

La gestión del combustible gastado es el término aplicado al conjunto de medidas, tanto en sentido técnico como institucional, por medio de las cuales se pueda asegurar que los combustibles gastados no sean un obstáculo para la operación normal de las centrales nucleares y que esas medidas técnicas no supongan, ni individualmente ni en su conjunto, un riesgo para las personas, animales y el medio ambiente. Este término está estrechamente relacionado, pero no es sinónimo, con la parte segunda o final (*back-end*) del ciclo del combustible nuclear.

El término *back-end* o parte final del ciclo del combustible nuclear se aplica a un conjunto de operaciones técnicas que empiezan con la descarga de los combustibles gastados de un reactor nuclear y terminan con su almacenamiento definitivo, bien en forma de combustible gastado acondicionado o productos de fisión y actínidos solidificados, de los cuales previamente se separaron el uranio y el plutonio por medio de la operación de reproceso.

La decisión de una determinada estrategia para la gestión del combustible gastado es un asunto complejo con muchos factores que deben ser tenidos en cuenta, como políticos, económicos, conservación de recursos, protección medioambiental y opinión pública, la última de las cuales ha llegado a ser un factor predominante en muchos países.

### **3.1. Almacenamiento temporal**

Toda central nuclear dispone de una piscina para albergar los combustibles gastados, descargados del núcleo del reactor, con el fin de su enfriamiento y decaimiento radiactivo. Debe tenerse muy en cuenta que siempre debe existir una capacidad libre de almacenamiento para todos los combustibles del núcleo del reactor, en el caso de tener que actuar en la vasija del reactor o el sistema de refrigeración del mismo, debido a la necesidad de llevar a cabo alguna modificación o reparación.

Las capacidades de almacenamiento de las piscinas fueron diseñadas para unos pocos años de operación del reactor, pero debido a que se decidió no reprocesar fue necesario aumentar su capacidad de almacenamiento. En alguna central, como Trillo, no fue posible aumentar mucho la capacidad de almacenamiento de la piscina debido a que el tamaño de la misma era relativamente pequeño y no era posible cambiar su diseño. Por esto se diseñó un almacén adicional en seco utilizando contenedores metálicos de doble finalidad, almacenamiento y transporte. Este tipo de medidas fueron adaptadas en gran parte de las centrales nucleares que existen en funcionamiento en países como EE.UU., Alemania y otros.

El almacenamiento temporal de los combustibles gastados, más o menos prolongado, no puede considerarse como una opción de gestión de los combustibles gastados, sino como la etapa inicial de cualquier tipo de gestión.

### **3.2. Ciclo abierto**

Se entiende por tal el ciclo que considera a los combustibles gastados como residuos de alta actividad que deben ser almacenados temporalmente para su enfriamiento y decaimiento radiactivo antes de su almacenamiento definitivo en una formación geológica profunda AGP, previo encapsulado.

### **3.3. Ciclo cerrado**

El ciclo cerrado es aquel en que los combustibles gastados se reprocesan para recuperar el uranio y el plutonio que contienen, para ser utilizados, en principio, como materiales energéticos para la fabricación de nuevos combustibles. Los residuos que se generan son fundamentalmente de dos tipos: RAA vitrificados y RMBA con un contenido de emisiones alfa que no permite que sean enviados a un almacén como El Cabril y deben ser enviados a un AGP.

Dentro del ciclo cerrado pueden ser consideradas varias alternativas. Algunos países como Francia, Japón, Suiza, y otros, llevan a cabo o compran los servicios del reproceso, reciclan el plutonio como MOX en reactores LWR en una proporción máxima del 70% UOX – 30% MOX y solamente una vez, lo que produce combustibles gastados tipo MOX con alto contenido en plutonio que habrá que almacenar temporalmente en un ATC para su reproceso posterior o bien almacenar definitivamente, como residuos radiactivos de actividad alta en un AGP. Esto en realidad es un ciclo cerrado parcial.

El ciclo cerrado puede ser “total” en lo que al plutonio se refiere, lo que se conoce como *ciclo cerrado* con multireciclado del plutonio, como combustible MOX, en reactores tipo FR. Esto se ha demostrado que es factible incluido el reproceso de los combustibles MOX gastados, aunque comercialmente no se realice actualmente ni el multireciclado del plutonio en reactores FR ni su reproceso.

Otra versión del ciclo cerrado que está en investigación y estudio es el ciclo cerrado total avanzado que supondría, en primer lugar, un reproceso PUREX extendido para separar, además del uranio y del plutonio, los actínidos minoritarios (Np, Am, Cm) para luego ser trasmutados, bien en reactores rápidos FR o sistemas transmutadores accionados por acelerador ADS. Dadas las características de los combustibles utilizados en los ADS y de su alto grado de quemado será necesario realizar su reproceso, de tipo pirometalúrgico, para poder llevar a cabo el multireciclado de los materiales no transmutados.

### **3.4. Almacenamiento definitivo**

La etapa final de cualquier ciclo elegido será el almacenamiento definitivo en un AGP de los combustibles gastados no reprocesados y de los RAA y algunos RMBA. La descripción y características principales de un AGP se realiza en el apartado 5.8 de este capítulo.

## **4. Almacenamiento temporal**

La necesidad de disponer de instalaciones adicionales a las piscinas de cada reactor para almacenar temporalmente los combustibles gastados viene condicionada en cada país por la generación de los mismos, la capacidad de almacenamiento en las piscinas de los reactores y los plazos previstos para las etapas posteriores del ciclo elegido hasta el almacenamiento definitivo.

Históricamente, cuando el reproceso del combustible gastado era la opción preferida y de referencia en muchos países, las piscinas de las centrales nucleares se diseñaron con una capacidad limitada, suficiente solamente para unos pocos años de operación. Posteriormente, la pequeña capacidad industrial de reproceso, el abandono de esta opción en países como España, y el retraso en la gran mayoría de los programas de almacenamiento geológico profundo, difiriendo la decisión sobre el almacenamiento definitivo del combustible gastado, han generalizado la necesidad de aumentar la capacidad de almacenamiento temporal y de extenderlo a periodos mayores que los previstos inicialmente. Esas circunstancias han permitido que se vayan acumulando años de experiencia operativa en cuanto al almacenamiento temporal, que en muchas instalaciones supera ya los 30 años ampliamente.

Por ello, en primer lugar se han aplicado diversas técnicas para el aumento de la capacidad de almacenamiento de las piscinas, sustituyendo los bastidores, donde se ubican los elementos

combustibles, por otros más compactos. En segundo lugar, se han desarrollado instalaciones de almacenamiento temporal o intermedio para el medio y largo plazo, independientes de las de las centrales nucleares, denominadas ISFSI (Independent Spent Fuel Storage Installation) en la terminología de la normativa de los EE.UU. En España, como se vio en el capítulo anterior, el sexto PGR prevé la construcción de un Almacén Temporal Centralizado (ATC) tipo bóvedas en el entorno del año 2010, cuyo período operativo sería del orden de unos 60 años.

Se han desarrollado distintas tecnologías y diseños, así como criterios, normativas y requisitos de seguridad de cara a garantizar la integridad del combustible gastado durante periodos prolongados de almacenamiento temporal, que se resumen a continuación, junto con una breve presentación de las instalaciones existentes o en proyecto en distintos países.

#### 4.1. Funciones y criterios de seguridad para el almacenamiento temporal

Desde el punto de vista de la seguridad nuclear y la protección radiológica, el objetivo básico del almacenamiento temporal del combustible gastado es que de su funcionamiento no se deriven dosis ni riesgos inaceptables, ni para el personal de operación, ni para la población o el medio ambiente, así como conseguir mantenerlos en niveles tan bajos como sea razonablemente posible (criterio ALARA).

Con independencia de la tecnología elegida, el almacenamiento debe cumplir con cinco funciones esenciales de seguridad, a saber:

- ▶ Garantizar una configuración subcrítica, es decir, hacer imposible una reacción nuclear de fisión en cadena autosostenida.
- ▶ Facilitar la disipación de calor de desintegración de los productos radiactivos contenidos en el CG, de tal manera que el propio combustible y sus materiales estructurales no sufran deterioros que puedan conducir a la liberación de algunos radionucleidos.
- ▶ Proporcionar blindaje contra la radiación gamma y neutrónica
- ▶ Mantener confinada la radiactividad, evitando escapes al exterior.
- ▶ Garantizar la recuperabilidad en todo momento del combustible gastado y los RAA almacenados, incluyendo la conservación del estado e integridad física durante toda la vida de la instalación.

Dichas funciones deben mantenerse en condiciones normales de operación y en condiciones de sucesos base de diseño durante toda la vida de la instalación. Para lograrlo, el diseño, la construcción y la operación deben realizarse de acuerdo con criterios de seguridad y procedimientos basados en normativa internacional.

Hay que destacar el papel de la Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre Seguridad en la Gestión de Residuos Radiactivos [OIEA-98a], así como de las normas del OIEA de la colección Safety Series números 116, 117, 118, relativas al diseño, operación y evaluación de seguridad de los almacenes temporales de CG respectivamente [OIEA-94a; OIEA-94b; OIEA-94c]. En los EE.UU., existe una norma de alto rango, el 10 CFR 72 [USNRC, 1998] que se desarrolla en diversas guías y normas.

Los criterios y la evaluación de seguridad requieren en primer lugar identificar las estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad, es decir, aquellas que proporcionan las garantías para que el combustible gastado pueda ser recibido, manejado, almacenado temporalmente y recuperado sin riesgo. En segundo lugar, deben definirse los márgenes de operación de la instalación. También, en el diseño han de evaluarse las características del emplazamiento que pudieran afectar a la instalación, identificando los potenciales sucesos externos, naturales o debidos a actividades humanas que resultasen más limitativos (*accidentes base de diseño*). Por último, deben tenerse en cuenta los posibles fallos de las partes esenciales mediante el correspondiente “análisis de fallos”, que comprenda fallos de los equipos, sistemas y componentes, así como fallos humanos (*incidentes operacionales previsibles*).

Los criterios generales de diseño contenidos en las guías del OIEA antes citadas, se refieren a la necesidad de diseñar la instalación para resistir los *accidentes bases de diseño* y responder a los *incidentes operacionales previsibles*, contemplándose los aspectos siguientes:

- ▶ *Subcriticidad*: los sistemas de manejo, transferencia y almacenamiento deben ser diseñados para mantener la subcriticidad en condiciones normales y anormales de operación, así como en caso de accidente. La constante efectiva de multiplicación neutrónica debe mantenerse siempre inferior a 0,95<sup>1</sup>. Deben considerarse los márgenes de seguridad suficientes a fin de compensar las posibles incertidumbres y seleccionar el elemento combustible más representativo, cuyas características resulten envolventes de los que se van a almacenar.
- ▶ *Disposición general de los sistemas de manejo y almacenamiento*: de tal manera que se permita su adecuada inspección y el mantenimiento, se minimice el movimiento de cargas pesadas por encima de los EE.CC. y se cumpla con el principio ALARA para minimizar la exposición de los trabajadores a la radiación en el desarrollo de las operaciones.
- ▶ *Protección radiológica*: se ha de contar con las medidas necesarias para la protección de los trabajadores y el público, mediante sistemas de ventilación, monitores de radiación y blindajes como elementos principales.
- ▶ *Confinamiento de los materiales radiactivos*: los sistemas de almacenamiento deben estar dotados de las medidas necesarias para el confinamiento de los materiales radiactivos y la prevención de liberaciones incontroladas, lo que requiere la protección de las vainas de combustible frente a fenómenos degradatorios –aspecto que se trata más adelante–, tiene incidencia en el diseño de los sistemas de ventilación, –de manera que garanticen la retención de contaminantes en los filtros– y hace necesaria la vigilancia de los sistemas de confinamiento, de manera que se puedan tomar medidas correctoras en caso necesario.
- ▶ *Evacuación de calor*: el sistema estará diseñado para disipar el calor generado por el inventario máximo de combustibles gastados y RAA, no excediendo la temperatura necesaria para proteger su integridad.

---

<sup>1</sup> Una reacción de fisión nuclear en cadena autosostenida requiere una constante efectiva de multiplicación neutrónica igual a la unidad.

- 146
- ▶ *Materiales*: los equipos, sistemas y componentes relacionados con la seguridad deberán conservar el adecuado funcionamiento durante toda la vida de la instalación y, cuando no sea posible, el diseño deberá permitir la sustitución.
  - ▶ *Salvaguardias y protección física*: el diseño debe incluir medidas técnicas y administrativas para aplicación del sistema de salvaguardias, o lo que es lo mismo, para evitar la desviación de materiales nucleares para otros fines. Por ello, hay que garantizar la vigilancia y la contabilidad de los EE.CC., de acuerdo con las recomendaciones del OIEA [OIEA-81], estando además sometidas las instalaciones de la UE al sistema de salvaguardias de EURATOM. Aparte, de deben adoptar medidas de protección física que eviten acceso no autorizado a zonas de almacenamiento y manejo.
  - ▶ *Sistemas y servicios auxiliares*: los sistemas importantes para la seguridad (entre ellos, los de suministro eléctrico, instrumentación y control, ventilación, protección contra incendios, tratamiento de residuos radiactivos, iluminación, vigilancia de áreas y de personal) tienen que ser diseñados y construidos para mantener la capacidad de respuesta en operación normal, anormal y de accidente, incluyendo sistemas redundantes, para garantizar la transferencia de funciones en caso necesario.
  - ▶ *Garantía de calidad*: los equipos, sistemas y componentes importantes para la seguridad deben de ser diseñados, construidos y operados de acuerdo con normas de calidad, de acuerdo con la importancia de su función. Se debe aplicar un programa de garantía de calidad que cubra, además, todas las actividades de almacenamiento, incluyendo las de vigilancia, control inspección y pruebas.
  - ▶ *Inspección y mantenimiento*: el diseño deberá considerar un programa de inspección y mantenimiento de las estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad. Así mismo, debe permitir la vigilancia y control de la integridad de los elementos combustibles.
  - ▶ *Recuperabilidad y desmantelamiento*: las instalaciones deberán estar diseñadas para facilitar en su día la recuperación de los EE.CC. y las actividades de descontaminación y desmantelamiento, de forma que se minimice la cantidad de residuos generados y las dosis de radiación a los trabajadores que intervengan.

Con respecto a los procedimientos de operación, un requisito básico es que todas las operaciones técnicas y de control que se desarrollen en la instalación se realicen de conformidad con procedimientos establecidos por escrito. Ello se aplica tanto a la operación normal, como a los incidentes operacionales previstos y a los sucesos base de diseño.

Un aspecto crítico para la seguridad en el almacenamiento temporal puede llegar a ser el comportamiento del CG durante periodos prolongados de almacenamiento. Si bien la experiencia acumulada sin incidentes es ya de varias décadas, es importante investigar el comportamiento de los materiales en instalaciones operativas, incluyendo la realización de ensayos destructivos con combustibles antes y después de largos períodos de almacenamiento, así como la investigación de potenciales mecanismos de degradación de las vainas, en almacenamiento húmedo y seco, de cara a su modelización y a la validación de los modelos de predicción del comportamiento a más largo plazo. Sobre esta cuestión se han

realizado numerosos estudios, tanto de carácter nacional como internacional, destacando los coordinados por el OIEA, como el programa BESFAST (BEhaviour of Spent Fuel Assemblies during Extended Storage) [OIEA-87], [OIEA-92], o el SPAR (Spent Fuel Assessment and Research) [OIEA-98b], continuando la investigación para estudiar la extensión del almacenamiento temporal a periodos prolongados, con un horizonte típico de 100 años.

#### **4.2. Tecnologías existentes para el almacenamiento temporal del combustible gastado. Instalaciones en operación y en proyecto**

Existen distintas soluciones tecnológicas que permitirían satisfacer las funciones y criterios de seguridad antes presentados. En general pertenecen a dos grupos según el medio empleado para el almacenamiento: el de *almacenamiento en húmedo*, donde se utiliza agua, y el de *almacenamiento en seco*, donde se utiliza un gas (helio). La elección entre uno u otro está supeditada, además de por factores económicos, estratégicos o de disponibilidad tecnológica, por el tipo y características del combustible gastado. Así, por ejemplo, el almacenamiento inicial, tras la extracción del combustible gastado del reactor, siempre se hace en húmedo, ya que permite disipar más fácilmente la elevada potencia térmica residual que presenta el combustible recién descargado. Por su parte, el almacenamiento en seco presenta ventajas para almacenamiento a medio/largo plazo dado que las tecnologías son conceptualmente más sencillas al basarse en la disipación de calor por convección natural al aire, suelen tener un menor coste de funcionamiento y mantenimiento, ocasionan dosis operacionales más bajas y además no originan residuos secundarios de operación, una vez que el combustible ha sido almacenado.

##### **Almacenamiento en piscinas**

El almacenamiento del combustible gastado en piscinas es una tecnología plenamente desarrollada y bien probada, tanto en las centrales nucleares como en las plantas de reproceso. La elección del agua como medio de almacenamiento viene motivada por tres razones principales, a saber: sus características para disipar el calor, sus buenas propiedades como blindaje para las radiaciones emitidas por el combustible gastado, y la transparencia, que permite la fácil inspección y control del combustible gastado. Por otro lado, se dispone ya de una experiencia acumulada sin incidencias de cerca de 40 años en varias instalaciones, que puede ser extrapolable a periodos más largos, siempre que se mantengan los controles y vigilancia necesarios.

##### **► Características generales de las piscinas de almacenamiento de combustible gastado**

La mayoría de las piscinas existentes, tanto en centrales nucleares como en plantas de reproceso, presentan grandes similitudes entre sí. Suelen constar de una estructura de hormigón armado de diseño sísmico, con las paredes recubiertas interiormente de acero inoxidable. Sus dimensiones pueden ser variables, pero por motivos de blindaje deben guardar una profundidad mínima del agua suficiente como para que el combustible gastado esté sumergido en todo momento bajo una capa de agua de al menos 3 m. Su capacidad es variable, de forma que en países en donde estaba previsto el reproceso del combustible gastado, se dotaba a las centrales de piscinas con capacidad para periodos de operación del orden de 10 años o menos; por el contrario, las piscinas de algunas centrales modernas tienen capacidad para albergar todo el combustible que se prevé generar durante la vida útil de la planta. En las plantas de reproceso, las piscinas suelen tener una construcción modular, ampliable en caso necesario. En todo caso la piscina de cada reactor debe tener una capacidad libre suficiente

para alojar al menos todo el combustible del reactor en caso de tener que vaciar la vasija, siendo ésta una condición necesaria para el funcionamiento de la central.

Dentro de las piscinas, los elementos combustibles se alojan verticalmente en bastidores de aluminio o de acero inoxidable (figura 5.9), diseñados de forma que el conjunto se mantenga subcrítico en toda circunstancia, en cumplimiento del primer criterio de seguridad.

Las piscinas están dotadas de una serie de sistemas esenciales para su operación, entre los que hay que citar los siguientes:

- ▶ Sistema de detección de fugas en los combustibles gastados
- ▶ Sistema de refrigeración del agua, mediante recirculación a través de cambiadores de calor que la mantienen generalmente por debajo de 50°C.
- ▶ Sistema de purificación del agua, mediante resinas de intercambio iónico, para limitar la cantidad de productos radiactivos en el agua, y mantener su pH y composición química dentro de límites aceptables.
- ▶ Sistema de barrido superficial, para recoger el polvo y partículas suspendidas.
- ▶ Sistema de ventilación y filtración del aire del edificio, que lo mantiene en depresión con respecto al exterior.
- ▶ Sistemas de vigilancia y control de las condiciones del agua y del recinto: nivel, temperatura, pH, conductividad, composición química y radiológica del agua; nivel de radiación y contaminación del aire del edificio.
- ▶ Sistemas de alarma en caso de desviaciones de los parámetros de importancia para la seguridad.
- ▶ Sistemas de manejo, almacenamiento e inspección del combustible: grúa con enclavamientos, contenedores o cápsulas para elementos dañados, etc.



Figura 5.9. Instalación de bastidores para alojamiento del combustible gastado en piscinas.

### ► Soluciones para el aumento de la capacidad de las piscinas

Como consecuencia de los cambios en las políticas de gestión del combustible gastado, aquellas centrales nucleares que tenían una capacidad limitada de almacenamiento en sus piscinas, se han visto obligadas a buscar soluciones para una mejor utilización del espacio existente. Las soluciones más habituales han sido:

- El *re-racking* o cambio de los bastidores iniciales por otros con absorbentes neutrónicos, a base de compuestos de boro, que permiten aumentar la densidad de almacenamiento, manteniendo las condiciones subcríticas del conjunto.
- El crédito al grado de quemado *burn-up credit*, que consiste en aceptar que el elemento combustible, una vez irradiado tiene menor grado de enriquecimiento que el combustible fresco, poniendo mayor realismo en los cálculos, lo que suele traducirse en una menor necesidad de materiales absorbentes y de distanciamiento entre bastidores.
- El almacenamiento de doble capa o doble apilado de los elementos combustibles *double tiering*, que se ha utilizado en algunas centrales nucleares de los EE.UU. (La Crosse, Yankee Rowe).

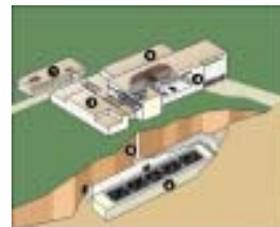


Figura 5.10. Instalaciones de almacenamiento de combustible gastado en piscinas. Arriba: La Hague (Francia), durante su construcción y ya en funcionamiento; centro: Sellafield (Reino Unido); abajo izquierda, Olkiluoto (Finlandia); abajo derecha, CLAB (Suecia).

## ► Panorama internacional

Del total de combustible gastado generado en el mundo, aproximadamente dos tercios permanecen almacenados sin reprocesar. El almacenamiento en piscinas es el dominante, si bien la mayoría de instalaciones adicionales utilizan con preferencia los distintos modelos de la tecnología de almacenamiento en seco, tendiendo a aumentar. La mayor parte de las piscinas originales de las centrales nucleares ya han sido sometidas a la operación de cambio de bastidores, como medida más inmediata para aumentar su capacidad. En algunos países también se han puesto en marcha instalaciones de almacenamiento independientes de las centrales, varias de ellas asociadas a plantas de reproceso. Destacan las instalaciones de La Hague (Francia), Shellafield (Reino Unido), Rokkasho-Mura y Tokai-Mura (Japón), Chelyabinsk y Krasnoyarsk (Rusia), Morris (EE.UU.), Olkiluoto (Finlandia) y CLAB (Suecia). Algunas de esas instalaciones se pueden ver en la [figura 5.10](#). En las piscinas de La Hague hay actualmente almacenadas del orden de 11.000 tU pendiente de reproceso.

La instalación sueca CLAB es un almacén temporal centralizado (ATC) cuya construcción fue decidida en 1980, como etapa previa al almacenamiento geológico profundo, dentro de la política de gestión del combustible gastado en ciclo abierto. Merece la pena destacar su peculiar concepción, ya que, a diferencia de lo habitual, se trata de una instalación subterránea. En la superficie de la instalación se encuentran los edificios de oficinas, recepción del combustible y servicios auxiliares. A 30 m bajo la superficie, en la cavidad rocosa, se ubican cuatro piscinas de almacenamiento y una piscina central, descendiendo el combustible mediante un ascensor. La longitud total de la parte bajo tierra es de 120 m, y la capacidad de almacenamiento actual es de 5000 tU. Una segunda caverna, recién terminada, ha aumentado la capacidad de almacenamiento hasta 8000 tU, suficiente para albergar el combustible gastado producido por los 12 reactores suecos hasta 2010.

### Almacenamiento en contenedores

Entre las tecnologías de almacenamiento en seco, el uso de contenedores presenta varias alternativas, según los materiales empleados y su finalidad. Así, se pueden encontrar contenedores de hormigón, metálicos o mixtos de metal y hormigón; con funciones de sólo almacenamiento, de doble propósito (almacenamiento temporal y transporte) o multipropósito (almacenamiento temporal, transporte y almacenamiento definitivo). En todos los casos, las funciones a satisfacer son las ya comentadas (mantenimiento de la subcriticidad, refrigeración, blindaje de la radiación y confinamiento de las sustancias radiactivas, así como la recuperabilidad del combustible). La refrigeración en estos sistemas es pasiva, facilitando la transmisión de calor mediante radiación térmica, conducción y convección natural, lo que hace innecesario disponer de sistemas activos para disipar el calor, siendo ésta su característica principal. En ciertas instalaciones los contenedores se ubican en plataformas de hormigón a la intemperie y en otras en el interior de edificios.

Los contenedores de hormigón son generalmente estructuras constituidas por un cuerpo de hormigón armado de gran espesor, con una cavidad interior de almacenamiento, que suele estar revestida de una lámina metálica, donde se aloja el bastidor para los elementos combustibles, que puede estar contenido o no en una cápsula sellada. Suelen tener también tapas de hormigón para completar la función de blindaje del conjunto. La evacuación de calor

se puede conseguir mediante un flujo de aire por convección natural a través del contenedor, o directamente por conducción a través de las paredes, en el caso de los modelos de contenedor no ventilados.

Normalmente este tipo de contenedores se sitúan sobre plataformas al aire libre, sometidos a vigilancia física. Existe experiencia desde 1977, cuando en Canadá se empezaron a almacenar elementos de combustible gastados de los reactores CANDU. Los últimos diseños llevados a la práctica son de base rectangular (figura 5.11).



Figura 5.11. Ejemplos de contenedores de hormigón para almacenamiento temporal del combustible gastado.

Los contenedores metálicos se han empleado desde los inicios de la industria nuclear para el transporte y almacenamiento de combustible y otros materiales. Generalmente son cilindros o poliedros de materiales como fundición nodular, acero inoxidable o acero al carbono, con un bastidor interior donde se alojan verticalmente los elementos combustibles en número variable según el modelo. La pared tiene un espesor suficiente para proporcionar el blindaje necesario, y generalmente consta de varios materiales (multi-pared) como acero inoxidable, plomo y polímeros con absorbente neutrónico. En el exterior tienen dispositivos para el manejo, así como varias penetraciones con tapas atornilladas, que permiten el drenaje, venteo y vigilancia de la atmósfera interior, rellena de helio. Son sistemas pasivos, en los que la disipación del calor del combustible gastado tiene lugar por radiación térmica y conducción a través del bastidor y de las paredes. La refrigeración de la pared exterior se suele realizar mediante aletas disipadoras de calor que también pueden existir en el interior, entre el bastidor y la pared.

Habitualmente estos contenedores se licencian para cumplir más de una función –almacenamiento y transporte–, existiendo varios modelos licenciados en distintos países, tales como el CASTOR (Alemania), NAC (EE.UU.), Transnuclear (Francia), ENSA-DPT (España, central nuclear de Trillo). En la figura 5.12 se muestran algunos ejemplos, entre ellos el empleado en la central nuclear de Trillo. para remediar la saturación de su piscina.

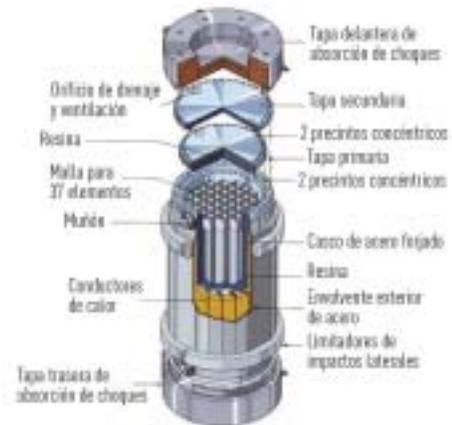


Figura 5.12. Ejemplos de contenedores metálicos para almacenamiento temporal y transporte del combustible gastado.

En estos casos, el combustible es cargado dentro de la propia piscina de la central nuclear, y llevado directamente al lugar de almacenamiento. Posteriormente, al cabo de los años, se puede realizar el transporte al ATC (Almacén Temporal Centralizado) o a su destino final en el mismo contenedor, sin necesidad de nuevas manipulaciones del combustible gastado.

Un último tipo de contenedores es el de los llamados mixtos, multipropósito o multifuncionales, que sirven para el transporte, almacenamiento temporal y almacenamiento definitivo del combustible gastado. Están constituidos por una cápsula que aloja el bastidor con los elementos combustibles y diferentes envolturas apropiadas para cada función. Tal vez el más representativo sea el desarrollado por Holtec (EE.UU.) a principios de los noventa, que se ha instalado en numerosas centrales estadounidenses, y que va a ser empleado para el combustible gastado de la central nuclear José Cabrera, cuya operación finalizó en abril de 2006, y en la que hay que gestionar un total de 377 elementos combustibles gastados. La figura 5.13 ilustra este tipo de almacenamiento. En él, la cápsula multipropósito (MPC) está diseñada como una vasija a presión rellena de helio, dentro de la cual, en el bastidor (capaz para 32 elementos combustibles en el caso de la central nuclear José Cabrera) se puede almacenar también combustible intacto, combustible dañado, componentes asociados al combustible y otros residuos procedentes del núcleo del reactor. Para la extracción de la cápsula de la piscina y su colocación en la plataforma de almacenamiento, se emplea un contenedor envolvente de transferencia (HI-TRAC). Para el almacenamiento, el combustible está protegido por la MPC y

ésta por el módulo HI-STORM, de almacenamiento, de hormigón con ventilación interna por aire con circulación natural, o por el HI-STAR, metálico, apto también para el transporte y para el almacenamiento final. El contenedor HI-STORM puede ubicarse también enterrado, en una plataforma de hormigón en la cual quede su cara superior a nivel del suelo, para permitir la circulación de aire en el interior.

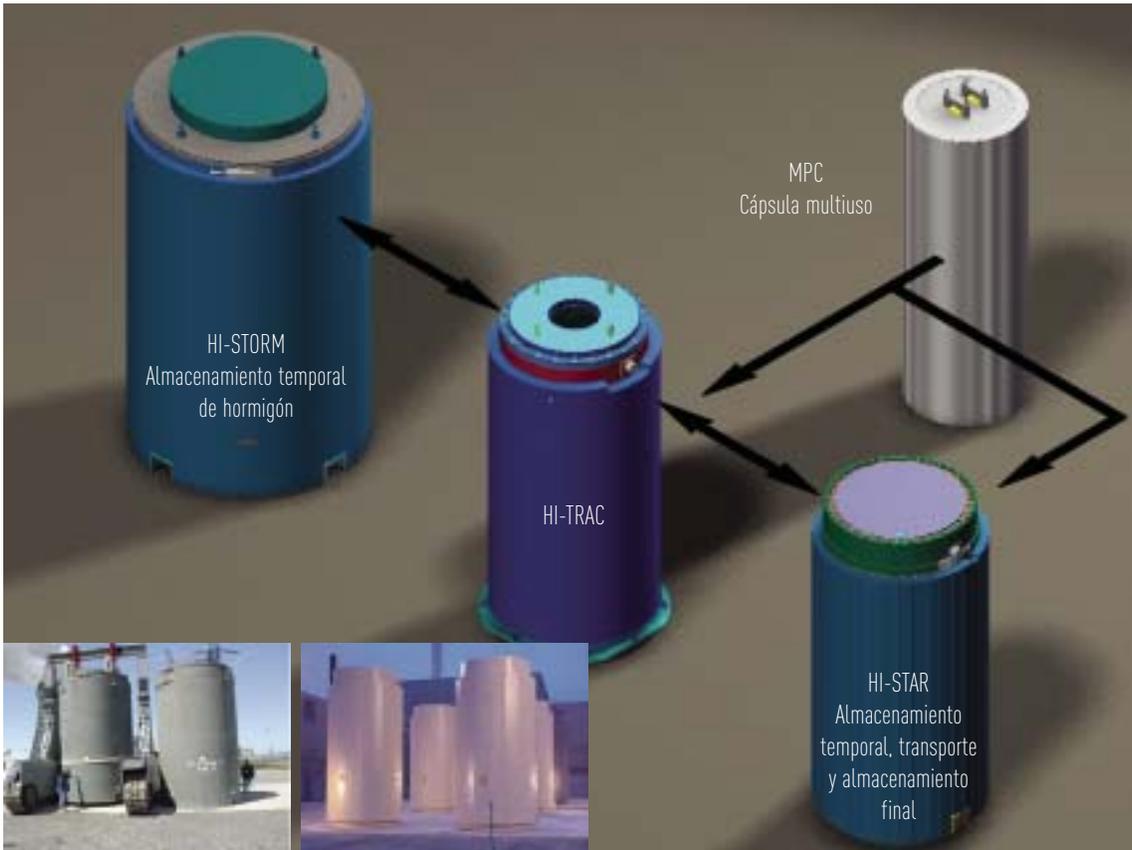


Figura 5.13. El sistema multipropósito de Holtec: la cápsula MPC se puede insertar en el contenedor HI-STORM (almacenamiento temporal de hormigón), en el HI-TRAC (transferencia) o en el HI-STAR (almacenamiento temporal, transporte y almacenamiento final).

### Almacenamiento en silos

El almacenamiento en silos o módulos, consiste en estructuras monolíticas de hormigón de construcción modular, normalmente fijas, ubicadas en superficie, con cavidades donde se alojan cápsulas metálicas selladas que contienen los elementos combustibles. Las cavidades suelen ser horizontales, aunque también las hay verticales (figura 5.14). La estructura de hormigón proporciona el blindaje y el soporte estructural, mientras que la cápsula metálica asegura la contención necesaria. La transmisión del calor tiene lugar mediante circulación de aire por convección natural, tratándose por tanto de sistemas pasivos. Dentro de la piscina de la central nuclear, el combustible es cargado verticalmente en las cápsulas que a continuación

son transportadas al lugar de la instalación e introducidas horizontalmente en los módulos mediante un sistema de transferencia hidráulico. Desde mediados de los ochenta, existen diversas instalaciones de este tipo en los EE.UU. (en horizontal) y en Canadá (en vertical).



Figura 5.14. Almacenamiento temporal en silos de hormigón.

### Almacenamiento en bóvedas

Las instalaciones de tipo bóveda permiten el almacenamiento de uno o varios elementos combustibles en tubos metálicos que se disponen vertical u horizontalmente, según el diseño, en una instalación a través de la cual se favorece la circulación de aire por tiro natural, que generalmente es expulsado a través de chimeneas. La protección y el blindaje lo proporciona la propia estructura de hormigón y las tapas de las bóvedas. Un esquema del concepto lo vemos en la figura 5.15. Como se aprecia en la figura 5.16, que muestra el esquema de una instalación típica, ésta consta de una zona de recepción a donde llegan los contenedores de transporte cargados con los elementos combustibles; una zona de acondicionamiento en una celda caliente, donde se extrae el combustible del contenedor, se encapsula y se acondiciona para su traslado a la zona de almacenamiento; y la zona de almacenamiento que se puede construir de forma modular, consistente en las bóvedas propiamente dichas.

Desde la primera instalación de este tipo, construida en el Reino Unido en 1971 (central nuclear de Wilfa), se han desarrollado otras, mejorando notablemente y simplificando, a la vez, la tecnología. Existen instalaciones de este tipo (figura 5.17) en Fort St. Vrain (Colorado, EE.UU.), Paks (Hungría), Cadarache (Francia, instalación CASCAD) y en Borsele (Holanda). Esta última, denominada HABOG, es una instalación de diseño similar al propuesto para el ATC (Almacén Temporal Centralizado) español, inaugurada en septiembre de 2003. Algunas características significativas del diseño genérico para el ATC en España se indican en la tabla 5.7.

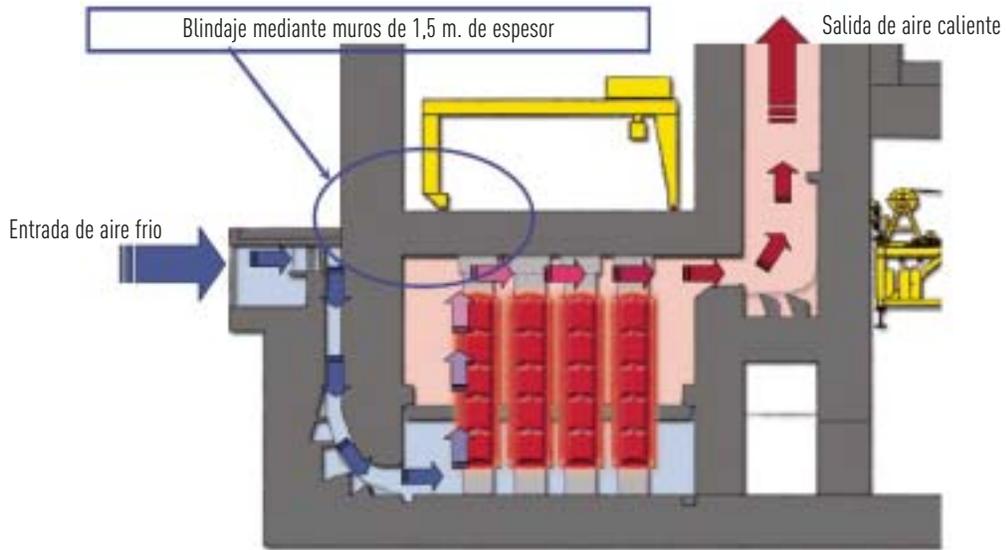


Figura 5.15. Esquema conceptual del almacenamiento de combustible gastado en bóvedas.

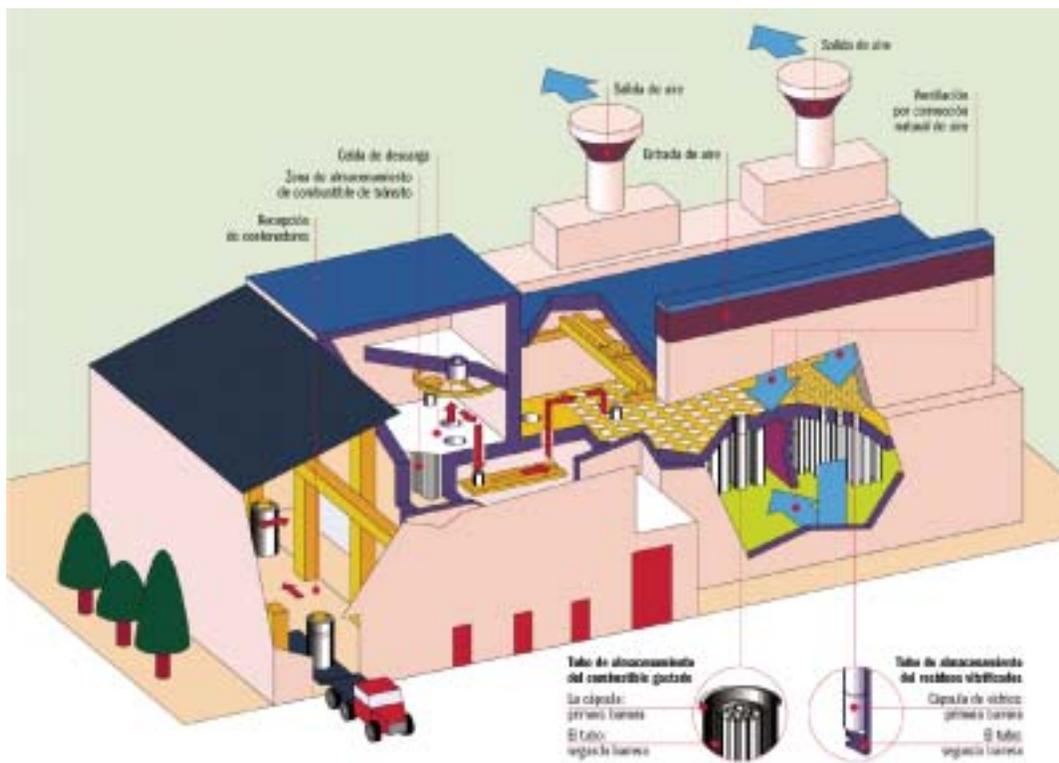


Figura 5.16. Esquema de una instalación típica de bóvedas para almacenamiento temporal de combustible gastado.



Figura 5.17. Instalaciones de tipo bóveda para almacenamiento temporal de combustible gastado. Arriba, Fort St. Vrain (Colorado, EE.UU.) y CASCAD (Cadarache, Francia). Segunda línea: Paks (Hungría). Abajo: HABOG (Borssele, Holanda).

## Materiales a almacenar en la instalación ATC [Gag-06]

	Tipos	Cantidad
Combustible gastado	PWR 14x14 Westinghouse	377 elementos
	PWR 17x17 Westinghouse	9.141 elementos
	PWR 16x16 KWU	1.793 elementos
	BWR 8x8 GE, SVEA	8.260 elementos
	Total: 19.571 elementos (6.700 tU aprox.)	
Residuos de alta actividad (Reproceso Vandellós I)	Vitrificados	84 cápsulas
Residuos de media actividad (Reproceso Vandellós I)	Bitumen	1.022 bidones de 210 litros
	Tecnológicos	126 contenedores de 1,2 m <sup>3</sup>
	Piezas de magnesio y grafito	1.320 bidones de 225 litros
Residuos que superan los límites de El Cabril (principalmente de actividades de desmantelamiento)	Unos 1905 m <sup>3</sup> con diversos residuos acondicionados en matriz sólida	

### Dimensiones de los edificios

- Conjunto: 283 m de largo, 78 m de ancho y 26 m de alto respecto al suelo. Altura de las chimeneas de salida de aire: 45 m sobre el suelo.
- Área de recepción de bultos: estructura metálica de 37,7 m x 22 m x 21 m
- Edificio de procesos: estructura de hormigón armado de 39 m x 38 m x 24 m
- Edificio de servicios y sistemas auxiliares: estructura de hormigón de 39 m x 21 m x 14 m
- Edificios de Almacenamiento: cada uno con dos módulos (37,7 m x 37,1 m x 25,8 m) y cada módulo con dos bóvedas de almacenamiento (estructuras con paredes de hormigón armado de aproximadamente 1,5 m de espesor). Cada bóveda aloja 120 tubos verticales de almacenamiento y dispone de entradas y salida de aire independientes. Sobre las bóvedas se extiende el Área de Manejo correspondiente. Su construcción se hará por fases.
- Nave de almacenamiento de bultos de residuos de media actividad: bloque paralelepípedo (19,4 m x 47 m x 18 m) de hormigón armado de 1,5 m de espesor. Los bultos son almacenados en el nivel cero, segregados y apilados de acuerdo con sus características.

### Sistemas auxiliares

- Ventilación, calefacción y acondicionamiento de Aire
- Suministro eléctrico
- Instrumentación y control
- Vigilancia de la radiación
- Tratamiento de residuos de los procesos
- Protección contra incendios
- Otros sistemas auxiliares: aire comprimido, tratamiento de aguas, gases (helio para el llenado de las cápsulas, nitrógeno para el llenado de los tubos de almacenamiento, argón/H<sub>2</sub> para soldadura, argón/CO<sub>2</sub> para protección contra incendios), agua caliente y agua enfriada, vacío.

Tabla 5.7. Principales características del proyecto de la instalación ATC para España.

## Almacenamiento temporal centralizado de combustible gastado en el mundo

El almacenamiento centralizado del combustible gastado y los residuos de alta actividad ofrece, en general, ventajas sobre el almacenamiento en cada central, desde los puntos de vista de la flexibilidad, el control, la independencia con respecto a la operación de las centrales, la reducción del número de instalaciones y la economía. El principal inconveniente resulta ser el de los transportes requeridos del combustible gastado y los residuos de alta actividad desde los lugares de producción al ATC, lo que sin embargo constituye una práctica habitual en los países que envían su combustible gastado a las instalaciones de reprocesado o que ya disponen de instalaciones centralizadas de almacenamiento.

La elección de una u otra tecnología se realiza en función de factores tales como la capacidad total de la instalación, la entrada anual de material, la madurez y experiencia previa del sistema de almacenamiento, el tiempo necesario de implantación, las interferencias con la operación de las centrales nucleares, su flexibilidad y modularidad, los costes y la percepción pública. En términos generales, puede decirse que para pequeñas cantidades de combustible (almacenamiento en las centrales) los sistemas basados en contenedores son más económicos. Por el contrario, para almacenamientos masivos centralizados, los sistemas tipo bóvedas son más ventajosos.

En la [tabla 5.8](#) se indican algunas de las instalaciones de almacenamiento temporal centralizado existentes en el mundo para combustible gastado, residuos de alta actividad o ambos.

País	Instalación	Tecnología	Material almacenado
Alemania	Ahaus	Contenedores metálicos	CG
	Gorleben	Contenedores metálicos	CG y V
Bélgica	Dessel	Bóveda	V
EE.UU.	PFS*	Contenedores metal-hormigón	CG
Federación Rusa	Mayak**	Piscina	CG
	Krasnoyarsk**	Piscina	CG
Francia	La Hague**	Piscina	CG
	La Hague**	Bóveda	V
	CASCAD	Bóveda	V
Holanda	Habog	Bóveda	CG y V
Reino Unido	Sellafield**	Piscina	CG
	Sellafield**	Bóveda	V
Suecia	CLAB	Piscina	CG
Suiza	Zwilag	Contenedores metálicos	CG y V

CG: Combustible gastado. V: Vidrios.

[\*] En fase de concertación.

[\*\*] Incluidas en las plantas de reproceso.

Tabla 5.8. Principales instalaciones de almacenamiento temporal centralizado en el mundo.

## 5. Reproceso del combustible gastado

Cualquier estrategia de “ciclo cerrado” conlleva, como etapa inicial y obligatoria, el reproceso de los combustibles gastados tipo UOX en el que se recuperan, separan y purifican el uranio y plutonio, presentes en los mismos, para su reciclado posterior. Como consecuencia de la operación de reproceso se producen RAA y algunos RMBA, que son acondicionados para su almacenamiento definitivo en un AGP.

El reproceso del combustible gastado se inició en la década de los años cuarenta usando procesos de precipitación con el fin de separar plutonio muy puro con fines militares. Pronto el proceso de precipitación fue sustituido por el de extracción con disolventes que era más adecuado para operar en continuo, dentro de instalaciones de gran capacidad y con control remoto.

Después del uso de diversos procesos de extracción con disolventes (REDOX, BUTEX, etc.) se desarrolló, en EE. UU., un proceso genérico conocido como PUREX (Plutonium Uranium Recovery by EXtraction) que viene usándose desde el año 1954, principalmente para el reproceso a escala industrial de combustibles de uranio metal y óxido de uranio.

A finales del año 2006 se habían reprocesado más de 90.000 tU de combustible gastado procedentes de reactores comerciales, la mayor parte en Francia y el Reino Unido, que suponían casi un tercio del combustible gastado producido.

### 5.1. Reproceso hidrometalúrgico. Proceso PUREX

El proceso PUREX adoptado internacionalmente para reprocessar combustibles tipo  $UO_2$  o U-metal viene ilustrado en la [figura 5.18](#) y está formado por cuatro conjuntos de operaciones principales: transporte y almacenamiento temporal; troceado de los elementos combustibles y disolución del combustible UOX; separación y purificación de materiales (U,Pu) y finalmente tratamiento y acondicionamiento de residuos radiactivos.

#### Transporte y almacenamiento temporal

Refiriéndonos exclusivamente a los combustibles  $UO_2$  (tipo LWR), el combustible gastado llega a las plantas de reproceso, desde las centrales nucleares, en contenedores metálicos de transporte que deben cumplir todos los requisitos que impone el Reglamento para Transporte de Materiales Radiactivos del OIEA ([OIEA-96](#)).

Después se realiza la descarga del combustible gastado para ser almacenado temporalmente en las piscinas de almacenamiento de las plantas de reproceso. Las plantas de reproceso comerciales suelen tener una o varias piscinas de almacenamiento temporal, con capacidades de varios miles de tU.

#### Troceado de los elementos combustibles y disolución del combustible

La siguiente operación es el troceado de las varillas de zircaloy que contienen el UOX gastado. Esto puede hacerse considerando al elemento combustible como un todo o separando previamente las estructuras metálicas (cabezales, rejillas, etc.) de las varillas combustibles, para llevar a cabo el troceado de estas últimas en trozos de unos 5 cm, mediante cizalla. La

operación de troceado debe estar conectada a un sistema de tratamiento de gases *off gas* específico para recoger y tratar los gases que se desprenden en esta operación.

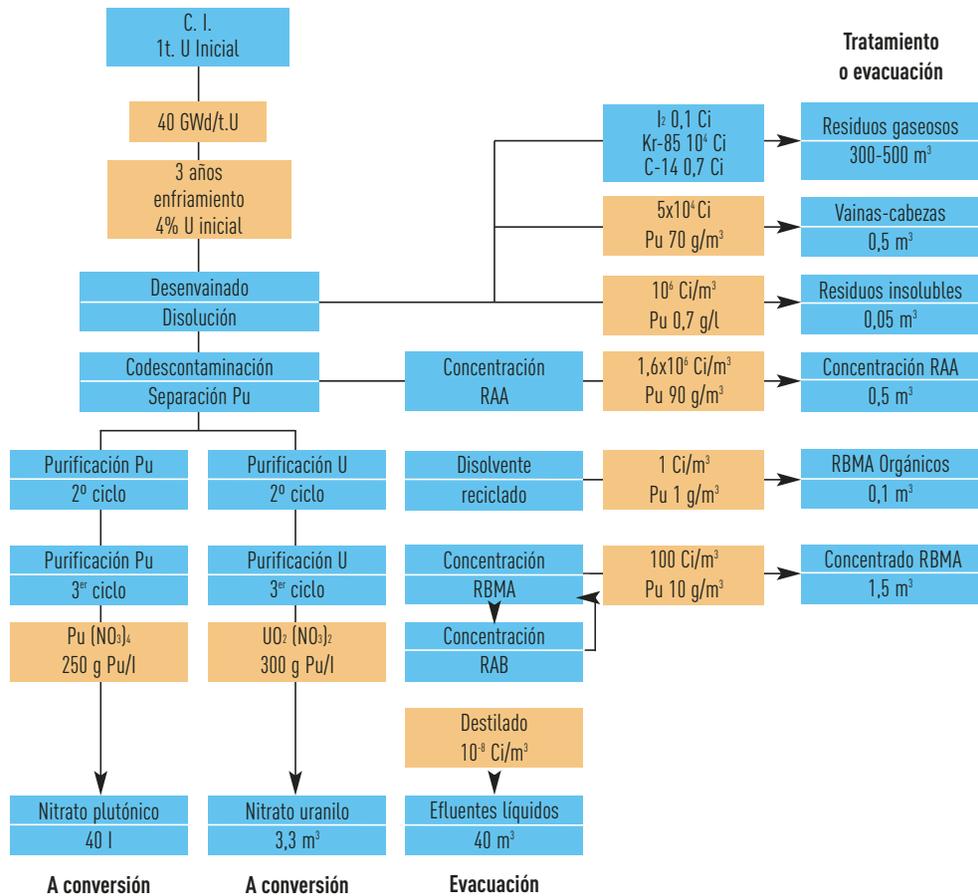


Figura 5.18. Reproceso de combustibles gastados tipo LWR-Diagrama de flujo simplificado. Fuente OIEA.

Después del troceado se lleva a cabo la disolución del UOX gastado con ácido nítrico concentrado, en un disolvedor geométricamente seguro desde el punto de vista de criticidad nuclear. El proceso de disolución puede realizarse de forma continua o por cargas, dependiendo del tamaño o capacidad de la planta de reproceso. Durante el proceso de disolución se desprenden gases de óxido de nitrógeno y la mayor parte de los productos de fisión volátiles y semivolátiles principalmente yodo (I-129) y gases nobles (Kr-85), además de carbono (C-14) y tritio (H-3). El disolvedor debe estar conectado a un sistema de tratamiento de gases formado por columnas de lavado y filtros absolutos para retener la mayor parte de los gases y partículas tóxicas y radiactivas. Toda la corriente de gases debe ser analizada y controlada antes de ser mezclada con el aire de ventilación de la planta y evacuada a la atmósfera.

La solución acuoso-nítrica procedente del proceso de disolución, conteniendo uranio, plutonio, actínidos minoritarios, y la mayor parte de los productos de fisión debe ser clarificada utilizando centrífugas, para separar los productos de fisión insolubles (la mayor parte de metales nobles Ru, Rh, Pd y otros) y partículas de zircaloy procedentes del troceado de los elementos combustibles.

### **Separación y purificación de materiales (U, Pu)**

A continuación se procede a la extracción selectiva del nitrato de uranio  $UO_2(NO_3)_2$  y nitrato de plutonio  $Pu(NO_3)_4$  presentes en la solución clarificada, procedente de la disolución del combustible UOX gastado. Esta operación se realiza mediante un éster del ácido fosfórico, el fosfato de tributilo, (TBP),  $(C_4H_9)_3PO_4$

Los productos principales de esta extracción  $UO_2(NO_3)_2-2TBP$  y  $Pu(NO_3)_4-2TBP$ , son solubles en diluyentes orgánicos, como queroseno, dodecano u otros. La mayor parte de los productos de fisión, una muy pequeña parte del uranio y del plutonio (0,1%) y los actínidos minoritarios (Np, Am, Cm) permanecen en la fase acuoso-nítrica, constituyendo los residuos líquidos de actividad alta (RAA). Por medio de un reductor químico, el plutonio tetravalente de la fase orgánica,  $Pu(NO_3)_4-2TBP$ , pasa a la fase acuosa en estado trivalente,  $Pu(NO_3)_3$ , que no es extraído por el TBP. Así se separa el uranio del plutonio. Mezclando la restante fase orgánica,  $UO_2(NO_3)_2-2TBP$ , con agua ligeramente acidulada, el uranio pasa a la fase acuosa como nitrato de uranio,  $UO_2(NO_3)_2$ .

Los equipos utilizados para llevar a cabo esta etapa del proceso son fundamentalmente mezcladores-sedimentadores y columnas pulsadas. También se ha propuesto la utilización de extractores centrífugos para evitar en parte la degradación radiolítica del disolvente. La tendencia actual es utilizar columnas pulsadas, y reservar los mezcladores-sedimentadores para las etapas de purificación del uranio y del plutonio.

Una vez separados el uranio y el plutonio se deben descontaminar de algunos productos de fisión y de activación hasta los niveles exigidos para su posterior manejo y utilización. Para llevar a cabo esta purificación se realizan dos ciclos de descontaminación, tanto para el uranio como para el plutonio, por extracción con disolventes utilizando TBP como agente de extracción. Los productos finales obtenidos en el reproceso son uranio, en forma líquida, como nitrato de uranio  $UO_2(NO_3)_2$ , y plutonio, en forma líquida, como nitrato de plutonio  $Pu(NO_3)_4$ .

### **Tratamiento y acondicionamiento de residuos radiactivos**

Las operaciones finales del reproceso son el tratamiento y acondicionamiento de los residuos radioactivos producidos, su finalidad es confinar, de forma segura, en una matriz sólida no lixiviable, todos los radionucleidos presentes en ellos.

En el reproceso se generan una gran variedad de residuos gaseosos, líquidos y sólidos, con una característica común, que todos son más o menos radiactivos. Tomando como referencia las instalaciones de reproceso que son operadas por las compañías AREVA, en Francia, y BNFL en el Reino Unido las corrientes de residuos más importantes que se generan vienen esquematizadas en la [figura 5.18](#).

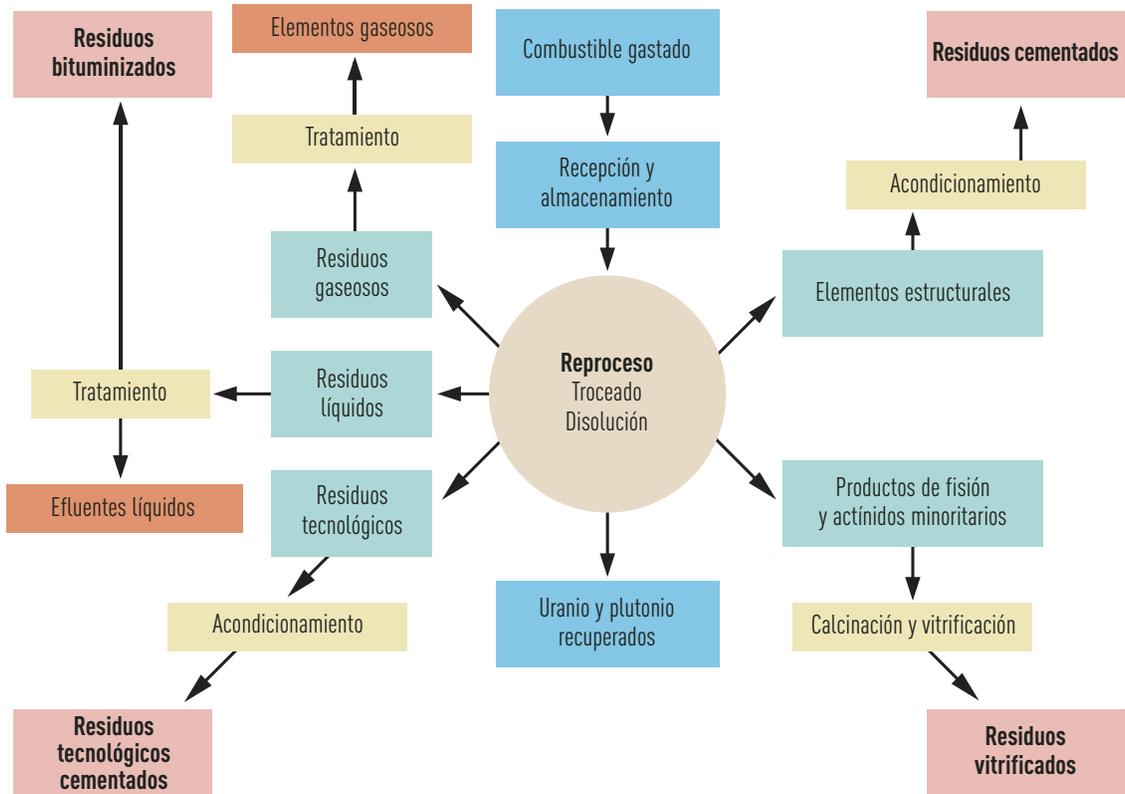


Fig. 5.19. Corrientes de productos recuperados, residuos y efluentes producidos en el reproceso.

Los residuos acondicionados producidos en el reproceso de los combustibles gastados de Vandellós I, según el diagrama de la figura 5.19 son los siguientes:

- ▶ 84 capsulas universales que contienen 150 l cada una de RAA vitrificados.
- ▶ 1.022 bidones de 220 l, que contienen, cada uno, 210 l, de RMBA incorporados en bitumen.
- ▶ 126 contenedores de 1,2 m<sup>3</sup> cada uno contiene residuos tecnológicos (RMBA) compactados.
- ▶ 1320 bidones de 220 l que contienen residuos de grafito y magnesio, procedentes de las camisas de los combustibles (RMBA).

Ninguno de estos tipos de residuos podrá ser almacenado en El Cabril, por lo que deberán ser almacenados temporalmente en el ATC para ser enviados finalmente al AGP. Tampoco, dado su estado físico se podría aplicar la S&T a los mismos.

El tratamiento de cada una de estas corrientes se describe a continuación:

### ► Residuos gaseosos

Los residuos gaseosos, generados en las operaciones de troceado y de disolución del combustible gastado, están formados por aire, óxidos de nitrógeno, vapor de agua, productos de fisión radiactivos (Kr-85, I-129), gases no radiactivos (helio y xenon), tritio (agua tritiada), C-14 en forma de CO<sub>2</sub> y aerosoles radiactivos (emisores alfa, beta y gamma).

El tratamiento de esta corriente gaseosa se realiza primeramente enfriándola y el agua condensada retorna al disolvedor, después se lleva a cabo la oxidación de los óxidos de nitrógeno que luego son absorbidos por un lavado con agua en columna de relleno, para así recuperar el ácido nítrico con vistas a su reciclado. Posteriormente se hace un lavado, en una columna de platos, con una solución alcalina, donde se retienen el C-14 y el I-129. Esta solución se mezcla posteriormente con las corrientes de agua tritiada que están constituidas, fundamentalmente, por los condensados de la evaporación de los residuos líquidos de baja actividad. Posteriormente la corriente gaseosa remanente es filtrada para retener los aerosoles radiactivos. Esta operación se realiza con dos baterías de filtros absolutos de muy alta eficacia (>99,9%) entre las cuales se introduce un filtro de zeolitas para retener el yodo remanente. Finalmente, esta corriente gaseosa es diluida con el aire procedente de la ventilación de todos los edificios de la instalación para ser descargada a la atmósfera por medio de una chimenea de unos 100 m de altura. La radiactividad descargada, en forma de efluentes gaseosos, está constituida principalmente por los radionucleidos Kr-85, H-3 y C-14, y en cantidades menores I-129, Ru-106 y Cs-137.

De todos los isótopos del yodo, fundamentalmente el I-129 (T<sub>1/2</sub> 1,7E+07 años) suele estar presente en la corriente gaseosa que hay que tratar, pues el I-131 (T<sub>1/2</sub> 8,05 días) habrá decaído completamente debido al periodo de enfriamiento, más de un año, de los combustibles gastados antes de su reproceso.

Para poder asegurar una casi total retención del I-129, se debe intentar que todo el yodo esté presente en la corriente gaseosa a tratar, para ello la mezcla líquida resultante, de la operación de disolución del UO<sub>2</sub> gastado, se debe tratar a ebullición y reflujo durante varias horas.

De los gases nobles procedentes del troceado y disolución del combustible gastado solamente es radiactivo el Kr-85 que es evacuado a la atmósfera. La evacuación del C-14 se realiza en forma de CO<sub>2</sub>. En las plantas de reproceso el tritio (H-3) se encuentra, fundamentalmente, como agua tritiada (HTO) en los condensados de evaporación y puede ser evacuado con los residuos líquidos de muy baja actividad, si los límites de descarga al medioambiente lo permiten.

Una tonelada de uranio gastado contiene aproximadamente 15 TBq de tritio que necesitarían unos 150.000 m<sup>3</sup> de agua para su dilución, de forma que su concentración específica (Bq / m<sup>3</sup>) esté por debajo de la máxima admisible. Esto se puede lograr en emplazamientos adyacentes al mar, ríos muy caudalosos o aún mejor, haciendo la evacuación en sitios alejados de la costa.

### ► Residuos líquidos de actividad media y baja

Los residuos líquidos generados en una instalación de reproceso son muy variados (figura 5.18). Dejando a un lado los residuos líquidos de actividad alta que, por sus características

especiales, serán descritos posteriormente, los restantes residuos líquidos se pueden separar en dos categorías principales, en función de su volumen, actividad y origen:

- ▶ Residuos de actividad muy baja (<1,0 GBq/m<sup>3</sup> de actividad beta, excluido tritio y <4,0 MBq/m<sup>3</sup> de actividad alfa). Estos residuos son neutralizados, filtrados, analizados y finalmente descargados al mar por la planta de La Hague. Los radionucleidos más importantes descargados en los efluentes líquidos son H-3, C-14, Ru-106, I-129, y Cs-137.
- ▶ Residuos cuya actividad sea superior a la de los anteriores y que son recogidos y enviados, a través de un sistema de tuberías, a la planta de tratamiento para su descontaminación que comprende las siguientes operaciones fundamentales: tratamiento químico, sedimentación y filtración, obteniéndose dos corrientes principales: líquidos descontaminados para ser mezclados con los residuos líquidos anteriores y precipitados conteniendo la mayor parte de los radionucleidos presentes en los residuos tratados. Los precipitados y lodos son posteriormente incorporados en bitumen.

La bituminización se realiza por evaporación (≈130°C) de una mezcla de los lodos y precipitados en bitumen que constituye la materia de solidificación. La mezcla bituminizada se descarga en bidones de acero inoxidable de 220l. El número de bidones producidos es de aproximadamente tres por cada tonelada de uranio reprocesado.

Se ha realizado una gran modificación en la gestión de este tipo de residuos, sobre todo en lo que concierne a los residuos líquidos producidos en las etapas de separación y purificación de uranio y plutonio. Estos residuos se están gestionando más desde el punto de vista de su composición química que desde su nivel de actividad. La nueva gestión está basada en la concentración por evaporación de este tipo de residuos. Los concentrados obtenidos, que contienen productos de fisión y actínidos, son mezclados con los residuos líquidos de alta actividad concentrados para su solidificación en una matriz de vidrio (vitrificación), mientras que los destilados son mezclados con los residuos de baja actividad para ser descargados al mar, previo control, como efluentes líquidos. Este tipo de gestión presenta varias ventajas: primero, no se producen bidones de residuos bituminizados que presenta un cierto riesgo tanto en su fabricación como en su almacenamiento; segundo, se reduce la radiactividad descarga en los efluentes líquidos y además no hay un aumento significativo de las capsulas de residuos de alta actividad vitrificadas dado que la actividad añadida, al refinado del ciclo de extracción de uranio y plutonio, es comparativamente muy pequeña.

### ▶ Residuos líquidos de actividad alta

Los residuos líquidos de actividad alta son los refinados de ciclo de extracción de uranio y plutonio del proceso PUREX y están formados, principalmente, por los productos de fisión, actínidos minoritarios y pérdidas de uranio y plutonio (0,1%). La gestión de estos residuos constituye uno de los más importantes ejemplos de avanzado desarrollo tecnológico, puesto que a los elementos químicos contenidos en ellos se deben tanto sus características de elevada actividad específica como las de una considerable radiotoxicidad.

El volumen de residuos líquidos de actividad alta procedentes del reproceso mediante un proceso PUREX normal, es de aproximadamente 5 m<sup>3</sup> por tonelada de uranio. Estos residuos se concentran por evaporación con factores de concentración variables entre 10 y 20, para obtener como mínimo 0,25 m<sup>3</sup> por tonelada de uranio. El sistema de almacenamiento en forma líquida es de duración variable y lógicamente dependerá del grado de desarrollo de las sucesivas etapas de

la gestión de estos residuos. No obstante, según se demuestra por la experiencia, se considera satisfactorio para periodos de algunos decenios. El almacenamiento de estos residuos líquidos (acuosos en medio nítrico) de actividad muy alta se realiza en depósitos de doble pared de acero inoxidable y de alta integridad. Para evacuar el calor producido, por la desintegración de los radionucleidos presentes, los depósitos de almacenamiento deben estar provistos de un sistema de refrigeración. También deben disponer de un sistema de agitación por aire para evitar la formación de precipitados sólidos muy radiactivos que puedan crear puntos de corrosión.

Estos residuos líquidos concentrados de actividad muy alta se deben inmovilizar, mediante procesos de solidificación o inclusión en matrices sólidas, con vistas a su almacenamiento definitivo. El producto resultante de la solidificación de estos residuos debe reunir una serie de características como:

- ▶ Estabilidad química, es decir alta resistencia a la corrosión y baja lixiviación de los radionucleidos incorporados.
- ▶ Estabilidad frente a la radiación, de forma que las modificaciones de las propiedades químicas y mecánicas por las radiaciones, debidas a la desintegración de los radionucleidos presentes, sean pequeñas.
- ▶ Estabilidad térmica, es decir que sean pequeñas las modificaciones de sus propiedades químicas y mecánicas, dentro del intervalo de temperaturas que puede darse por el "autocalentamiento" del producto, bajo las condiciones del almacenamiento definitivo.

Otras características son que el volumen del producto final sea lo menor posible y que la superficie real resultante sea también pequeña para que se reduzca el intercambio con los posibles agentes de lixiviación del entorno del almacén definitivo (AGP).

Los procesos de vitrificación constan de una serie de operaciones previas que incluyen: desnitración de los residuos líquidos, evaporación y concentración, secado y calcinación. El producto calcinado se funde con los aditivos necesarios para la formación del vidrio que solidifica durante el enfriamiento de la masa fundida. Las temperaturas requeridas oscilan entre 1.000 y 2.000 °C. Los tipos de vidrio elegidos han sido los de fosfatos, silicatos y borosilicatos. Todos ellos cumplen, en mayor o menor grado, con las características antedichas, sin embargo, en el momento actual y a escala industrial, solamente se fabrican vidrios de borosilicato.

La composición de un vidrio de este tipo puede variar entre los siguientes límites:

SiO <sub>2</sub> .....	35-49%
B <sub>2</sub> O <sub>3</sub> .....	9-19%
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> .....	0-16%
Na <sub>2</sub> O .....	9-17%
Óxidos de actínidos y productos de fisión .....	10-25%

Entre los métodos plenamente desarrollados figuran el AVM francés y el PAMELA alemán.

El método de solidificación AVM utilizado en Francia (figura 5.20) para la vitrificación de los residuos líquidos de actividad alta procedente del reproceso, consta de un calcinador, que es un horno rotatorio inclinado, por cuya parte superior se alimentan los líquidos. La salida del producto calcinado pasa a un horno calentado por inducción a 1.150 °C al que se añaden los aditivos para lograr la vitrificación. Este proceso es muy semejante al utilizado en la planta THORP del Reino Unido.

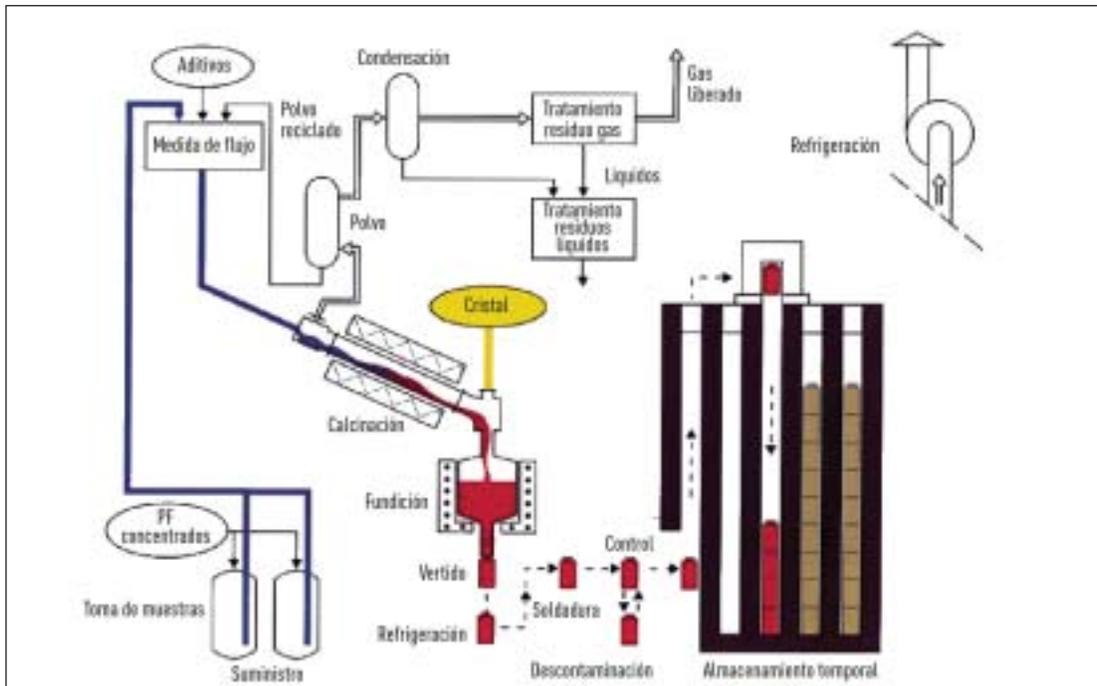


Figura 5.20. Proceso de vitrificación AVM. Fuente AREVA.

La fabricación de los residuos de actividad muy alta vitrificados, en la instalación de La Hague, se realiza (figura 5.20) según el siguiente procedimiento:

- ▶ Mezcla de las siguientes corrientes:
  - ▶ Refinado del primer ciclo de extracción, conteniendo productos de fisión, actínidos minoritarios y pérdidas (0,1%) de U y Pu.
  - ▶ Soluciones alcalinas procedentes del lavado de los disolventes orgánicos.
  - ▶ Los finos producidos en la disolución del combustible gastado (partículas de zircaloy y productos de fisión insolubles).
  - ▶ Concentrados de los refinados de los ciclos de purificación de uranio y plutonio.

- ▶ Ajuste de las concentraciones de la solución a calcinar mediante la adición de nitrato de aluminio y otros aditivos.
- ▶ Calcinación de la solución anterior en un horno rotatorio. Los gases de la calcinación se tratan por un procedimiento semejante al utilizado para los gases procedentes de la disolución del  $\text{UO}_2$  irradiado.
- ▶ El producto calcinado, fundamentalmente en forma de óxidos, se descarga por gravedad en el horno de vitrificación que es alimentado por una mezcla de  $\text{SiO}_2$  y  $\text{B}_2\text{O}_3$  (vidrio de borosilicato). La temperatura de fusión es de aproximadamente  $1.100\text{ }^\circ\text{C}$ .
- ▶ La mezcla fundida (vidrio) se descarga en contenedores o cápsulas de acero inoxidable (figura 5.21) y una vez solidificada, 150 litros por contenedor, se cierran los contenedores mediante una tapa soldada por arco de plasma.

### ▶ Residuos sólidos

Los residuos sólidos producidos en las instalaciones de reproceso, pueden agruparse en dos clases principales: residuos tecnológicos y residuos estructurales.

Reciben el nombre de **residuos tecnológicos** una gran variedad de residuos sólidos, como papel, cartón, trapos, guantes, escombros, piezas metálicas, equipos de laboratorio, filtros de ventilación, herramientas contaminadas, etc., que se generan durante las distintas operaciones, tanto de producción como de mantenimiento, llevadas a cabo en las instalaciones de reproceso. Las características radiactivas de estos residuos son diferentes según la zona de la instalación donde se produzcan. Su tratamiento se realiza inmovilizándolos en cemento, con o sin aditivos, dentro de contenedores de diversos tamaños que varían entre 220 y 1.400 litros. Parte de estos residuos sólidos acondicionados se podrían almacenar en instalaciones en superficie tipo L' AUBE o El Cabril.

Otro tipo de residuos sólidos están constituidos por las vainas y tubos guía (zircaloy  $\approx 260\text{ kg/tU}$ ), cabezales (acero inoxidable  $\approx 35,0\text{ kg/tU}$ ) y rejillas (inconel  $\approx 10,0\text{ kg/tU}$ ) de los elementos combustibles nucleares, troceados y que son separados en la etapa de disolución. Estos residuos son inmovilizados con cemento en contenedores de acero inoxidable de 400 litros. Las características radiactivas de este tipo de bultos,  $800\text{ TBq } (\beta + \gamma)$  y  $0,3\text{ TBq } (\alpha)$ , obligan a considerarlos como residuos de media actividad que deberán ser evacuados en un almacén geológico profundo.

Se ha puesto en práctica una nueva estrategia para el acondicionamiento de ambas clases de residuos sólidos procedentes del reproceso, que consiste en utilizar el mismo tipo de cápsula (figura 5.21), que se emplea para los residuos de alta actividad vitrificados, para el acondicionamiento de los residuos estructurales y tecnológicos supercompactados. Este contenedor recibe el nombre de Cápsula Universal. Para poder llevar a cabo esta estrategia se ha constituido, en la planta de reproceso de La Hague, una instalación de supercompactación para todo tipo de residuos sólidos.

El objeto de esta estrategia es disminuir el volumen de residuos sólidos acondicionados a unos  $0,45\text{ m}^3/\text{tU}$ , de los cuales, aproximadamente,  $0,15\text{ m}^3$  corresponderán a los residuos de

actividad muy alta vitrificados y el resto, unos 0,30 m<sup>3</sup>/tU, a los residuos sólidos supercompactados. Como cada Cápsula Universal puede contener 150 litros de residuos vitrificados o supercompactados, se producirá aproximadamente una cápsula de residuos vitrificados y dos cápsulas de residuos supercompactados por cada tonelada de uranio reprocesado.

El inventario radiactivo total, en el momento de su fabricación a los 15 años de la descarga de los combustibles gastados, para los dos tipos de contenedores o cápsulas es, aproximadamente, de 10.000 TBq de emisores beta y gamma para la cápsula que contiene residuos vitrificados y 60 TBq para la cápsula de residuos supercompactados, siendo de 200 TBq y 0,1 TBq, respectivamente, el inventario radiactivo de emisores alfa.



Las principales dimensiones de la cápsula universal son:

- ▶ Diámetro exterior: 430 mm
- ▶ Altura: 1.338 mm
- ▶ Espesor de la pared: 5 mm
- ▶ Volumen interno: 170 litros
- ▶ Volumen externo: 175 litros
- ▶ Peso (vacío): 80 kg

Figura 5.21. Cápsula universal de residuos (CSD).

## Descargas radiactivas del reprocesado de los combustibles gastados y vitrificación de los residuos de alta actividad

Los efluentes evacuados al medio ambiente, procedentes del reprocesado de los combustibles gastados y de la vitrificación de residuos de alta actividad, son de dos tipos: gaseosos y líquidos. Se ha tomado como referencia los datos suministrados por AREVA de sus plantas de La Hague (Francia).

### ▶ Efluentes gaseosos

Después del tratamiento de la corriente gaseosa, los radionucleidos principales evacuados al medio ambiente son los siguientes:

- ▶ Kr-85: es enteramente evacuado a la atmósfera.
- ▶ C-14: casi todo el C-14 presente en los combustibles gastados es transformado en CO<sub>2</sub> durante el proceso de disolución y luego retenido en el lavado de la corriente

gaseosa con soluciones alcalinas. Éstas son diluidas en agua tritiada (HTO) antes de su filtración y evacuación al mar.

- ▶ H-3 (tritio): casi todo el tritio que no es atrapado por las vainas (zircaloy) se recoge en forma de agua tritiada en los condensados de los diferentes evaporadores y en los líquidos de lavado de las corrientes gaseosas.
- ▶ I-129, la eficacia del tratamiento de retención, mediante soluciones alcalinas, es superior al 96%. Las soluciones que contienen yodo son diluidas en agua tritiada, filtradas y evacuadas al mar.
- ▶ Aerosoles: después del lavado de la corriente gaseosa y su filtración, a través de filtros de muy alta eficacia, se asegura una retención, de los aerosoles presentes, mayor del 99,9%. Los radionucleidos evacuados, son principalmente, Ru-106 y Cs-137. Los emisores alfa presentes representan sólo un porcentaje muy pequeño de la actividad total de los aerosoles.

Cada una de las plantas UP-2 y UP-3, que AREVA opera en La Hague (Francia), disponen de una chimenea de 100 m de altura, la UP-2 tiene un flujo de descarga de aproximadamente 72.000 m<sup>3</sup>/h, de los cuales 6000 m<sup>3</sup>/h corresponden a la ventilación de las zonas de proceso, y la UP-3 tiene un flujo de aproximadamente 110.000 m<sup>3</sup>/h de los cuales 9.000 m<sup>3</sup>/h corresponden a la ventilación de las zonas de proceso.

### ▶ Efluentes líquidos

En las plantas UP-2 y UP-3 (La Hague), los efluentes líquidos radiactivos son enviados, por medio de un sistema de tuberías, a la planta de tratamiento, y se procede a diversas operaciones de descontaminación mediante tratamiento químico, donde la mayor parte de los radionucleidos presentes son precipitados; sedimentados donde se separan los precipitados producidos y finalmente los líquidos descontaminados, previamente filtrados, son analizados para que el Servicio de Protección Radiológica conceda la autorización para su descarga. La actividad  $\beta$ , de estos efluentes debe ser menor a  $1,85 \times 10^{-3}$  TBq/m<sup>3</sup>, excluido tritio, y su actividad  $\beta$  menor a  $3,7 \times 10^{-6}$  TBq/m<sup>3</sup>.

Una vez obtenida la autorización para su descarga, los efluentes son neutralizados, si es necesario, filtrados, analizados y por fin evacuados al mar. El punto de descarga está a unos 28 m de profundidad y 1.700 m alejado de la costa, donde existe una corriente de excepcional turbulencia que los mezcla y dispersa rápidamente en el mar.

Los radionucleidos más importantes en la descarga de gases radiactivos desde una planta de reproceso tipo UP-3 son: Kr-85, H-3 y C-14. En la descarga radiactiva en forma de efluentes líquidos los radionucleidos más importantes son H-3, Ru/Rh y C-14.

La dosis media anual individualizada para los trabajadores de las plantas, en el emplazamiento de La Hague, se ha evaluado en 0,14 mSv/año, inferior al límite recomendado por la ICRP que es de 20 mSv/año. Este límite es de 1 mSv/año para el público en general.

## Gestión del uranio y el plutonio recuperados

El uranio recuperado tiene una composición en U-235 semejante a la del uranio natural, ~ (0,71%) por lo que se podrá enviar, una vez convertido en hexafluoruro de uranio, a la planta de enriquecimiento para su posterior reutilización como combustible nuclear ( $\text{UO}_2$ ) en los reactores de agua ligera. Sin embargo, existe una diferencia con el uranio natural y es la presencia de U-236 (~ 0,45 %), que debido a su sección eficaz de captura neutrónica, superior a la del U-238, exigirá un mayor enriquecimiento, en U-235, del nuevo combustible para compensar la pérdida de neutrones en el reactor por la presencia del U-236.

En principio, nada se opone a la reutilización del uranio recuperado en el reproceso y así se ha demostrado tanto en su enriquecimiento como en su conversión, fabricación de nuevos elementos combustibles y su utilización en reactores de agua ligera. Ahora bien, debe tenerse en cuenta además del U-236, la presencia del U-232, que aunque es muy inferior ( $2 \times 10^{-7}$  %) a la del U-236, tiene unas características radiactivas muy especiales debido a sus productos de desintegración que son emisores alfa y fuertes emisores gamma, en particular el talio-208 que alcanza el equilibrio secular con su progenitor el U-232, a los 10 años de separado y purificado el uranio en el reproceso. Además, hay que tener en cuenta que el U-232 se irá concentrado en la fase ligera (U-235) del proceso de enriquecimiento.

El uranio recuperado en el reproceso puede ser considerado como un RMA, pues contiene impurezas de productos de fisión y elementos transuránicos. Además del uranio recuperado, en el reproceso de los combustibles gastados tipo LWR, hay que tener en cuenta el uranio empobrecido *depleted* procedente del proceso de enriquecimiento. Este uranio con una concentración entre 0,2 y 0,3 % en U-235 se encuentra almacenando en forma de hexafluoruro de uranio  $\text{UF}_6$  (~ 480.000 tU en EE.UU. y ~ 450.000 tU en la Federación Rusa, a los que hay que añadir los almacenados en Francia, el Reino Unido y otros países).

De todas formas, los dos uranios *residuales* deben ser convertidos a formas químicas lo más insolubles posibles, como polvo de dióxido de uranio ( $\text{UO}_2$ ) o sexquióxido de uranio ( $\text{U}_3\text{O}_8$ ) para ser almacenados, por ejemplo, en minas profundas abandonadas (EE.UU.). En Francia disponen de una instalación para convertir el  $\text{UF}_6$  empobrecido en  $\text{U}_3\text{O}_8$  para su almacenamiento temporal, obteniendo como subproducto ácido fluorhídrico de gran pureza (70% HF) que es vendido a otras industrias en Europa. Países, como la Federación Rusa, Japón, Reino Unido, etc., están estudiando otras formas de gestión.

Durante los últimos 30 años una razonable cantidad de plutonio se ha separado principalmente en Europa, mediante el reproceso PUREX, de los combustibles gastados producidos en los reactores de generación de energía eléctrica. Sin embargo, sólo se ha utilizado, como material energético, a pequeña escala.

Se ha demostrado, industrialmente, que el plutonio puede ser reciclado en reactores térmicos (por ejemplo tipo LWR) sustituyendo en parte al uranio ligeramente enriquecido en el isótopo U-235, y mucho más eficientemente en reactores rápidos (FR). La forma de ser utilizado es una mezcla de óxido de uranio ( $\text{UO}_2$ ) y óxido de plutonio ( $\text{PuO}_2$ ) llamada óxidos mixtos o mezclados (MOX, Mixed Oxides).

El aumento de la cantidad de plutonio civil separado y el abandono del desarrollo de reactores rápidos dió como resultado que ciertos países, como Francia, Alemania, Bélgica, Suiza, Japón,

etc., decidieran reciclar parcialmente plutonio en sus reactores tipo LWR. De esta forma las empresas que ofrecen servicios de reproceso (BNFL y AREVA) ampliaron sus servicios al suministro de elementos combustibles tipo LWR conteniendo MOX. De todas formas, la mayor parte del plutonio civil se encuentra almacenado, como  $\text{PuO}_2$ , en el Reino Unido, Francia y Federación Rusa.

La primera operación para la fabricación de MOX es la precipitación de oxalato de plutonio a partir de la solución de nitrato de plutonio ( $\text{Pu}(\text{NO}_3)_4$ ) separado y purificado en el reproceso PUREX. Después, se procede al filtrado y lavado del precipitado y seguidamente al secado y calcinación, a  $600^\circ\text{C}$ , para obtener un polvo de óxido de plutonio  $\text{PuO}_2$ , que es envasado en pequeños contenedores de acero inoxidable. Cada contenedor se llena con aproximadamente 3,5 kg de  $\text{PuO}_2$ , que puede ser almacenado dentro de celdas de hormigón armado que están diseñadas contra riesgos externos como seísmos o impacto de aviones. Los almacenes de  $\text{PuO}_2$  deben ser además diseñados contra el riesgo de criticidad nuclear y se debe tener en cuenta la emisión de calor, debida principalmente al isótopo Pu-238, y las medidas de seguridad del propio plutonio. Durante un prolongado almacenamiento del  $\text{PuO}_2$ , la composición isotópica del plutonio varía por desintegración  $\beta$ , del Pu-241 a Am-241, lo que hace que el plutonio pierda parte de su valor como combustibles nuclear. Si se quiere utilizar dicho  $\text{PuO}_2$ , el plutonio debe ser purificado lo que implicaría un nuevo manejo.

También hay que tener en cuenta que los isótopos del plutonio y el Am-241 son emisores alfa, a excepción del Pu-241 que es emisor  $\beta$ , por lo que presión del helio (partículas alfa) irá aumentando dentro del contenedor, lo que influye en el diseño del mismo, debiendo dejar siempre un espacio libre.

Una vez obtenido el polvo de  $\text{PuO}_2$ , la etapa siguiente es su mezcla con polvo de  $\text{UO}_2$  para obtener polvo de MOX. El  $\text{UO}_2$  utilizado suele ser uranio empobrecido procedente de las colas del enriquecimiento. También se puede utilizar  $\text{UO}_2$  de uranio natural o de uranio recuperado en el reproceso, aunque la tendencia es utilizar uranio empobrecido.

Una vez obtenida la mezcla de óxidos ( $\text{UO}_2 - \text{PuO}_2$ ) con la composición adecuada para su utilización posterior, se debe proceder a realizar las mismas operaciones que las utilizadas en la fabricación de elementos combustibles tipo  $\text{UO}_2$ , que son: fabricación de pastillas, fabricación de barras combustibles y fabricación de elementos combustibles, pero teniendo en cuenta la radiotoxicidad del plutonio, por lo que estas tres últimas etapas deben realizarse dentro de cajas de guantes.

Las principales plantas que existen actualmente en países europeos que se dedican a la fabricación de elementos combustibles MOX tipo LWR son las siguientes:

- ▶ Belgonucleaire situada en Dessel (Bélgica), en la actualidad solo para montaje.
- ▶ Siemens situada en Hanau (Alemania). En la actualidad en desmantelamiento.
- ▶ Melox situada en Marcoule (Francia).
- ▶ SMP situada en Sellafield (Reino Unido).

## 5.2. Reciclado del plutonio

El plutonio procedente de los combustibles gastados tipo LWR y recuperado mediante el proceso PUREX está compuesto de varios isótopos, desde el Pu-238 al Pu-242, entre los cuales cabe destacar el Pu-239 y el Pu-241, que son fisionables mediante bombardeo por neutrones, tanto si estos son térmicos como rápidos.

En el primer caso, reactores tipo LWR, el plutonio puede sustituir al U-235 o mezclado con el y en el segundo, reactores tipo FR, es el plutonio el único combustible nuclear, tipo MOX.

Desde comienzo de la energía nuclear se impulsó la idea de utilizar el plutonio como combustible nuclear, principalmente en reactores rápidos (FR) y posteriormente en LWR, como ya se ha hecho referencia anteriormente. En ambos casos se ha propuesto utilizar el plutonio como MOX, con concentraciones de plutonio diferentes en un caso o en otro.

### ► Reciclado de plutonio en reactores LWR

Por lo que respecta al reciclado de plutonio en reactores LWR, se viene utilizando combustible MOX en un 30% y el 70% combustible UOX. Para fabricar un elemento combustible MOX se debe utilizar el plutonio recuperado de siete elementos combustibles tipo UOX. Se debe tener muy en cuenta, en todas estas operaciones, el fenómeno de transformación del Pu-241 en Am-241 que es un veneno neutrónico y emisor  $\alpha$ . Esto limita que la separación del plutonio, para ser reciclado, debe ser realizada entre 2 ó 3 años antes de su carga en el reactor.

Hasta ahora, en Francia y otros países solamente se viene realizando un reciclado del combustible tipo MOX, lo que en principio trata de no aumentar la cantidad total de plutonio almacenado (stock), pues el balance de plutonio en el reactor puede ser aproximadamente nulo lo que significa que la cantidad de plutonio cargado en el reactor, en forma de MOX, es igual al consumo total de plutonio en el mismo. Se está investigando disminuir la producción neta de plutonio en los reactores tipo LWR cargados con combustible MOX o hacerla negativa, bien aumentando la proporción de elementos combustibles MOX en el reactor o aumentando la proporción de plutonio en los mismos.

Por lo que respecta al reproceso de los combustibles MOX gastados en reactores LWR, no existe ningún inconveniente para realizarlo, aunque la realidad es que este tipo de combustibles gastados se vienen almacenando en las piscinas de los reactores, pues no existe ninguna planta comercial de reproceso para los mismos. Tampoco se ha llevado a cabo el multireciclado del plutonio, por no haber reproceso comercial, aunque está previsto poder hacerlo durante tres ciclos. AREVA ha realizado campañas de demostración de reproceso de MOX irradiado

La producción neta (producción menos consumo) del plutonio total en un reactor tipo PWR es función, fundamentalmente, del grado de quemado. Así, la producción neta de plutonio para un grado de quemado de 33.000 MWd/tU es aproximadamente de + 220 kg Pu/año y para 50.000 MWd/tU es de + 180 kg Pu/año. En el caso de un reactor cargado con un 30% de combustibles MOX, el plutonio neto presente en la descarga del reactor será de + 60 kg Pu /t U+Pu y 25 kg Pu/t U+Pu respectivamente. También debe tenerse en cuenta la composición isotópica del Pu, que es función del grado de quemado.

### ► Reciclado de plutonio en reactores rápidos

Inicialmente los reactores rápidos fueron diseñados para operar de forma reproductora (*breeder*) de Pu, que significa producir más plutonio que el que se consume en el reactor. La presente situación del mercado del uranio y la necesidad de regular el plutonio producido y por tanto la cantidad de plutonio almacenado justifica la necesidad de estudiar la posibilidad de “quemar” cualquier tipo de plutonio en reactores de neutrones rápidos. En Francia se creó el programa CAPRA para llevar a cabo dicho estudio. El objetivo era conseguir un consumo de plutonio entre 80 y 110 kg de Pu por TWh producido.

El reactor Superphenix (Francia) estaba llamado a contribuir a este programa, cambiando progresivamente su núcleo, del modelo “reproductor” al modelo de consumir plutonio (entre 80 y 150 kg de Pu por TWh producido). Ya en la descarga de su tercer núcleo modificado, como quemador de plutonio, la producción neta (producción menos consumo) del Pu total fue de -20 kg Pu/TWh. Este reactor (1.240 MWe) por cuestiones técnicas, económicas y políticas, dejó de funcionar en el año 1996.

A pesar de los problemas técnicos encontrados, la estrategia del uso de reactores rápidos como quemadores de plutonio ha ganado en importancia y hoy en día existe un conjunto de actividades de I+D en el estudio y desarrollo de reactores rápidos. Entre estas actividades cabe destacar lo que se ha llamado los reactores de IV Generación y el proyecto GNEP del DOE (EE.UU.)

Por lo que respecta al reproceso del combustible gastado de los reactores rápidos, el combustible MOX puede ser reprocesado usando el proceso PUREX, siempre que la concentración de Pu no sea superior al 30% en dicho combustible, pues pueden presentarse problemas en la etapa de disolución del mismo.

### 5.3. Aspectos relacionados con las plantas de reproceso

El diseño, construcción, operación y mantenimiento de una planta de reproceso requieren, no solamente conocer las tecnologías y los procesos que deben ser aplicados, sino también un conocimiento ingenieril amplio y especializado. Además de los requisitos aplicables a otras industrias químicas, se debe tener muy en cuenta que hay que trabajar con materiales altamente radiactivos y radiotóxicos.

El requisito fundamental a tener en cuenta, en el diseño de una planta de reproceso, es la protección radiológica tanto de los trabajadores como del público en general. El concepto de multibarrera debe ser aplicado: los depósitos, equipos de proceso y tuberías deben funcionar como primera barrera; las celdas calientes blindadas, donde están alojados, son la siguiente barrera. Las zonas de operación y mantenimiento remoto suelen rodear a las celdas calientes. El acceso a todas estas zonas deber ser controlado, tanto a la entrada como a la salida. El sistema de ventilación debe ser diseñado para mantener una presión negativa (depresión) en las zonas con más alto nivel de radiación respecto a las más bajas.

Otra de las consideraciones que hay que tener en cuenta es el mantenimiento y reparación de los equipos móviles colocados en el interior de las celdas calientes, que deben ser los mínimos pero que no pueden ser eliminados por completo, especialmente en los procesos de troceado y disolución. En estos casos el mantenimiento debe hacerse por sistemas con control remoto.

## Seguridad

Los riesgos potenciales que deben ser tenidos en cuenta para la evaluación de la seguridad de una planta de reproceso e instalaciones anexas son fundamentalmente las siguientes: criticidad, exposición a la radiación, reacciones químicas, fuego y explosiones.

Entre todos estos riesgos potenciales cabe destacar el de criticidad nuclear que es particular de todas las instalaciones nucleares donde se manejan grandes cantidades de materiales que contienen isótopos físis, como U-235, Pu-239 y Pu-241 fundamentalmente. Se debe tener en cuenta la naturaleza del material a utilizar, la cantidad y concentración de los isótopos físis a lo largo del proceso, la geometría (dimensiones y forma) de los equipos del proceso, la disposición de los mismos, la presencia de materiales absorbentes y moderadores de neutrones. Todas estas medidas combinadas adecuadamente se deben emplear para restar riesgos de criticidad en cualquier circunstancia.

## Capacidad de reproceso

Como en cualquier otra actividad de producción o tratamiento, la cantidad de combustibles tratados en una planta por unidad de tiempo (año) influirá en el coste del tratamiento por unidad de materia (tU/año).

De todas las plantas de reproceso, consideradas comerciales, que han funcionado en el pasado funcionan actualmente o vayan a funcionar en el futuro, ninguna ha sido diseñada para una capacidad de tratamiento superior a 1.500 tU/año. En la actualidad, las que están tratando comercialmente combustible gastado, tipo LWR, son únicamente UP-2, UP-3 en Francia y THORP en el Reino Unido. Todas ellas tienen una capacidad entre 800 y 900 tU/año.

Se ha evaluado que el coste unitario del reproceso (inversión + operación) en \$/tU es el doble para una planta de 300 tU/año que para una de 1.500 tU/año.

## Proliferación nuclear y salvaguardia

Se define la *proliferación* como la utilización indebida, por un gobierno, de instalaciones del ciclo del combustible nuclear, de tecnología o de materiales nucleares para lograr la posesión, fabricación o almacenamiento de armas nucleares. Cuando esto es realizado por grupos subnacionales se ha definido como *robo*. Algunos países consideran que puede haber interconexión entre *robo* y *proliferación*, porque un grupo sub-nacional puede tener relaciones en este campo con un gobierno nacional, y también es posible que un gobierno nacional pueda tratar de aparentar una *distracción o desviación* encubierta de materiales nucleares como si hubiese sufrido *robo*.

La *distracción o desviación* se ha definido como la acción de apartar materiales nucleares, destinados para usos pacíficos, con fines desconocidos. Puede ser realizada por un gobierno nacional o por un subgrupo nacional, y en el primer caso puede ser abierta o encubierta. Ahora bien, no en todas las actividades del ciclo del combustible nuclear se puede realizar la *desviación* de materiales nucleares de la misma forma, por ser unas más resistentes a la desviación que otras, bien por razones técnicas, por razones de salvaguardias o por razones institucionales.

Sin ningún género de dudas, el aumento de la cantidad de plutonio incrementa el riesgo de *proliferación*. Hay quien afirma que una vez que este límite ha sido ampliamente superado, cantidades adicionales no aumentarán el riesgo de *proliferación*. Es de suponer que este argumento solamente puede ser aplicado en un sentido estrictamente técnico, pero nunca en un sentido político para justificar la proliferación vertical.

La resistencia a la *distracción* o *desviación* de los diferentes ciclos del combustible considerados (ciclo abierto, reciclado térmico del plutonio, reactor rápido) depende de la cantidad, forma química y situación del plutonio en cada ciclo. Comparando los diferentes ciclos se puede apreciar que el *ciclo abierto* tiene ventajas, desde un punto de vista de resistencia a la *distracción* o *desviación*, sobre los otros, debido a la radiación gamma que tiene los combustibles gastados, aunque esta resistencia disminuirá conforme la radiactividad decae al cabo de varias décadas. Dentro de cualquier ciclo del combustible nuclear, el punto que presenta más resistencia a la *distracción* del plutonio es cuando el combustible se está irradiando dentro del reactor.

La introducción del reproceso abre, en principio, las posibilidades de una nación para poseer armas nucleares, dado que disminuyen las necesidades para disponer de los materiales necesarios para su fabricación.

Un programa nacional dedicado exclusivamente a la fabricación de armas nucleares no utilizaría plutonio comercial debido a su alto contenido en isótopos superiores al 239, y si tratara de utilizarlo encontraría grandes dificultades para lograrlo. Las salvaguardias del OIEA consideran al plutonio como un material nuclear especial sin hacer distinción en su contenido isotópico.

## Salvaguardias

El objetivo de las salvaguardias es: *detectar o descubrir la distracción o desviación* de cantidades significativas de materiales nucleares, procedentes de actividades nucleares pacíficas, con el fin de fabricar bombas nucleares u otros explosivos nucleares o con fines desconocidos, y frenar tal *distracción* o *desviación*.

Hay que reconocer dos límites a este objetivo. Primero, las salvaguardias internacionales no pueden y no pretenden ser capaces de *impedir* la *distracción* o *desviación*. Su finalidad es detectar y frenar tal *distracción* o *desviación*. La efectividad de las salvaguardias, como un freno a la *desviación*, dependerá de que la *detección* sea lo más segura y rápida posible. Segundo, las salvaguardias internacionales no deben ser confundidas con las salvaguardias domésticas (nacionales). Estas últimas tienen por finalidad la protección física de los materiales nucleares y detectar e impedir el *robo* de los mismos por ciudadanos de dicha nación o por grupos subnacionales; la protección física es responsabilidad de cada gobierno nacional.

Existen varios acuerdos internacionales que se aplican a los materiales nucleares dentro del ciclo del combustible: salvaguardias del OIEA y EURATOM y tratados de No-Proliferación.

## Transporte

Una etapa o actividad de gran importancia, en la gestión de los combustibles gastados, es el transporte de los mismos, desde las centrales nucleares a diferentes instalaciones que forman

parte del ciclo del combustible elegido, o de los materiales recuperados y residuos radiactivos producidos.

Varias compañías internacionales vienen suministrando servicios de transporte, utilizando contenedores metálicos, que han sido previamente licenciados por las autoridades competentes y cumpliendo los reglamentos nacionales e internacionales. Según el Instituto Mundial de Transporte Nuclear se han realizado más de 7.000 envíos con más de 35.000 t de uranio en forma de combustible gastado.

En las tres últimas décadas se han realizado, con total seguridad, transportes de combustible gastado, residuos sólidos acondicionados, tanto de actividad alta como de media y baja, combustibles MOX, etc. Algunos factores que pueden influir en el transporte del combustible gastado por carretera son: el gran número a realizar y las largas distancias que hay que cubrir, como por ejemplo en el caso de EE.UU. Ya se han realizado transportes por carretera de contenedores con 139 t de peso y a distancias de 4.000 km. en China.

La realidad es que la mayor parte de los transportes de combustible gastado, enviados a las plantas de reproceso, se han realizado por mar o ferrocarril debido fundamentalmente a la limitación de peso en otras formas de transporte.

## **6. Separación y transmutación de actínidos minoritarios y algunos productos de fisión**

Desde comienzo de los años noventa del siglo pasado, fue tomando un gran interés, en diversos países de la OCDE, la transmutación de los actínidos minoritarios (Np, Am, Cm) y algunos productos de fisión presentes en los combustibles UOX gastados procedentes de los reactores comerciales tipo LWR.

La transmutación es la operación por la que un isótopo radiactivo de vida larga se transforma en otro de vida corta o estable. En esta modificación interviene una reacción nuclear inducida por neutrones (captura y/o fisión). La transmutación requerirá, como etapa previa ineludible, la separación de los elementos químicos que contienen los radionucleidos a transmutar.

Si lográsemos separar del combustible irradiado los actínidos (U, Np, Pu, Am y Cm) y algunos productos de fisión (Sr-90, Cs-137, Tc-99, Sn-126, Zr-93, Cs-135 y Se-79), el inventario radiotóxico de los RLAA resultantes disminuiría aproximadamente entre tres y cuatro órdenes de magnitud a partir de los 1.000 años de enfriamiento. Estos residuos, que serán posteriormente vitrificados, deberán ser gestionados adecuadamente debido a su inventario radiotóxico remanente. Su riesgo radiológico potencial a largo plazo será mucho menor que el del combustible gastado, lo que podría facilitar una mejor aceptación de su almacenamiento definitivo en una formación geológica.

La separación de ciertos radionucleidos de vida larga presentes en el combustible gastado deberá ser considerada como una etapa complementaria, no como una alternativa, al almacenamiento definitivo, que siempre será necesario para gestionar los RLAA remanentes. Ahora bien, con la separación de algunos de estos radionucleidos habremos resuelto sólo una parte del problema, queda por resolver su transmutación en otros de vida más corta o isótopos estables.

Cabe preguntarse a qué radionucleidos de vida larga se puede aplicar la transmutación y por tanto es necesario separar previamente:

### ► Actínidos mayoritarios

*Uranio y plutonio.* Son separados mediante el proceso PUREX. Ambos pueden ser reciclados y transmutados.

### ► Actínidos minoritarios

*Neptunio, americio y curio.* El neptunio (Np-237) podría ser separado en el reproceso PUREX convencional y posteriormente ser transmutado. Tanto el americio (Am-241) como el curio (Cm-242/243 y 244) podrían ser separados entre sí y transmutados con neutrones rápidos.

### ► Productos de activación

*Carbono (C-14), cloro (Cl-36).* El C-14 tiene una baja sección eficaz de captura de neutrones, por lo que no es posible su transmutación. El Cl-36 se puede transmutar produciendo gas argón, pero el rendimiento de transmutación sería muy bajo debido a una mayor presencia de Cl-35. Su separación isotópica es muy difícil.

### ► Productos de fisión

*Selenio-79.* Muy difícil de separar a partir de los RLAA. Baja sección eficaz de captura de neutrones. La presencia de Se-78 producirá más Se-79.

*Estroncio-90.* Se han desarrollado métodos químicos para su separación. Tiene una baja sección eficaz de captura de neutrones. Aunque tiene una corta vida media (30 años) se ha propuesto su separación para disminuir la potencia calorífica de los RAA vitrificados, durante los primeros 200 años.

*Tecnecio-99.* Se podría transmutar. Siempre serían necesarios varios ciclos de irradiación con procesos intermedios de recuperación.

*Estaño-126.* Difícil de separar. Una gran parte está en forma insoluble en el reproceso PUREX. Su vida media de transmutación es muy grande incluso con flujos de neutrones elevados.

*Yodo-129.* En el momento actual se descarga al mar en las plantas de reproceso con los efluentes de baja actividad. Se podría separar e inmovilizar en forma de IAg o I<sub>2</sub>P. Se podría transmutar pero serían necesarios varios ciclos con reproceso intermedio. Se produciría gas xenón-130 estable en la transmutación, lo que sería un inconveniente.

*Cesio-135.* Existen métodos de separación de cesio a partir de los RLAA procedentes del reproceso. Se requiere su separación de los isótopos Cs-133 y Cs-134, lo que no parece factible, para evitar en su transmutación la formación de Cs-135.

*Cesio-137.* Aunque su vida media es corta (~30 años), se ha propuesto su separación para disminuir la potencia calorífica de los RAA vitrificados en los primeros 200 años.

En resumen se ha propuesto separar los siguientes elementos químicos de los RLAA:

- ▶ Actínidos minoritarios: neptunio, americio y curio.
- ▶ Productos de fisión: estroncio, cesio, yodo y tecnecio.

### 6.1. Separación de actínidos minoritarios y algunos productos de fisión mediante procesos hidrometalúrgicos y pirometalúrgicos

Todos los procesos que se detallan a continuación se han desarrollado a escala de laboratorio y algunos a escala de planta piloto, los más importantes son:

#### Proceso PUREX extendido

Recientes estudios han demostrado que utilizando el proceso PUREX convencional, con pequeñas modificaciones químicas, se puede también extraer el Np, conjuntamente con el U y el Pu. En el proceso PUREX, el Np se encuentra parcialmente como Np (VI), en su forma  $\text{NpO}_2^+$ , que no es extraíble por el TBP. Sin embargo, el Np como ión tetravalente Np (IV) y hexavalente Np (VI) en forma de nitratos, pueden ser extraídos por el TBP, con rendimientos de extracción semejantes a los obtenidos para el U (VI) y Pu (IV). (figura 5.22).

Según datos obtenidos de las plantas UP-2 y UP-3 francesas, el Np extraído, conjuntamente con el U y Pu, representa el 75% del Np total que luego es separado en los ciclos de purificación de uranio y plutonio. La oxidación del Np a valencia VI requiere la presencia de ácido nítrico, que se puede lograr mediante la adición de nitrito sódico durante la etapa de disolución y aumentando la concentración en ácido nítrico durante la etapa de extracción, de esta forma se consigue una recuperación del Np del 99%.

En este tipo de reproceso, y por razones semejantes, a las del Np, es posible separar el producto de fisión Tc-99, en forma de pertecneciato ( $\text{TcO}_4^-$ )

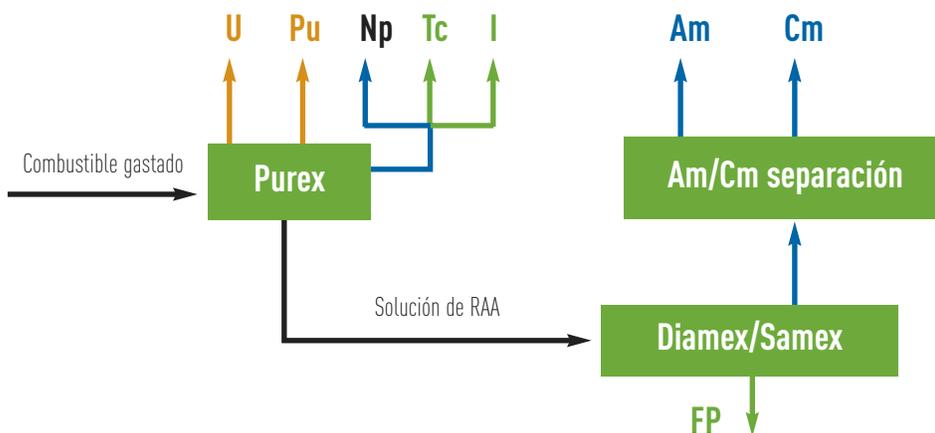


Figura 5.22. Proceso PUREX extendido. Fuente CEA.

Seguidamente se puede aplicar el proceso DIAMEX (DIAMide EXtraction) que ha sido desarrollado en Europa bajo el liderazgo de científicos franceses, como resultado de los proyectos europeos NEWPRT Y PARTNEW del 4º y 5º PM de la UE.

En este proceso las diamidas extraen An(III) y Ln(III) desde los RLAA procedentes del proceso PUREX. En 1987 Musikas *et al.*, introdujeron el uso de las N,N,N',N'-tetraalquil-C-alquidiamidas para la extracción conjunta de An (III) y Ln(III) y más recientemente en 2001 Sasaki *et al.* describieron el uso de tetraalquil derivados de diglicolamidas para el mismo propósito. Las fórmulas generales de estos compuestos se muestran en la figura 5.23.

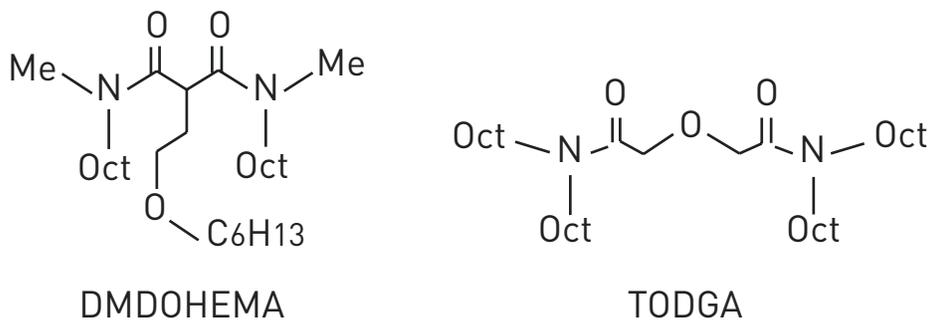


Figura 5.23. Fórmulas químicas de malonamida y diglicolamida. Fuente CEA.

### Proceso SANEX

Está demostrado experimentalmente que los compuestos ligandos que presentan átomos donadores débiles en sus moléculas (N,S) extraen selectivamente elementos actínidos frente a elementos lantánidos.

El nombre general de estos procesos es Selective ActiNide Extracción (SANEX). Los procesos basados en tripiridiltriazina (TPTZ), triazinilpiridinas (BTP) y proceso ALINA han sido estudiados en el marco del proyecto europeo PARTNEW.

### Extracción con CYANEX

A medidos de la década de los años noventa del siglo pasado, Zhu y col. de la Universidad de Tsinghua (China) publicaron unos excelentes resultados para la separación de Am(III) y Ln (III) utilizando el extractante Cyanex 301.

### Proceso UREX

Recientemente, en el año 1999, el Departamento de Energía de Estados Unidos propuso una variación del proceso PUREX para el tratamiento de los combustibles gastados, desarrollado principalmente por el Argonne Nacional Laboratory (ANL). Este nuevo proceso se denomina Proceso UREX (URanium Extracción, y con él se consigue separar el 99,9% del uranio y más del

95% del tecnecio de los demás productos de fisión y actínidos. Para ello se adiciona ácido acetohidroxámico (AHA,  $\text{CH}_3\text{C}=\text{ONHOH}$ ) a la corriente de lavado posterior a la etapa de extracción. Este compuesto forma complejos estables con Pu (IV) y Np (IV) evitando su extracción por el TBP, y reduce el Np (VI) a la especie no extraíble Np (V).

Una vez separado el uranio, así como el yodo y el tecnecio mediante el proceso UREX, el refinado resultante es tratado mediante procesos pirometalúrgicos para recuperar el resto de los actínidos incluyendo el plutonio. De este modo, según la política de EE.UU., queda garantizada la no proliferación al no separarse selectivamente el Plutonio.

Posteriormente se ha desarrollado el proceso UREX+ en el ANL, que consiste en cinco procesos de extracción consecutivos que separan los distintos elementos presentes en los combustibles nucleares irradiados, en siete fracciones. Después de la disolución del combustible, U y Tc se recuperan mediante el proceso UREX, con factores de recuperación mayores del 99%. Seguidamente se recuperan Cs y Sr con un disolvente mezcla de COSANO y polietilenglicol (CCD-PEG, figura 5.24).

Después de un ajuste de la disolución resultante se realiza la separación de Pu y Np mediante el proceso NPEX, en el que se utiliza TBP como agente extractante. Se aplica seguidamente el proceso TRUEX para la separación de los actínidos minoritarios y las tierras raras, para posteriormente separar selectivamente los actínidos minoritarios mediante cyanex 301. El esquema general del proceso UREX+ se muestra en la figura 5.24.

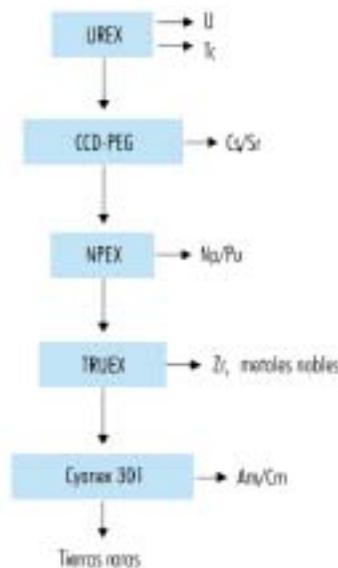


Figura 5.24. Proceso UREX+. Fuente ANL.

### Reproceso pirometalúrgico

La primera y gran diferencia que existe entre el reproceso hidrometalúrgico y el reproceso pirometalúrgico es que no debe existir agua en ninguna etapa del segundo. Un reproceso pirometalúrgico consta en esencia de las siguientes etapas (figura 5.25):

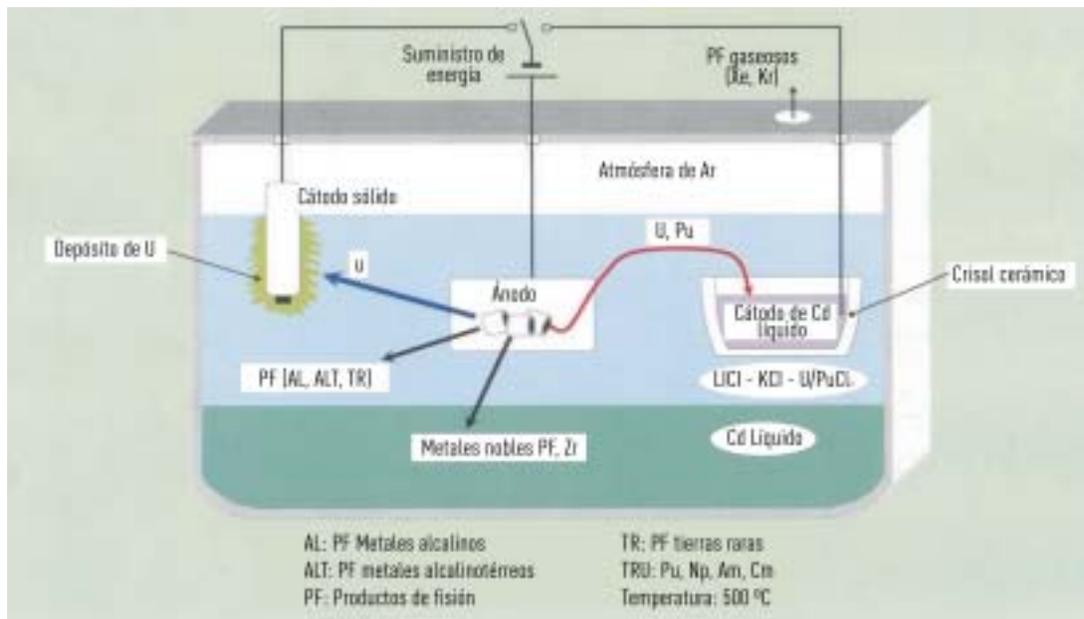


Figura 5.25. Esquema de un proceso pirometalúrgico. Fuente ANL (EE.UU.).

- ▶ Troceado del combustible en pequeñas piezas.
- ▶ Se colocan los trozos de combustible en una cesta metálica.
- ▶ Se coloca la cesta en una celda electrolítica que contiene una mezcla de sales fundidas (por ejemplo el eutéctico Li Cl-K Cl). La temperatura de la sal puede variar entre 700° a 800°K.
- ▶ El U del combustible es electrotransportado a un cátodo metálico, donde se deposita en forma pura.
- ▶ El Pu, Am y algunos productos de fisión se acumulan en la sal fundida.
- ▶ Se sustituye el cátodo metálico por uno de cadmio fundido.
- ▶ De esta forma se recogen el este cátodo; el Pu, Am, y el resto del uranio juntamente con pequeñas cantidades de productos de fisión (lantánidos)
- ▶ Los productos de fisión (metales nobles Zr, Mo y otros) que no se disuelven en la sal fundida se acumulan como sólidos metálicos en la cesta anódica.
- ▶ La acumulación de productos de fisión en la sal fundida, con el consiguiente aumento de la temperatura debido a la desintegración radiactiva de los mismos, hace necesario un tratamiento de la sal fundida, para separar los TRU remanentes y parte de los PF, de forma que pueda ser reciclada.

- ▶ Finalmente los depósitos catódicos de U son fundidos para eliminar cualquier oclusión de sal y producir un lingote de metal. Los depósitos catódicos de Pu y AM son separados del cadmio mediante técnicas reductivas.

El reproceso pirometalúrgico descrito (figura 5.25) fue desarrollado en ANL (EE.UU.) para tratar el combustible del reactor EBR-II (Experimental Breeder Reactor) que estaba situado en Idaho Falls y formaba parte del programa Integral Fast Reactor (IFR). El combustible utilizado era una aleación de U-Pu-Zr.

Posteriormente, el ANL en colaboración con el PNC (Japón) desarrolló un reproceso pirometalúrgico para tratar el refinado del primer ciclo de separación de U del proceso UREX. Este refinado, que contiene TRU y productos de fisión, es calcinado a 700 °C, y posteriormente la mezcla de óxidos se calienta a 900 °C, en atmósfera inerte, produciéndose la volatilización del Cs. Después de la sublimación se eleva la temperatura a 1.800 °C separándose los metales nobles y de transición, en forma de una aleación fundida, del resto de los óxidos de PF (Zr, metales alcalinotérreos, tierras raras o lantánidos y TRU).

## 6.2. Transmutación de actínidos minoritarios y algunos productos de fisión

La transmutación tiene por finalidad transformar algunos elementos químicos que contienen radionucleidos de vida larga, previamente separados de los combustibles gastados, en otros de vida más corta o no radiactivos. Esta transformación se puede realizar por bombardeo con partículas elementales, fundamentalmente neutrones, que existen en gran cantidad en los reactores nucleares.

Si un neutrón entra en colisión con el núcleo de un átomo, puede ser rebotado por el núcleo o penetrar en su interior. En este segundo caso, el núcleo que captura el neutrón adquiere un exceso de energía que debe liberar de diferentes maneras:

- ▶ Expulsando partículas (por ejemplo un neutrón) y emitiendo una radiación.
- ▶ Emitiendo solamente una radiación, en este caso se habla de una reacción de captura neutrónica.
- ▶ Dividiéndose en dos núcleos, de tamaño más o menos igual, y emitiendo simultáneamente dos o tres neutrones. En realidad es una reacción de fisión que libera una cantidad importante de energía.

La probabilidad de que un neutrón produzca una reacción de captura o de fisión depende respectivamente, de la sección eficaz de captura o de fisión del núcleo bombardeado.

Estas secciones eficaces son función de la naturaleza del núcleo y de la energía del neutrón. Los núcleos de pequeño tamaño o ligeros, como los productos de fisión, sólo están sujetos a las reacciones de captura neutrónica y los núcleos pesados, como los actínidos, a las reacciones de captura y de fisión.

Para evaluar las capacidades de transmutación de diferentes reactores nucleares, se han utilizado códigos de simulación numérica que reproducen los fenómenos físicos que tienen

lugar en el núcleo de los reactores. Los estudios realizados han evaluado el comportamiento de reactores térmicos (PWR) y rápidos (FR) en términos de capacidad de transmutación.

Se han estudiado dos modos de transmutación: en forma homogénea (actínidos minoritarios diluidos en el combustible de los reactores) o heterogénea (en forma de varillas o blancos de irradiación conteniendo solamente AM o PF). Además, se han estudiado dos modos de gestión para llevar a cabo la transmutación, en un sólo paso (monoreciclado) o con multireciclado para lograr un rendimiento de transmutación lo más elevado posible.

En principio, tres tipos de sistemas transmutadores se han propuesto:

- ▶ Reactores térmicos (LWR).
- ▶ Reactores rápidos (FR).
- ▶ Sistemas accionados por aceleradores de partículas (ADS).

Los reactores térmicos (tipo PWR) no son adecuados para la transmutación de AM, debido a las siguientes limitaciones:

- ▶ Las cantidades de actínidos minoritarios presente en el núcleo del reactor deben ser inferiores al 1%.
- ▶ La presencia de actínidos minoritarios en el núcleo del reactor requiere un sobrenriquecimiento en U-235 y tiene efecto negativo en el reciclado del plutonio.
- ▶ La opción más favorable, entre las estudiadas, es el multireciclado de americio en combustibles MOX.
- ▶ La transmutación de curio genera la formación de californio-252 que es una fuente intensa de neutrones.

Los reactores rápidos (FR) presentan las siguientes características favorables:

- ▶ Las cantidades de AM en los combustibles pueden llegar a ser entre 2,5 y 5% en, función de los diferentes conceptos de reactores rápidos.
- ▶ El monoreciclado utilizando blancos de irradiación es posible.
- ▶ El multireciclado de forma homogénea o heterogénea son posibles.
- ▶ El multireciclado de forma homogénea en futuros reactores rápidos de IV Generación presenta características muy favorables.

Los sistemas accionados por acelerador (ADS) están constituidos por un reactor acoplado a una fuente externa de neutrones provenientes de un acelerador (figura 5.26).

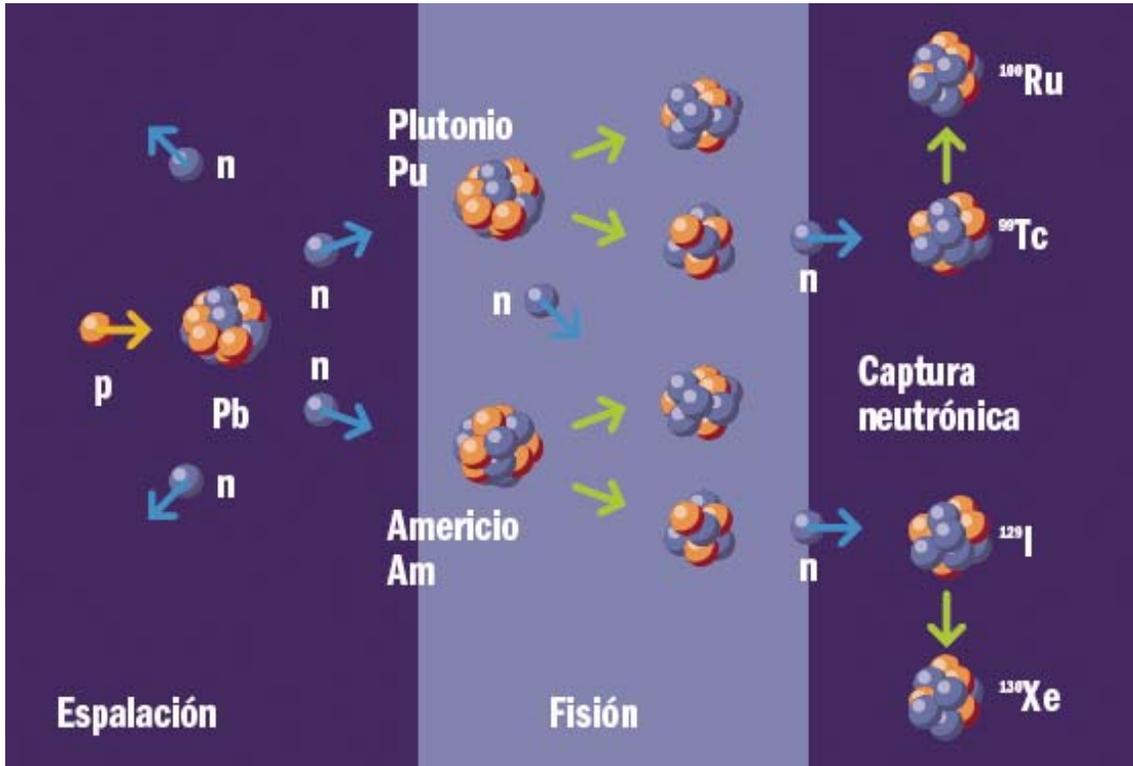


Figura 5.26. Esquema de la transmutación. Fuente Enresa. En la figura se representa la transmutación de los AM y PF mediante un sistema accionado por un acelerador de partículas (protones) de alta energía. La transmutación de los actínidos transuránicos, responsables de la mayor contribución a la radiotoxicidad a largo plazo, se realizaría por fisión nuclear inducida por neutrones. Por su parte, la transmutación de los productos de fisión de vida larga se basa en la captura neutrónica seguida por desintegración radiactiva.

Los elementos principales del sistema ADS (Acelerador Driven System) son los siguientes

- ▶ Un acelerador lineal (linac) o circular (ciclotrón) de protones con una energía de alrededor de 1 GeV.
- ▶ El haz de protones es inyectado sobre un blanco de espalación, donde se producen neutrones rápidos en una proporción de algunas decenas por cada protón incidente, que son introducidos en el núcleo subcrítico.
- ▶ El blanco de espalación está fabricado por un metal pesado sólido (tantalo, wolframio) o líquido (plomo fundido, aleación fundida de plomo - bismuto).
- ▶ El núcleo del reactor subcrítico permite introducir gran cantidad de AM, asegurando su control y su seguridad.

Los estudios sobre transmutación de los productos de fisión de vida larga yodo-129 han propuesto los siguientes compuestos para su transmutación:  $CeI_3$ ,  $NaI$ ,  $PbI_2$ ,  $CaI_2$ ,  $CuI$ ,  $MgI_2$  y  $YI_3$ . Aunque en general, los compuestos de yodo son poco estables a temperaturas altas, los compuestos

propuestos son potencialmente compatibles con las temperaturas de funcionamiento de un reactor. De todos estos compuestos, solamente tres presentan características favorables para su transmutación, NaI, CaI<sub>2</sub> e YI<sub>3</sub>. Todos deben ser manipulados en caja de guantes con atmósfera de argón, aunque el NaI se puede manipular bajo aire durante cortos periodos de tiempo. Ninguno reacciona con la vaina del blanco de espalación. El NaI y CaI<sub>2</sub> funden a una temperatura inferior a 800° C, y el YI<sub>3</sub> presenta dificultades para su fabricación durante la etapa de prensado. En conclusión, aunque la transmutación de yodo se ha demostrado experimentalmente, a pequeña escala, sin embargo los estudios realizados indican que los problemas ligados a la estabilidad termodinámica de los compuestos yodados hacen inviable, en principio, su transmutación.

Por lo que respecta al Tc-99, se ha propuesto el tecnecio metálico como material más apropiado, las experiencias realizadas así lo han demostrado alcanzando una tasa de transmutación del 15%. En la actualidad se está llevando a cabo, en el FR Phenix (Francia), una experiencia de demostración con el objetivo de alcanzar una tasa de transmutación del 20%. Se puede concluir que el tecnecio puede ser transmutado en forma metálica o aleado. La transmutación del tecnecio genera rutenio estable. Dado que estos metales son totalmente miscibles, se puede asegurar un buen comportamiento del blanco de irradiación durante la transmutación.

Para la transmutación de AM, se han propuesto tres compuestos de tipo cerámico, óxidos, nitruros y carburos tanto en forma homogénea con varios AM y Pu mezclados, o en forma heterogénea, con cada AM individualmente. La fabricación y estudio del comportamiento de estos compuestos requerirá un gran esfuerzo económico y humano que debe ser llevado a cabo en una estrecha colaboración entre diferentes países: EE.UU., Japón, Rusia, Francia y el JRC-ITU de la Unión Europea.

De los compuestos propuestos para la transmutación de AM, los óxidos son los más estudiados, los nitruros presentan una gran conductividad térmica pero tienen como inconveniente la necesidad de utilizar el isótopo N-15 para evitar la formación de C-14, los carburos presentan grandes problemas de fabricación por el carácter pirofórico de los polvos de carburo pero pueden ser fabricados por el procedimiento sol-gel en vía húmeda. La utilización de carburos como combustible para un reactor rápido regenerado por gas (GCFR) de IV Generación ha relanzado el estudio de fabricación de carburos.

Otro capítulo importante dentro del campo de la transmutación es el estudio de materiales para la refrigeración con metales fundidos de los nuevos reactores, incluido los ADS. Se han propuesto plomo y el eutéctico plomo-bismuto, ambos fundidos. Este último presenta el gran inconveniente de la formación del isótopo Po-210, emisor alfa y con alta radiotoxicidad. También debe tenerse muy en cuenta el desarrollo de aceleradores de partículas, fundamentalmente de tipo lineal (LINAC), por lo que respecta fundamentalmente a su operabilidad.

Cualquiera que sea tanto el sistema como el combustible utilizado, hay otros aspectos que estudiar e investigar en la transmutación. Si se quiere alcanzar una alta tasa de transmutación, se deben reciclar, posiblemente varias veces, los radionucleidos que se quieren transmutar, para lo cual será necesario reprocesar los blancos y combustibles gastados con el fin de separar los elementos químicos no transmutados para llevar a cabo un nuevo reciclado, tantas veces como sea necesario. Este reproceso producirá nuevos residuos radiactivos que será necesario gestionar.

## 7. Encapsulado de combustibles gastados y residuos de alta actividad vitrificados

Todos los residuos con alto contenido radiactivo, alto inventario radiotóxico y varios cientos de vatios de potencia calorífica, debido a la desintegración radiactiva, deben ser introducidos en contenedores o cápsulas metálicas antes de ser colocados en el AGP para su almacenamiento final o definitivo.

Las características principales que deben cumplir este tipo de contenedores o cápsulas metálicas son las siguientes:

- ▶ No deben ser perforados por corrosión durante un largo periodo de tiempo, entre 1.000 y 100.000 años, dependiendo del tipo de material utilizado (Fe ó Cu).
- ▶ El tiempo de enfriamiento de los combustibles gastados, antes de ser colocados en el AGP, no debe ser inferior a 20 años y depende del grado de quemado del combustible nuclear gastado. Normalmente no se han estipulado tiempos inferiores a 50 años o potencias caloríficas no superiores, aproximadamente, a 700 W/tU. En el caso de MOX son, aproximadamente, cuatro veces superiores.
- ▶ La dosis máxima en la superficie exterior de la cápsula debe ser inferior a 500 mSv/h, para minimizar la radiolisis del agua que puede existir en el exterior de la cápsula.
- ▶ La cápsula cargada debe ser siempre subcrítica aún en el caso de poder estar llena de agua.
- ▶ La temperatura exterior de la cápsula no deberá ser superior a 100 °C, para garantizar la estabilidad química de la bentonita que rodeará la cápsula.
- ▶ La cápsula deber ser diseñada para soportar las cargas debidas a su colocación en el almacén geológico profundo, a una profundidad entre 300 y 700 m, que supondrá una carga máxima de 7MPa debida a la presión hidrostática del agua subterránea y 10 MPa debido al hinchamiento de la bentonita.

Un aspecto importante en la fabricación de las cápsulas, tanto para combustibles gastados como para residuos de alta actividad vitrificados, es la elección de material de las mismas.

La resistencia a la corrosión se puede lograr de varias formas. La cápsula de almacenamiento puede ser fabricada con un material que no sea atacado por corrosión en las condiciones previstas del almacenamiento, puede decirse que este tipo de material es inmune a la corrosión. Otro tipo de material puede ser aquel que forma inicialmente una capa superficial de productos de corrosión, que protege el material de la cápsula contra corrosiones posteriores. Se puede decir que este tipo de material es pasivo en las condiciones del almacenamiento. Una tercera alternativa es utilizar un material cuya corrosión puede ser prevista y pueda garantizar un tiempo de servicio adecuado en el AGP.

Desde un punto de vista de corrosión en las condiciones de almacenamiento se pueden resumir los siguientes materiales:

- ▶ Materiales inmunes: metales nobles y materiales cerámicos.
- ▶ Materiales pasivos: titanio, aleaciones de titanio, aceros inoxidable y otros.
- ▶ Materiales con corrosión evaluable: aceros con bajo contenido en carbón (acero no aleado).
- ▶ Materiales con baja corrosión: cobre (no en presencia de sulfuros).

Otros aspectos que se deben tener en cuenta en el deterioro de la cápsula son la resistencia mecánica de los materiales empleados en su construcción y la forma de la misma, que en los diseños actuales es de forma cilíndrica con un razonable espesor de pared, capaz de soportar la presión hidrostática y la de hinchamiento de la bentonita, con un alto factor de seguridad.

Los principales diseños para la cápsula de almacenamiento de combustibles gastados son los siguientes:

### Suecia

La cápsula está formada por un contenedor interior de fundición nodular donde son alojados los combustibles y una camisa exterior de cobre (figura 5.27). La fundición nodular suministra la resistencia mecánica y la camisa de cobre protección contra la corrosión. La camisa exterior de cobre tiene un espesor de 50 mm y la parte interior, con diámetro de 950 mm, tiene dos versiones: una para 12 elementos combustibles tipo BWR y otra para 4 tipo PWR. La limitación de la capacidad térmica de la cápsula es de 1700 W.



Figura 5.27. Cápsula de almacenamiento para 12 elementos tipo BWR. Parte interior: fundición nodular. Camisa exterior: cobre. Fuente SKB.

### Finlandia

Se ha propuesto una cápsula de almacenamiento semejante a la de Suecia, para sus combustibles tipo BWR.

## Estados Unidos

El Departamento de Energía (DOE) ha diseñado una cápsula de almacenamiento para combustibles gastados tipo PWR, con destino al repositorio de Yucca Mountain (figura 5.31).

La camisa exterior de la cápsula, de 20 mm de espesor, es de una aleación (alloy 22) con una alta composición de Ni, Cr, y Mo. Para dar resistencia mecánica a la cápsula se ha propuesto una camisa interior, de 50 mm de espesor, de acero inoxidable tipo 316 NG. Finalmente, en la parte más interior de la cápsula va colocado un bastidor de acero inoxidable para 21 elementos combustibles gastados tipo PWR, rodeado de absorbente neutrónico para evitar la criticidad nuclear.

Por lo que se refiere a los residuos vitrificados que son introducidos previamente, en las plantas de reproceso, en unas cápsulas de acero inoxidable llamadas "cápsulas universales" (figura 5.28). Éstas a su vez deben ser colocadas en otras cápsulas de almacenamiento para evitar la corrosión y asegurar la estanquidad durante al menos varios miles de años.

Existen varios diseños de cápsulas de almacenamiento, para los residuos vitrificados.



Figura 5.28. Cápsula de almacenamiento – 21 PWR. Fuente DOE.

## Francia

La cápsula de almacenamiento está compuesta de un cuerpo cilíndrico y de una tapa del mismo material. El espesor de la cápsula de almacenamiento es de 25 mm de acero inoxidable. La longitud total es de 2,6 metros y el diámetro exterior de 55 cm (figura 5.29).



Figura 5.29. Cápsula de almacenamiento de residuos de alta actividad vitrificados. Fuente CEA.

### Suiza

La cápsula de almacenamiento está diseñada para contener una cápsula universal con residuos de alta actividad vitrificados. El espesor es de 25 cm y el material de construcción es de acero al carbono que puede asegurar, después del fallo de la cápsula por corrosión, unas condiciones reductoras debidas a los productos de corrosión del acero que pueden absorber muchos radionucleidos. Las medidas del bulbo de almacenamiento vienen dadas en la figura 5.30.



Figura 5.30. Cápsula de almacenamiento de residuos de alta actividad vitrificados. Fuente NAGRA.

## 8. El almacenamiento geológico profundo

### 8.1. El almacenamiento geológico profundo. Principios generales

#### Introducción

Las principales instituciones académicas y los organismos institucionales competentes en materia nuclear (NEA, OIEA) así como la Comisión y el Parlamento Europeo, consideran el almacenamiento geológico profundo (AGP) como la solución más segura y viable para la gestión final del combustible gastado y los residuos radiactivos de alta actividad y larga vida.

Este consenso<sup>2</sup> se fundamenta en la capacidad de aislamiento y confinamiento de las formaciones geológicas, siempre que éstas reúnan unas determinadas características de estabilidad, potencia (espesor), ausencia de vías preferentes de migración y capacidad de retención. Esta capacidad de confinamiento y aislamiento se complementa con la estabilidad del propio residuo, una vez acondicionado, y la colocación de un sistema de barreras de ingeniería en torno a los RAA.

El almacenamiento geológico fue concebido, hace ahora 50 años, como el sistema de aislamiento mas adecuado para la evacuación definitiva de los RAA y CG, sin intención de recuperarlos: la característica definidora de este tipo de residuos es que pueden suponer riesgos radiológicos significativos durante periodos de tiempo ampliamente superiores a aquellos en los que se podría garantizar la vigilancia y el mantenimiento en el emplazamiento, como se requiere en las instalaciones de almacenamiento temporal o en instalaciones en superficie.

El potencial confinante de la geosfera es un hecho probado como ponen de manifiesto los estudios sobre yacimientos geológicos y arqueológicos en los que se ha podido estudiar la evolución de componentes del sistema de almacenamiento (fenómenos, eventos y procesos) en condiciones y escalas de tiempo similares a los que se presentan durante la vida de un AGP.

<sup>2</sup> Como referencias de este consenso pueden citarse las siguientes referencias:

- There is strong worldwide consensus that the best, safest long-term option for dealing with HLW is geologic isolation.* U.S. National Research Council, Board on Radioactive Waste Management, Rethinking High-Level Radioactive Waste Disposal: A Position Statement of the Board on Radioactive Waste Management (1990).
- [T]here is today a broad international consensus on the technical merits of the disposal of long-lived radioactive waste in deep and stable geologic formations.... Currently, geologic disposal can be shown to have the potential to provide the required level and duration of isolation.*
- The Environmental and Ethical Basis of Geologic Disposal of Long-Lived Radioactive Wastes: A Collective Opinion of the Radioactive Waste Management Committee of the OECD Nuclear Energy Agency, 1995 at <http://www.nea.fr/html/rwm/reports/1995/geodisp.html>
- [G]eological disposal remains the only scientifically and technically credible long-term solution available to meet the need for safety without reliance on active management...a well-designed repository represents, after closure, a passive system containing a succession of robust safety barriers. Our present civilization designs, builds, and lives with technological facilities of much greater complexity and higher hazard potential.*
- National Academy of Sciences, Board on Radioactive Waste Management, Disposition of High Level Waste and Spent Nuclear Fuel: The Continuing Societal and Technical Challenges, National Academy Press, Washington, D.C., 2001
- [I]n a generic way, it can be stated with confidence that deep geologic disposal is technically feasible and does not present any particularly novel rock engineering issues. The existence of numerous potentially suitable repository sites in a variety of host rocks is also well established.*
- International Atomic Energy Agency, Scientific and Technical Basis for the Geologic Disposal of Radioactive Wastes, Technical Report No. 413, IAEA, Vienna, 2003.
- There is a very broad international consensus amongst technical experts that, on the basis of present knowledge, geological disposal is the most suitable method for long-term management of the most hazardous forms of solid and solidified radioactive waste.*
- Commission of the European Communities. Proposal for a COUNCIL DIRECTIVE (Euratom) on the management of spent nuclear fuel and radioactive waste. 2003/0022(CNS)

## Principio multibarrera

El almacenamiento geológico profundo se fundamenta en el denominado principio multibarrera que consiste en interponer, entre el residuo y la biosfera, un sistema pasivo de barreras sucesivas, tecnológicas y naturales, que aseguren que el tiempo de tránsito hasta la biosfera de cualquier radionucleido que pudiera liberarse desde el almacén sea tan largo que, de alcanzarla, no modificaría los rangos del fondo radiactivo natural ni superaría los límites aceptables de dosis para las personas. Este funcionamiento debe asegurarse bajo cualquier hipótesis razonable de funcionamiento actual o futuro.

Cada una de las barreras va a imponer unas condiciones de aislamiento y retardo específicas, siendo su conjunto, como se ha indicado, un sistema pasivo y redundante cuyo resultado final será la ausencia de impacto no deseable, actual o futuro, al hombre y al medio ambiente.

Las barreras consideradas son de dos tipos: tecnológicas y naturales (figura 5.31). Las barreras tecnológicas 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. Las barreras naturales son las responsables a más largo plazo de la seguridad del sistema, aún considerando la degradación de las barreras de ingeniería y el acontecimiento de eventos no deseables, pero sí predecibles.

Los componentes de las barreras tecnológicas o de ingeniería son:

- ▶ La propia forma química del residuo.
- ▶ Las cápsulas metálicas de almacenamiento.
- ▶ Los materiales de relleno y sellado.

Los componentes de las barreras naturales son:

- ▶ La geosfera: formaciones geológicas donde se ubica el repositorio, y las aguas y gases que contienen.
- ▶ La biosfera: conjunto de ecosistemas (suelos, aguas, seres vivos, etc.) que recibirían el impacto del repositorio.

### **Barreras de ingeniería: requisitos funcionales y características de los componentes**

Los requisitos funcionales y las características de los componentes de las barreras de ingeniería deben:

- ▶ Aislar el repositorio del agua procedente de la barrera geológica.
- ▶ Suministrar protección mecánica frente a posibles eventos sísmicos o disruptivos.
- ▶ Retardar al máximo la salida de los radionucleidos almacenados.

El diseño de las barreras de ingeniería deberá tener en cuenta tanto las características de la formación geológica alojante del repositorio como las condiciones de presión, temperatura y radiación a que estarán sometidas en las distintas fases del funcionamiento a largo plazo de la instalación.

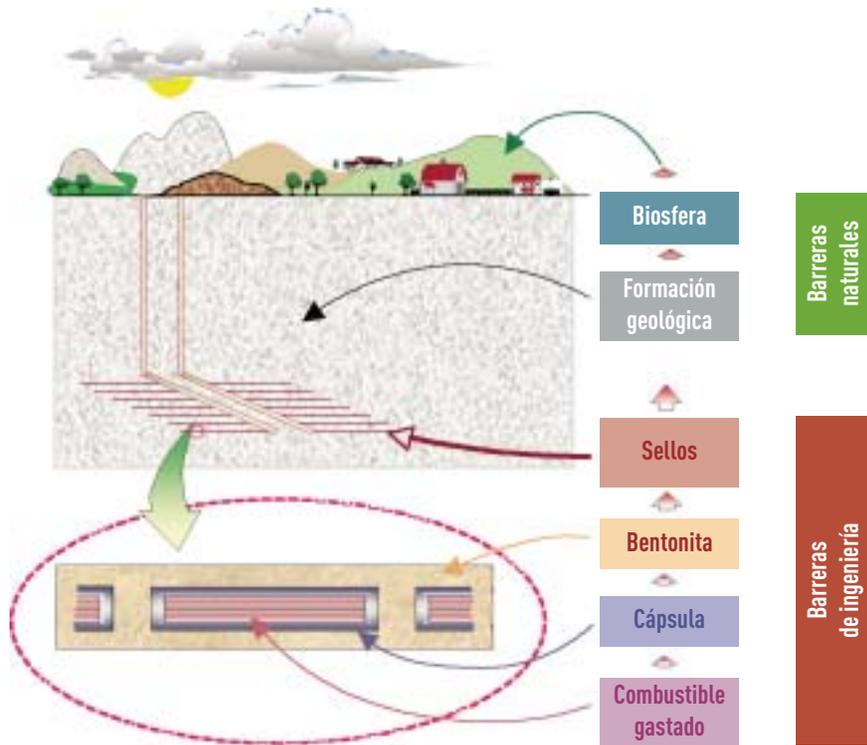


Figura 5.31. Principio multibarrera: representación esquemática e ilustración de los componentes para el concepto de AGP en granitos (Enresa).

### Forma química del residuo

La forma química de la matriz del residuo, bien del combustible gastado o de los RAA vitrificados constituye la primera barrera. Es de tipo físico-químico y está fundamentada en su resistencia a la corrosión e insolubilidad en las condiciones reductoras existentes en el repositorio. En el combustible gastado, la mayoría de los actínidos y productos de fisión, se encuentran inmovilizados en la matriz de  $UO_2$  (figura 5.32). La solubilidad de la mayoría de los materiales que contienen los radionucleidos ( $UO_2$  o vidrio) es tan baja que serían necesarios millones de años para completar su disolución dado el pequeño volumen de agua con el que podrían estar en contacto si el emplazamiento está bien seleccionado y las barreras artificiales bien diseñadas y construidas.

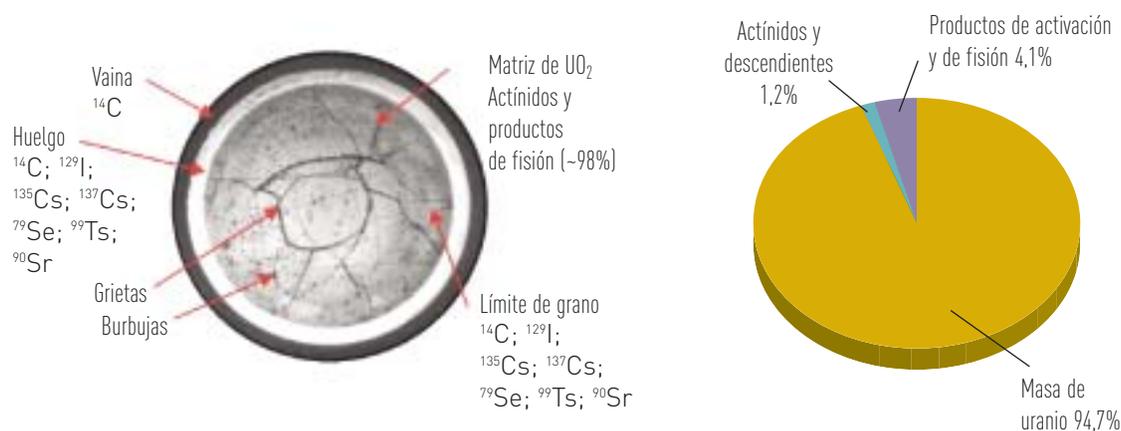
## Cápsulas metálicas

Las cápsulas metálicas tienen como objetivo albergar el combustible gastado y los RAA, aportando resistencia mecánica: deben ser resistentes a la corrosión para retardar la llegada de agua al término fuente y duraderas para proteger mecánicamente a los elementos combustibles y los RAA vitrificados, por lo que se proyectan con materiales que disipen bien el calor y sean estables frente al calor y la radiación.

Pueden contener materiales de relleno que actúen como barrera físico-química adicional inmovilizando o reteniendo radionucleidos liberados. Asimismo los productos de corrosión de la cápsula (oxi-hidróxidos de hierro), en el caso de los aceros, tienen una gran capacidad de sorción o retención de radionucleidos y actúan también manteniendo las condiciones reductoras del medio.

Como se ha visto en el apartado 5.7, se han propuesto diferentes tipos de materiales metálicos para la cápsula. Los materiales metálicos tipo cobre (termodinámicamente estables), son de una gran resistencia a la corrosión, si bien su resistencia mecánica es menor y su fabricación es algo más compleja. Los materiales tipo titanio (resistentes a la corrosión) son bastante resistentes mecánicamente y frente a la corrosión generalizada o uniforme, si bien ésta última puede producirse por "picaduras", por lo que es difícil garantizar una determinada durabilidad. Su fragilización ante la presencia de hidrógeno es otro inconveniente. Los materiales del grupo de los aceros (materiales consumibles) son mecánicamente muy resistentes y su comportamiento frente a la corrosión es bueno y cuantificable.

Aunque las predicciones de corrosión de la cápsula se obtienen mediante extrapolación de ensayos de sólo algunos años, su fiabilidad está corroborada por los estudios realizados en procesos similares sobre piezas metálicas de yacimientos arqueológicos (análogos naturales arqueológicos). De los estudios realizados, y en función del tipo de materiales empleados en su fabricación, la cápsula puede asegurar la estanqueidad del combustible desde algunos miles de años (aceros no aleados) a más de cien mil años (cobre).



Sección transversal de una pastilla de combustible gastado

Figura 5.32. Sección transversal y porcentaje másico en una pastilla de combustible gastado con un quemado de 40.000 MWd/tU (Enresa).

## Barreras de ingeniería de arcilla compactada

Los materiales de relleno y sellado, constituyen la tercera de las barreras tecnológicas o de ingeniería. Esta barrera suele estar formada por arcillas compactadas, que se colocarían rodeando a las cápsulas y en contacto con la formación geológica. Los requisitos funcionales de la barrera de arcilla compactada son:

- ▶ Minimizar el acceso de agua al resto de las barreras de ingeniería por sellado de las fracturas y fisuras generadas en la excavación (retardo en la llegada del agua).
- ▶ Estabilizar y homogeneizar la composición química del agua que alcance las cápsulas (constancia en la química del agua).
- ▶ Soportar las tensiones mecánicas procedentes de la barrera geológica protegiendo la integridad mecánica de la cápsula (protección mecánica).
- ▶ Retardar el transporte de los radionucleidos que puedan liberarse del término fuente (retardo).
- ▶ Disipar adecuadamente el calor de los residuos y el gas generado en la corrosión de las cápsulas (disipación de calor).

Enresa considera, como material de referencia para esta barrera, en sus conceptos de AGP para granitos y arcillas, materiales bentoníticos, de los que existen abundantes recursos en nuestro país. La bentonita, material seleccionado para esta barrera tiene:

- ▶ Muy baja permeabilidad (minimiza la llegada del agua).
- ▶ Buena conductividad térmica (disipa el calor).
- ▶ Alta capacidad de hinchamiento (sellado de vías de acceso de agua).
- ▶ Alta superficie específica (retención de radionucleidos y conservación de la química del agua dentro de un cierto rango).
- ▶ Alta plasticidad (protección mecánica).
- ▶ Buena capacidad de succión (sellado del repositorio).

En España se ha realizado un importante trabajo para caracterizar esta barrera (figura 5.33). Los ensayos realizados muestran que estos materiales naturales, presentan una alta estabilidad para las condiciones físicas, químicas, mecánicas y térmicas previstas en el AGP por lo que su durabilidad está asegurada. Por otra parte, el movimiento de los radionucleidos a través de la arcilla compactada es por difusión, lo que hace que sean necesarios períodos muy largos de tiempo (decenas de miles de años) para que la atraviesen.

En el caso de un AGP en formaciones salinas, el material de relleno y sellado sería sal compactada.



Figura 5.33. Materiales de relleno y sellado. Diseño conceptual y ensayos realizados, a escala real, en maqueta (Ciemat) e *in situ* (Laboratorio subterráneo de Grimsel, Suiza) para estudiar su comportamiento termo-hidro-mecánico.

### Barrera geológica: requisitos funcionales y características

El papel que juega la barrera geológica en el repositorio es clave, dado que por un lado va a incidir en el funcionamiento del resto de las barreras y por otro va a suministrar el elemento definitivo de seguridad a largo plazo.

Una característica diferenciadora de la barrera geológica es que mientras las barreras de ingeniería pueden diseñarse y fabricarse de acuerdo con las características del concepto considerado, en la barrera geológica no se puede actuar, siendo por tanto fundamental el proceso de su selección y caracterización. Este proceso deberá demostrar que el emplazamiento seleccionado cumple los requisitos fundamentales para garantizar la seguridad a largo plazo.

Los requisitos funcionales de la barrera geológica son:

- Proteger al conjunto de barreras de ingeniería, asegurando unas condiciones de estabilidad físico-química, hidráulica, mecánica y geoquímica.
- Asegurar un flujo de agua bajo, lento y estable en el repositorio.
- Retardar al máximo la migración de radionucleidos entre el repositorio y la biosfera.
- Permitir la viabilidad constructiva y operativa del repositorio.
- Asegurar el repositorio frente a la intrusión humana.

Para cumplir estos requisitos las formaciones geológicas alojantes del repositorio deben tener:

- ▶ Potencia, profundidad y extensión suficiente para aislar al repositorio de procesos naturales o actividades humanas no deseadas.
- ▶ Estabilidad tectónica (carencia de fallas activas) y baja sismicidad.
- ▶ Poca complejidad estructural (simplicidad).
- ▶ Homogeneidad litológica.
- ▶ Baja permeabilidad y gradiente hidráulico.
- ▶ Condiciones adecuadas de retención de radionucleidos (capacidad de retardo)
- ▶ Posibilidad de representar su funcionamiento mediante modelos numéricos.

Aunque pueden existir otras formaciones geológicas que en entornos específicos pudieran reunir los requisitos mencionados, las litologías más consideradas son granitos, sales y arcillas. Sus principales características son:

- ▶ Granitos: baja permeabilidad, muy baja solubilidad, capacidad de retención variable, resistencia a la alteración química y mecánica, estabilidad tectónica frecuente, conductividad térmica moderada, excavación fácil y estable, elevada resistencia a la erosión y movimiento del agua de tipo advectivo en fracturas (las sustancias disueltas se mueven con el agua debido a gradientes hidráulicos).
- ▶ Arcillas: muy baja permeabilidad, muy alta capacidad de retención, alta o media plasticidad y capacidad de autosellado, conductividad térmica baja, baja corrosividad, fácil excavación pero con necesidad de estructuras de sostenimiento, poca fracturación y movimiento del agua por difusión (el agua no se mueve pero sí los iones disueltos por gradientes de concentración).
- ▶ Sales: muy baja permeabilidad y porosidad, alta conductividad térmica, poca o nula fracturación, naturaleza plástica y propiedades autosellantes, fácil excavación, baja capacidad de retención y movimiento de tipo difusivo.

En nuestro país, de acuerdo con el Catalogo Europeo de Formaciones Favorables para el almacenamiento de RAA (1989) (figura 5.34), dada su extensión y características geológicas (materiales y evolución tectónica) y a partir de la información disponible, puede afirmarse que existen numerosas zonas en granitos, sales, arcillas u otras litologías que cumplen los requisitos citados y que podrían albergar emplazamientos para el almacenamiento geológico de residuos radiactivos de alta actividad. Además, podrían existir otros emplazamientos, no considerados en el Catalogo, que también cumpliesen los criterios con los que se elaboró el Catalogo, pero que al tener dimensiones más limitadas, no se han representado en el mismo. En todo caso, y de acuerdo con las previsiones del sexto PGR, la localización final del emplazamiento, tanto en lo referente al proceso que se seguirá, como a los criterios que se utilizarán para su nominación, es algo que no está previsto decidir antes del 2025.

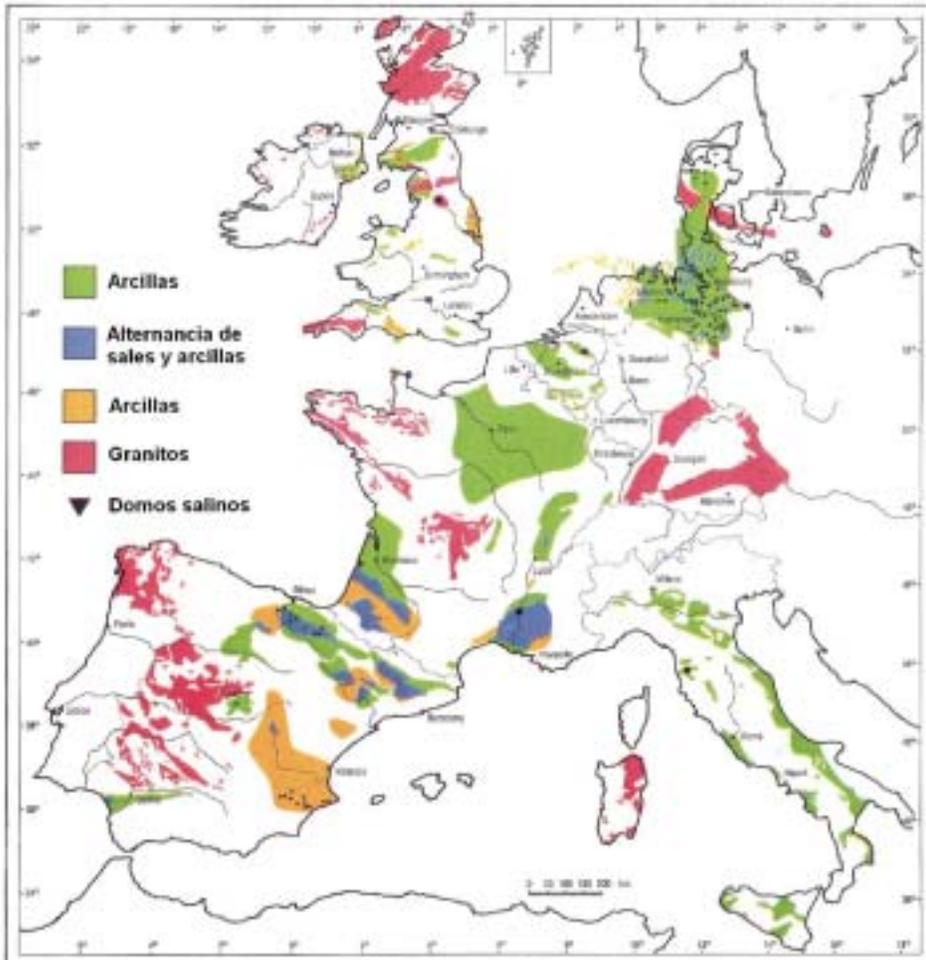


Figura 5.34. Catálogo Europeo de formaciones geológicas favorables para el almacenamiento de los residuos radiactivos de alta actividad y larga vida (CE. 1988).

## 8.2. Las instalaciones subterráneas del AGP: conceptos de almacenamiento

Para alcanzar los objetivos de contención mediante un sistema de barreras múltiples, las agencias responsables de la gestión de residuos han desarrollado diferentes conceptos de almacenamiento que, atendiendo a las características de las formaciones geológicas presentes en su territorio, ubica el sistema de barreras de ingeniería en diferentes diseños de instalaciones subterráneas conectadas con la superficie mediante pozos verticales o rampas de acceso. También se han desarrollado sistemas de almacenamiento en sondeos profundos, aunque, generalmente, el diseño más habitual contempla el almacenamiento del combustible gastado y/o los RAA en galerías o en pozos (horizontales o verticales) [figuras 5.35 y 5.36] perforados desde las galerías de infraestructura del almacenamiento.

En la tabla 5.9 se sintetizan las características de los componentes de los conceptos de AGP desarrollados por las principales agencias de gestión de residuos.

País	Residuo	Contenedor	Repositorio	Disposición	Relleno y sellado	Roca almacén	Emplazamiento	
Alemania	Vitrificados y combustible gastado (LWR, THTR)	Acero inoxidable	Profundidad: 870 m	En pozos verticales individuales	Buffer y backfill de sal triturada en el concepto inicial	Sal en el concepto inicial de referencia	Gorleben en el concepto de sal y Konrad en la formación oolítica	
				En cámaras para el resto de residuos	Bentonita y mezcla de bentonita y arena, en otros tipos de roca	Ampliado a otros tipos de roca (sedimentaria, oolítica, granito)		
Bélgica	Vitrificados, combustible gastado y TRU			En túneles horizontales	Recubrimiento de los túneles con cemento. Buffer: bloques de bentonita compactada. Backfill: roca almacén triturada	Arcilla	Mol	
Canadá	Combustible gastado tipo CANDU (sin enriquecimiento de uranio y 8 GWd/tU de quemado)	Titanio y perlas de vidrio como material de relleno	Profundidad: 500 m-1000m	En pozos verticales individuales perforados en las galerías	Buffer y Backfill: mezcla de arcilla y arena silícea o granito triturado en diferentes proporciones	Granito	Sin especificar. Se usan los datos del laboratorio subterráneo de "Lac du Bonnet", Whiteshell (Pinawa, Manitoba)	
							1,36 tU/contenedor	Área de almacenamiento: 4 km <sup>2</sup>
								Zona de exclusión *: 46 m
EEUU	Residuos TRU	Bidones, contenedores de acero	Profundidad: 657 m	En cámaras	Sal triturada y MgO	Sal	WIPP (Carlsbad, Nuevo Méjico)	
EEUU	Vitrificados y combustible gastado LWR	Contenedor multicapa	Profundidad: 300 m	En túneles horizontales	Sin buffer	Tobas compactas fracturadas no saturadas	Yucca Mountain	
Francia	Vitrificados, combustible gastado y MOX	Aleación de hierro	Profundidad: 500 m Área de almacenamiento 3,7 km <sup>2</sup>	En túneles horizontales	Buffer y Backfill de arcilla	Arcilla	Meuse (Haute Marne)	
Finlandia	Combustible gastado BWR Quemado: 36 GWd/tU	Cobre con contenedor interno de acero y relleno con material granular 1,6 tU/contenedor	Profundidad: 500 m Área de almacenamiento 0,2 km <sup>2</sup> Sin zona de exclusión	En pozos verticales individuales en las galerías	Buffer: bentonita Backfill: arena y bentonita	Granito	Olkiluoto, Eurajoki. Seleccionado a partir de la evaluación de cinco emplazamientos investigados	
Japón	Vitrificados del reproceso de combustible gastado LWR (PWR&BWR) Quemado: 33 GWd/tU	Acero al carbono, Grueso overpack 1,4 tU/contenedor	Profundidad: 500-1000 m Área de almacenamiento 5km <sup>2</sup> Zona de exclusión sin especificar	En túneles horizontales	Buffer y Backfill de bentonita	Amplio rango de rocas cristalinas y sedimentarias	Sin especificar	
Suecia	Combustible gastado LWR (BWR&PWR) Quemado: 38 GWd/tU	Cobre con relleno de hierro 1,5 tU/contenedor	Profundidad: 600 m Área de almacenamiento: 0,9km <sup>2</sup> Zona de exclusión: 100 m	En pozos verticales individuales en las galerías	Buffer: bentonita Backfill: mezcla de arcilla y arena silícea o granito triturado en diferentes proporciones	Granito	Aprobada por el gobierno sueco la caracterización en detalle de los emplazamientos de Forsmark, Simpevarp y Tierp	
Suiza	Vitrificados del reproceso del combustible gastado LWR (BWR&PWR) Quemado: 33 GWd/tU	Acero inoxidable, Grueso overpack 1,4 tU/contenedor	Profundidad: 1000 m Área de almacenamiento: 0,5 km <sup>2</sup> Zona de exclusión: 100 m	En túneles horizontales	Soporte de los contenedores de bloques de bentonita compactada Buffer y Backfill de bentonita granular	Granito en el concepto inicial. Ampliado a otros tipos de roca (arcilla opalina)	Dos áreas potenciales: basamento cristalino de Aargau (al N de Suiza) y arcillas opalinas de Zurcher Weinland	

Tabla 5.9. Características de los componentes de los conceptos de AGP desarrollados por las principales agencias de gestión de residuos.

### Almacenamiento geológico profundo en arcilla

- ▶ 3.600 cápsulas
- ▶ 260 m profundidad



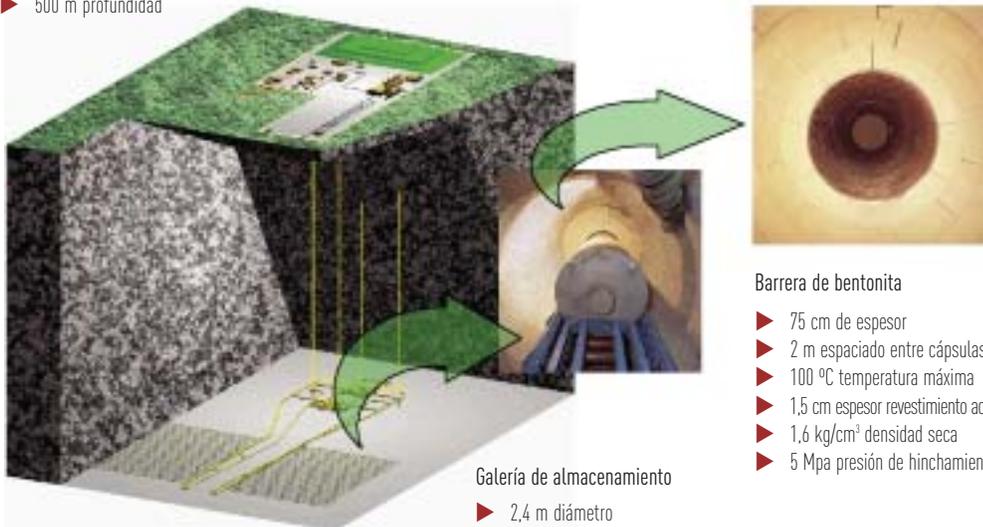
#### Galería de almacenamiento

- ▶ 2,4 m diámetro
- ▶ 500 m de largo
- ▶ 50 m distancia entre galerías
- ▶ 30 cm sostenimiento hormigón
- ▶ 75 cm de espesor
- ▶ 2 m espaciado entre cápsulas
- ▶ 100 °C temperatura máxima
- ▶ 1,5 cm espesor revestimiento acero
- ▶ 1,6 kg/cm<sup>3</sup> densidad seca
- ▶ 5 MPa presión de hinchamiento

Figura 5.35. Enresa. Conceptos de almacenamiento en arcillas.

### Almacenamiento geológico profundo en granito

- ▶ 3.600 cápsulas
- ▶ 500 m profundidad



#### Galería de almacenamiento

- ▶ 2,4 m diámetro
- ▶ 500 m de largo
- ▶ 35 m distancia entre galerías

#### Barrera de bentonita

- ▶ 75 cm de espesor
- ▶ 2 m espaciado entre cápsulas
- ▶ 100 °C temperatura máxima
- ▶ 1,5 cm espesor revestimiento acero
- ▶ 1,6 kg/cm<sup>3</sup> densidad seca
- ▶ 5 Mpa presión de hinchamiento

Figura 5.36. Enresa. Conceptos de almacenamiento en granitos.

### 8.3. Desarrollo de las instalaciones de un almacén geológico profundo

El desarrollo del AGP (selección del emplazamiento, desarrollo de los conceptos de almacenamiento y su proyecto constructivo y la construcción del repositorio), su operación y su clausura, es un proceso largo, que tendrá lugar durante varias décadas. La mayoría de los Estados que han tomado decisiones sobre el desarrollo de un AGP, prevén la toma de decisiones por etapas. Esta aproximación iterativa o “paso a paso” supone:

- ▶ La obtención y evaluación de la información científica y técnica sobre los diferentes componentes del sistema de almacenamiento.
- ▶ El desarrollo de los conceptos de almacenamiento.
- ▶ La evaluación de emplazamientos candidatos a albergar el AGP.
- ▶ Estudios iterativos sobre el proyecto de las instalaciones del repositorio y evaluaciones de su seguridad, con datos mejorados progresivamente.
- ▶ Revisiones técnicas y del organismo regulador.
- ▶ Consultas públicas.
- ▶ Decisiones políticas.

Esta aproximación (figuras 5.37 y 5.38) junto a la consideración de un rango de opciones en el proyecto de las instalaciones y en la gestión de la operación del repositorio, aportará flexibilidad para responder adecuadamente a nuevas informaciones técnicas, avances en la gestión de residuos y en las tecnologías de materiales y en eventualidades sociales, políticas y económicas.

El dialogo social mantenido en los últimos años en los países más avanzados en este campo, muestra una demanda, por parte de la opinión pública, de la inclusión de opciones para la reversibilidad en una cierta etapa del desarrollo del AGP, incluso de la capacidad de recuperar los residuos después de su almacenamiento, si se considerase que esto fuese necesario.

En sus programas de almacenamiento, cada agencia responsable de la gestión define un número de etapas relacionado con las especificidades de su programa, si bien el proceso iterativo se refiere, fundamentalmente, a las etapas impuestas por el proceso de toma de decisiones políticas y reguladoras. En este sentido, existe un consenso (IAEA WS-R-4) de que, al menos, existen tres etapas o periodos asociados al desarrollo, operación y clausura de un AGP:

- ▶ El periodo pre-operacional.
- ▶ El periodo de operación.
- ▶ El periodo post-clausura.

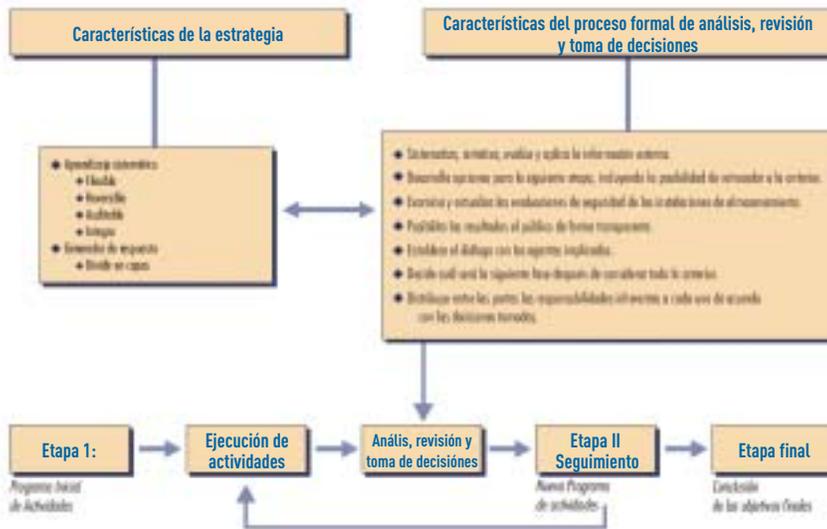


Figura 5.37. Esquema del desarrollo de la estrategia de gestión "Paso a Paso" (Enresa PT 01-2004).

### Periodo preoperacional

Incluye las actividades de definición conceptual, investigación y confirmación de emplazamientos, ensayos en laboratorios subterráneos, evaluaciones de impacto ambiental, selección del emplazamiento/s, proyecto de las instalaciones y desarrollo de aquellos aspectos del estudio de seguridad que se requieran para las etapas de operación y seguridad post-clausura en orden a obtener la autorización de construcción de las instalaciones del AGP.

#### 50 años de enfriamiento en instalaciones de superficie



Figura 5.38. Fases de desarrollo de un AGP.

## Periodo de operación

Comienza cuando se reciben los residuos en las instalaciones del AGP desde las instalaciones de almacenamiento temporal. Dependiendo de las opciones de gestión, caben dos alternativas: el encapsulado del CG en las instalaciones del ATC, o el encapsulado del combustible gastado y los RAA en las instalaciones del AGP. Desde ese momento, dado que existe riesgo de irradiación, como resultado de las actividades de gestión, éstas estarán sujetas al control reglamentario, con condiciones probablemente similares a las de operación del ATC o de las centrales nucleares. Durante este periodo, se continuarán los programas de ensayos en las instalaciones subterráneas y de monitorización y control del emplazamiento. En base a los resultados obtenidos, se tomará la decisión de clausura de las instalaciones, basándose en las evaluaciones de los estudios de seguridad post-clausura.

Durante el periodo de operación, y dependiendo de las características del programa de gestión, podrían simultanearse las actividades de construcción de las instalaciones subterráneas, de emplazamiento de los residuos y de clausura y sellado parcial de algunas partes de las instalaciones subterráneas. Durante todo el periodo de operación, y previamente a la clausura, podrían retirarse, parte o todos los residuos almacenados si así se decidiera. Una vez aprobada la clausura, comenzarían las actividades de clausura final y sellado de los pozos y galerías de acceso a las instalaciones subterráneas.

## Periodo postclausura

Comienza en el momento en que estén selladas todas las rutas de acceso desde superficie a las explotaciones subterráneas. Tras la clausura, la seguridad del AGP estará basada en sistemas pasivos inherentes a las características del emplazamiento y del sistema de barreras artificiales. No obstante, podrían continuar los controles institucionales, incluso es probable que, por motivos de demanda social y aceptación pública, prosiga, durante cierto tiempo, la monitorización de las instalaciones.

## Recuperabilidad de los residuos en el AGP

El AGP se ha entendido normalmente como el almacenamiento definitivo del CG y los RAA en el medio geológico sin intención y/o posibilidad de recuperación. Esto no significa que el residuo depositado no pudiera ser recuperado por técnicas convencionales de minería con adecuada protección radiológica. De hecho, éste constituía (y constituye) uno de los principales escenarios de intrusión humana considerados en las evaluaciones de seguridad del repositorio.

En la última década, como consecuencia de la interacción entre las agencias de gestión de residuos y la sociedad, se observa un creciente interés en el ámbito internacional, en el desarrollo de estrategias de gestión de residuos que incluyan la posibilidad de su recuperabilidad en el periodo postoperacional y previamente a la clausura final del almacenamiento. La principal causa de dicho interés reside en las expectativas de la opinión pública respecto al control y vigilancia de los residuos y el entorno del repositorio en un periodo previo a la clausura del mismo y constituye un eslabón más en una compleja cadena de decisiones relacionadas con la gestión del combustible gastado y los RAA. Éstas van, como se ha descrito anteriormente, desde la definición de una estrategia general de gestión de los residuos, a su almacenamiento provisional en la proximidad de los reactores, su almacenamiento temporal en un (o unos) emplazamiento centralizado, la caracterización de posibles emplazamientos para el depósito geológico, la construcción de

laboratorios subterráneos, la elección de un emplazamiento para el almacenamiento geológico, su construcción de forma recuperable, el control y vigilancia de los residuos y el emplazamiento y, finalmente, la clausura del repositorio.

La valoración de los distintos aspectos ligados al concepto de recuperabilidad requiere partir de una definición clara y sin ambigüedad de lo que dicho principio representa. En este sentido nos basaremos en el posicionamiento de los países miembros de la UE a través de una acción concertada (EC 2000) que define la recuperabilidad como *“La facultad provista por el diseño del almacenamiento de poder retirar contenedores, por cualquier razón que se estime conveniente”*

Los argumentos a favor de la recuperabilidad de los residuos que se han venido proponiendo en los últimos años incluyen aspectos operacionales y de seguridad (posible fallo del repositorio), de licenciamiento (por etapas), socioeconómicos (reutilización de los residuos, aceptación pública), éticos (más opciones para generaciones futuras) y de gestión de residuos (posibles adelantos técnicos). En cuanto a argumentos en contra de la recuperabilidad, cabe mencionar aspectos relacionados con la seguridad (mayores riesgos), complejidad adicional de un repositorio reversible, mantenimiento prolongado de las salvaguardas del material nuclear, sobrecostos asociados y, por último, también consideraciones éticas (cargas a generaciones futuras). La decisión de facilitar la recuperabilidad del residuo en un repositorio debe, por tanto, basarse en un balance de los diferentes argumentos expuestos aplicados al programa específico de gestión.

Las dificultades técnicas, y por consiguiente las implicaciones para la seguridad, aumentan con el desarrollo de las distintas fases o zonas temporales de las que constaría una implementación iterativa de un AGP. En función del diseño específico del repositorio la recuperabilidad es factible, hasta cierto punto, utilizando las mismas técnicas que se utilizan en la construcción y operación del AGP, aunque como acostumbra a pasar en los procesos termodinámicos, la velocidad del proceso inverso puede ser mucho más lenta que la velocidad del proceso de almacenamiento (CSN, 2003<sup>a</sup>).

En el plano normativo, las actuales recomendaciones internacionales y regulaciones nacionales tratan principalmente la seguridad operacional y establecen objetivos para la seguridad postclausura: el concepto de recuperabilidad, así como sus posibles implicaciones, reciben, relativamente, poca atención. Dicho concepto es intrínsecamente operacional y no está contemplado como tal en los análisis de seguridad actuales. A pesar de eso, la recuperabilidad es un concepto que se está introduciendo en las normativas nacionales o, como mínimo, en los grupos de discusión y revisión de las políticas de gestión de residuos.

La mayoría de países, si no todos, comparten la idea de que la seguridad operacional y a largo plazo de un repositorio no debe sacrificarse a favor de una más fácil recuperabilidad. Las diferentes implicaciones que la recuperabilidad del residuo impone sobre la seguridad pueden establecerse en dos categorías: ajustes de diseño (nuevos materiales para las cápsulas, material de relleno arenoso, repositorio modular) y ajustes operacionales (registro de la información, maquinaria especial, repositorio abierto durante periodos prolongados,...). La impresión general es que dichos ajustes no representan un obstáculo insalvable para la inclusión de la recuperabilidad en los diferentes conceptos de almacenamiento profundo.

Ninguno de los tres organismos supranacionales: la NEA-OCDE, el OIEA y la UE han fijado una posición oficial respecto a la recuperabilidad, sin embargo han realizado estudios y auspiciado reuniones de expertos, que reflejan su opinión, tal como se presenta en el siguiente resumen:

## ► NEA-OCDE

Según la NEA, la decisión de facilitar o no la recuperabilidad del residuo en el diseño del repositorio debe tomarse después de sopesar las ventajas potenciales y los posibles inconvenientes. Este tipo de decisiones sólo se puede tomar en el contexto de un programa específico, y no es posible su generalización a todo tipo de repositorio. En cualquier caso no hay que olvidar que el objetivo último de un repositorio es ofrecer un aislamiento seguro y pasivo de los residuos a largo plazo, y que la recuperabilidad puede ser un objetivo secundario o una opción estratégica.

El Comité de Gestión de Residuos Radiactivos de la NEA ha discutido también los requisitos prácticos que implicaría la recuperabilidad del residuo, que incluyen:

- Competencia y capacidad técnica en cada etapa del desarrollo del repositorio.
- I+D para desarrollo de técnicas y equipos.
- Control institucional adecuado.
- Programas de vigilancia y control del repositorio.

La recuperabilidad/reversibilidad tiene sobre todo implicaciones económicas y normativas. Según las opiniones del Comité de Gestión de Residuos Radiactivos de la NEA, desde el punto de vista económico los costes de la gestión de residuos se rigen por el principio "quien contamina, paga". Es decir, la industria nuclear tendría que proveer, en principio, los medios necesarios de financiación pero si se mantiene abierta la opción de recuperar el residuo por un tiempo ilimitado tendrían que ser los gobiernos quienes en última instancia asuman la responsabilidad de asegurar los mecanismos necesarios para mantener abiertas las opciones de reversibilidad y recuperabilidad. De otra parte, los organismos reguladores deben establecer los requisitos necesarios para el mantenimiento de la seguridad, incluyendo la protección radiológica y las salvaguardas nucleares. Como es lógico, este último punto ha sido tratado por el OIEA.

## ► OIEA

El OIEA es activo en la promoción e intercambio de información relacionada con este tema y ha organizado o colaborado en la organización de varias conferencias y reuniones. Por ejemplo, cooperó con el KASAM en la organización del seminario sobre recuperabilidad que tuvo lugar en Suecia en octubre de 1999 y cuyas actas fueron publicadas como un documento técnico del Organismo (IAEA-TECDOC-1187). El grupo de trabajo sobre Principios y Criterios para el Almacenamiento de Residuos Radiactivos del OIEA ha producido un informe (IAEA, 2001). Cuyas principales conclusiones y recomendaciones son:

- Los efectos sobre la seguridad a largo plazo de las medidas tomadas para favorecer la recuperabilidad en un repositorio que esté adecuadamente diseñado serán poco importantes.
- La reversibilidad se vería facilitada mediante un proceso de licenciamiento por etapas. Este tipo de proceso de licenciamiento podría imponer ciertos requerimientos, como por ejemplo la demostración de la reversibilidad de cada etapa activa antes de su implementación.

- ▶ Un punto clave de la reversibilidad/recuperabilidad es la posibilidad de mantener un control institucional durante periodos de tiempo de hasta varios cientos de años con posterioridad al emplazamiento del residuo para asegurar que no se abandona el repositorio sin que sea sellado previamente.
- ▶ Para un medio geológico dado y un concepto específico de repositorio, incluyendo la profundidad del emplazamiento, el concepto de recuperabilidad apenas influye en la selección del emplazamiento, puesto que los posibles impactos de la reversibilidad se tendrían en cuenta en el proceso de diseño del repositorio. No obstante, la reversibilidad puede hacer que algunos conceptos sean más costosos o más complejos en su construcción y operación.
- ▶ La reversibilidad/recuperabilidad puede tener un impacto en la seguridad operacional de un repositorio especialmente si en los planes de desarrollo del repositorio se incluye una fase post-operacional relativamente dilatada en el tiempo previa a la clausura. Si se procede a la recuperación del residuo, los trabajadores podrían ser expuestos a riesgos adicionales de radiación y accidentes industriales.
- ▶ Los costes asociados a facilitar la reversibilidad/recuperabilidad no deberían aumentar significativamente los costes totales de un repositorio geológico.
- ▶ Se estima que el coste de recuperar el residuo, en el caso que se lleve a cabo, sería, aproximadamente, del mismo orden de magnitud que el coste de emplazar el residuo.

### ▶ Comisión Europea

Las actividades de la Comisión Europea en el campo de la gestión de residuos radiactivos se enmarcan en dos líneas: desarrollo de políticas de gestión (DG Medio Ambiente) y programas de investigación (DG Investigación). Hasta el momento, no ha habido ninguna directiva ni recomendación expresa por parte de la Comisión respecto al tratamiento de la recuperabilidad en los repositorios geológicos. No obstante, se ha financiado un proyecto de investigación mediante una acción concertada sobre la recuperabilidad de los residuos radiactivos de larga vida en repositorios subterráneos profundos (EC 2000). En este proyecto estuvieron representadas la mayor parte de agencias europeas con responsabilidad en la gestión de residuos, a saber: NGR y Karuweeg (Holanda), Andra (Francia), BDE (Alemania), Enresa (España), Nagra (Suiza), Nirex (Gran Bretaña), Posiva (Finlandia), SCK (Bélgica) y SKB (Suecia).

En este proyecto se analizó la recuperabilidad en distintas etapas o zonas temporales de la vida de un almacenamiento. En este sentido, el diseño, la construcción, la operación, el cierre y las actividades postclausura involucradas en el desarrollo de un repositorio geológico profundo fueron divididos en 13 zonas temporales descritas en la [tabla 5.10](#) y, de una manera más gráfica, en la [figura 5.39](#).

Con respecto a los contenedores individuales de residuos estas zonas temporales pueden definirse como activas o pasivas. En un periodo pasivo las tres condiciones básicas de accesibilidad, confinamiento y viabilidad no cambian, mientras que en un periodo activo una o más de estas condiciones pueden cambiar. En la [tabla 5.11](#) se resume, para los países con programas de AGP más avanzados, el grado de desarrollo de su programa y la consideración (o no) de la recuperabilidad en el mismo.

Zona	Descripción	Duración (años)	Activa (A) o Pasiva (P)
1	Almacenamiento temporal en superficie	0 - 100	P
2	Diseño y construcción del repositorio	10 - 20	P
3	Relleno de la primera celda con los contenedores	< 5	A
4	Fase de control (contenedores accesibles) previa al relleno	0 - > 100	P
5	Relleno y sellado las celdas de almacenamiento	< 1	A
6	Fase de control (celda sellada) antes de rellenar el túnel de almacenamiento	0 - > 100	P
7	Relleno de los túneles de almacenamiento	1 - 5	A
8	Fase de control y vigilancia mientras se mantienen abiertos los túneles de acceso	0 - > 100	P
9	Relleno y sellado de los túneles de acceso	1 - 5	A
10	Fase de control y vigilancia. Pozos de acceso a los túneles abiertos	0 - > 100	P
11	Relleno y sellado de los pozos de acceso	1 - 5	A
12	Postclausura con control institucional	0 - 500	P
13	Postclausura sin control institucional	Ilimitada	P

Tabla 5.10. Zonas temporales en un concepto de almacenamiento genérico. Fuente (EC-2000).

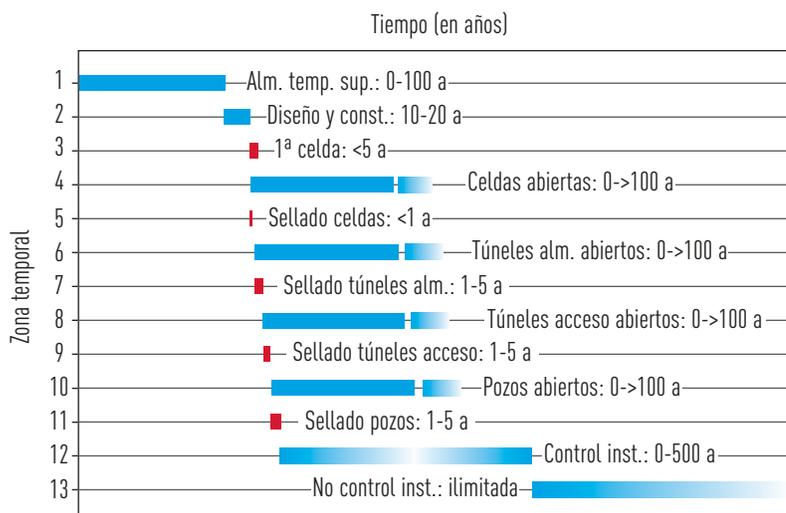


Figura 5.39. Ilustración de las zonas temporales de un AGP. Zonas activas en rojo. (EC-2000).

País	Concepto almacenamiento	Emplazamiento	Recuperabilidad	Comentario	
Alemania	Domo salino profundo	Gorleben	Factible, pero no considerada en el concepto	Repositorio en parada transitoria. Política de gestión de residuos en revisión	
Bélgica	Repositorio profundo en arcilla	Genérico. Laboratorio en Mol (HADES)	No explícitamente	Nuevo análisis seguridad SAFIR-2. Revisión del concepto	
Canadá	Repositorio profundo en medio cristalino	Genérico: Escudo Canadiense. Laboratorio en Manitoba	Contemplada en fase operacional	Nuevo concepto en desarrollo	
EEUU	TRU	Domo salino profundo	WIPP, New Mexico	Demostrada en la solicitud de licencia	Repositorio operativo
	CG/ RAA	Formación volcánica, zona no saturada	Yucca Mountain	Garantizada en periodo operacional	Emplazamiento en estudio. Solicitud de construcción en 2008
Finlandia	Repositorio profundo en medio cristalino	Olkiluoto (lab. en construcción)	Regulada	Concepto original sin cambios. Construcción 2012. Operación 2020	
España	Diferentes conceptos en granitos, sales y arcillas	Genérico	No explícitamente		
Francia	Diferentes conceptos en arcilla y granito	Genéricos. Laboratorio de Meuse/Haute-Marne (arcillas Bure)	Concepto de repositorio reversible	Nueva ley en 2006	
Holanda	Diferentes conceptos en medio salino y arcilloso.	Genérico. Borssele (superficial)	Recuperabilidad total por ley		
Reino Unido (RBA/M)	Repositorio profundo	Genérico	Implícita en el concepto (almacenamiento etapas)	Gestión de residuos en revisión	
Suecia	Repositorio profundo en medio cristalino	Genérico. Instalación centralizada CLAB. Laboratorio en Äspö	Criterio de diseño (no incluida en la legislación)	Repositorio 2 fases: piloto (10%) y definitivo. Construcción 2010. Operación 2020.	
Suiza	RBA/RMA	Repositorio profundo en arcilla	Wellenberg (propuesto)	Almacenamiento controlado a largo plazo	Posible inclusión de la recuperabilidad en nueva ley
	CG/ RAA	Repositorio profundo en medio arcilloso	Zürcher Weinland (arcillas Opalinus) Labs. Grimsel (granito) Mont Terri (arcillas)		

Tabla 5.11. Estado de desarrollo de los diferentes conceptos de almacenamiento y su relación con la recuperabilidad.

## 8.4. Evaluación de la seguridad y del comportamiento del AGP

### Metodología

Como se ha visto, el desarrollo de un sistema de AGP tendrá lugar en una serie de etapas sucesivas (selección del diseño conceptual, caracterización y selección de emplazamiento, construcción, operación, sellado y clausura de la instalación) y sigue un proceso de toma de decisiones largo y flexible, que permitiría la incorporación de los avances científicos y tecnológicos a medida que se fuesen generando. La toma de decisiones asociada al desarrollo del AGP, implica evaluar la seguridad a largo plazo del sistema de almacenamiento, para poder tener una garantía razonable de que dicho sistema no supone un riesgo inaceptable para el medio ambiente ni para la salud de las generaciones actuales y futuras.

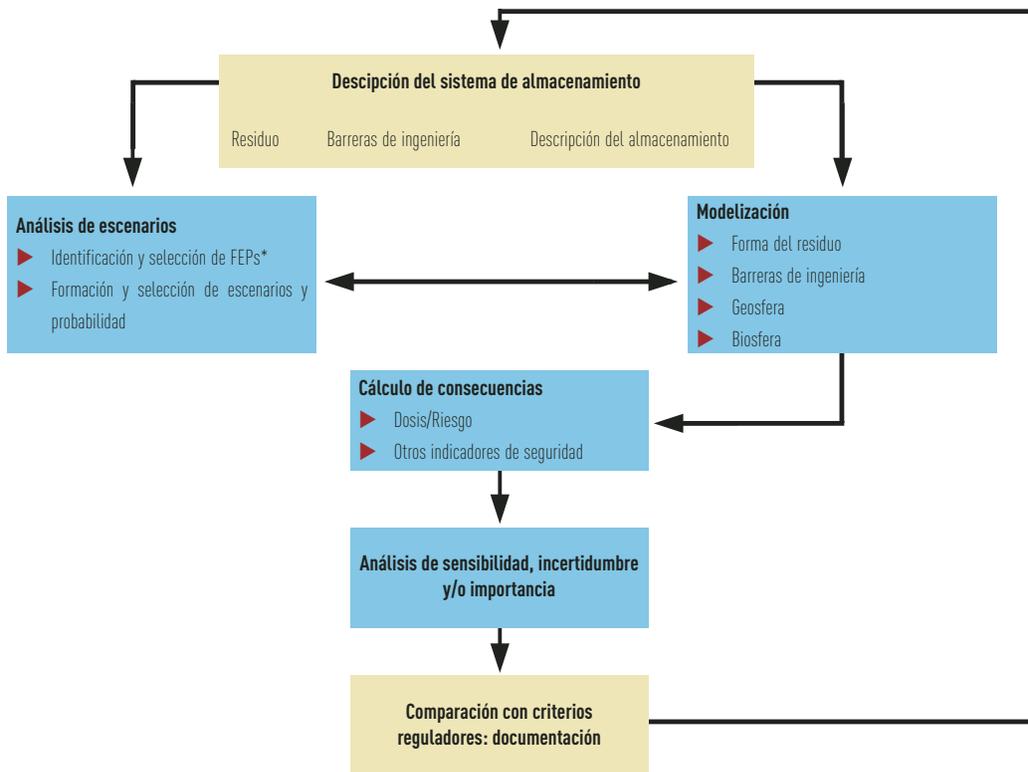
La realización de evaluaciones de la seguridad, es también un proceso iterativo, que tiene lugar a lo largo de las diferentes etapas del desarrollo del AGP y supone una actividad de integración y puesta en común de las bases científicas y técnicas adquiridas en el desarrollo del sistema hasta un determinado momento. Dicha evaluación requiere realizar previsiones del comportamiento de los diferentes componentes del almacenamiento y de los procesos que determinan su evolución, así como del propio sistema en su conjunto, y evaluar sus consecuencias radiológicas a largo plazo para su comparación con los límites aceptables.

En general, se reconoce que la evaluación de la seguridad a largo plazo de un sistema de AGP incluye las siguientes actividades interrelacionadas (NEA, 1991, 1997b y 1999a):

- ▶ La definición del contexto o premisas de la evaluación de seguridad
- ▶ La descripción del sistema, mediante la identificación y caracterización del residuo o tipos de residuo, del diseño de las barreras de ingeniería y del emplazamiento (hipotético o real) considerados.
- ▶ La identificación y estudio de las potenciales situaciones futuras que puedan afectar el comportamiento a largo plazo del sistema (desarrollo de escenarios). Para ello, se identifican primero las características, sucesos y procesos importantes para la seguridad del almacenamiento y que pueden afectar su evolución (denominados FEPS ), que se agrupan en FEPs internos al sistema de almacenamiento (sistema de referencia) y FEPs externos al mismo. La combinación de los FEPs del sistema de referencia da lugar al escenario de referencia o de evolución normal y la actuación de los FEPs externos sobre el sistema de referencia da lugar a escenarios alternativos.
- ▶ Desarrollo de los modelos necesarios para representar el comportamiento del sistema para los escenarios considerados. Se parte de modelos conceptuales, cuyas hipótesis se plasman después en modelos matemáticos y códigos de cálculo.
- ▶ Evaluación integrada de comportamiento del sistema y de las posibles consecuencias radiológicas derivadas del mismo, mediante la aplicación de los modelos formulados para los diferentes procesos y componentes del sistema de almacenamiento, una vez establecidos los parámetros de entrada y las condiciones de contorno de los mismos.

- ▶ Análisis de la sensibilidad de los resultados del cálculo de consecuencias frente a variaciones en las hipótesis o datos de partida y análisis de las incertidumbres de la evaluación, asociadas principalmente a las largas escalas temporales que deben considerarse.
- ▶ Comparación de los resultados con los objetivos de diseño y los criterios de seguridad y protección radiológica aplicables.

En la **figura 5.40** se ilustran de forma simplificada los componentes de una evaluación de seguridad y su naturaleza iterativa.



**Figura 5.40. Componentes de la evaluación de la seguridad de un sistema de almacenamiento de RR (CSN 2003).**

Aunque existe consenso internacional sobre esta aproximación general a la evaluación de la seguridad, las evaluaciones de seguridad realizadas dentro de los diferentes programas nacionales pueden variar en función de la fase de desarrollo del programa de AGP, de los objetivos del estudio, de los criterios de seguridad aplicables, así como del tipo de residuo, del concepto de almacenamiento y del emplazamiento considerados (NEA, 1997b). Las actividades de organizaciones internacionales como la NEA, la OIEA y la CE son referencias clave para la

definición del estado del conocimiento en este campo (NEA, 1991, 1997b, 1999a, 10 y 2002; OIEA, 1996 y 1997; Baudoin *et al.*, 2000). En la [tabla 5.12 \(CSN, 2003\)](#) se incluye un listado de los ejercicios de evaluación del comportamiento / seguridad más significativos realizados en las últimas décadas por agencias de residuos y organismos reguladores de distintos países.

En España, Enresa ha realizado evaluaciones de la seguridad genéricas de los conceptos de AGP en formaciones graníticas y arcillosas:

- ▶ En 1997 publicó un primer ejercicio, de carácter preliminar (Enresa, 1997), con el objetivo de evaluar el diseño conceptual del AGP en un emplazamiento en granito, dando prioridad a alcanzar una comprensión del funcionamiento global del sistema de almacenamiento que permitiera guiar actividades futuras en relación con el diseño, la selección de emplazamientos, estudios de I + D y la evaluación del comportamiento. Se buscó además implantar técnicas y metodologías de evaluación de la seguridad que permitiesen garantizar por un lado, transparencia en las fases de desarrollo del AGP y por otro, flexibilidad para futuras actividades y ejercicios de evaluación.
- ▶ En cuanto al concepto del AGP en arcilla, se ha completado una evaluación preliminar de la seguridad postclausura, cuyos objetivos principales fueron obtener una comprensión global del funcionamiento del sistema y de las principales barreras del mismo, utilizar las técnicas metodológicas del ejercicio anterior en granito, y adquirir las bases científicas y tecnológicas de los procesos que rigen el comportamiento del AGP en un medio arcilloso (Enresa, 1999).
- ▶ Una vez desarrollada la metodología general de evaluación del comportamiento a largo plazo, implantado el sistema de trabajo y constituido el equipo en estos primeros ejercicios, la estrategia en este ámbito, de acuerdo con lo establecido en aquellos momentos por el PGRR vigente, consistió en mantener la capacidad de evaluación de la seguridad desarrollada, centrándose en la realización de ejercicios genéricos de evaluación, que se plasmaron en los ejercicios *AGP-básico en granito* y *AGP-básico en arcillas*, que integraron los resultados de los programas de I+D y de los estudios de emplazamiento llevados a cabo por Enresa (Enresa 2000).

Por su parte, el CSN inició en 1997 un proyecto de intercomparación de los estudios de seguridad más significativos, realizados por agencias de residuos y organismos reguladores de otros países, en el que se analizaron un total de 14 ejercicios de evaluación de la seguridad realizados entre 1983 y 2000 en medios cristalinos, véase [tabla 5.12](#). Sus resultados han sido objeto de una publicación (CSN, 2003) en la que se refleja la evolución y el grado de desarrollo actual de los aspectos claves de la evaluación de la seguridad.

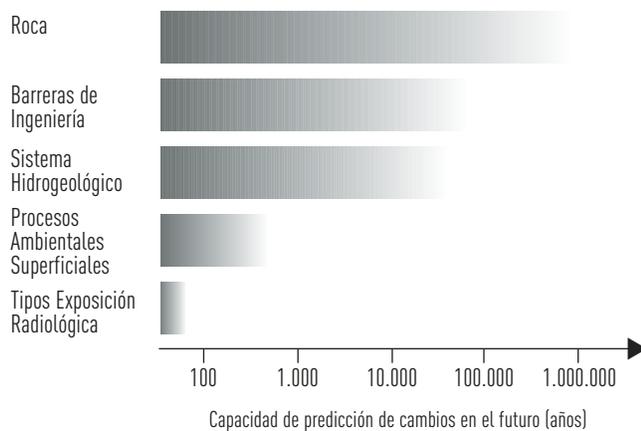
### **Resultados. Ejercicios de evaluación. Incertidumbres**

Los resultados de las evaluaciones realizadas están en consonancia con los objetivos planteados y el grado de conocimiento del comportamiento de los componentes del sistema de almacenamiento. En la medida en que los conocimientos, modelos, datos, etc sobre el comportamiento de los componentes del repositorio son mayores, las evaluaciones son más robustas, creíbles y eficaces.

Cuantitativamente se obtienen resultados de evolución de dosis y riesgo con el tiempo para el escenario de referencia y sus variantes así como para el resto de escenarios analizados. Estos

resultados pueden expresarse de distintas formas, siendo la más habitual la que establece la variación de actividad (Bq/año) en función del tiempo, desglosada en los principales radionucleidos que contribuyen a dicha actividad. Dicha evolución de actividad puede también representarse en función de cada uno de los subsistemas (actividad que sale del campo próximo, actividad que alcanza la biosfera, actividad que alcanza al ser humano, etc.). Los resultados también se pueden expresar en forma de evolución de la dosis al individuo crítico en el tiempo, con indicación específica de la contribución de cada radionucleido, etc. Estos resultados se comparan con las dosis de referencia, generalmente siguiendo las recomendaciones de la ICRP 81, lo que nos dará una estimación de la seguridad de nuestro sistema.

En todo caso, los resultados de los análisis de seguridad, no deben considerarse como predicciones del comportamiento del sistema de almacenamiento, al menos en el largo plazo, sino como indicaciones de su comportamiento. Debe reconocerse que la capacidad de predicción a largo plazo tiene límites, debido al incremento de las incertidumbres que afectan al comportamiento de algunos subsistemas del almacenamiento., tal como se representa en la figura 5.41.



La figura es una ilustración esquemática de los límites en la predicción de varios aspectos de un almacenamiento geológico (las escalas temporales son específicas de cada diseño y emplazamiento). En ella se observa que, para un emplazamiento adecuadamente seleccionado, la evolución de las características generales del sistema de barreras de ingeniería y de la roca hospedante, son razonablemente predecibles durante un amplio espacio temporal (de 10<sup>5</sup> a 10<sup>6</sup> años). En este espacio temporal, existen incertidumbres que afectan tanto a la roca como al sistema de barreras de ingeniería, pero pueden acotarse con adecuada confianza. Las líneas de flujo de las aguas subterráneas, en particular cerca de la superficie, pueden verse afectadas por cambios climáticos, y, por lo tanto, son algo menos predecibles. Los procesos ambientales en superficie y los tipos de exposición radiológica no son considerados parte del sistema de barreras del AGP, pero son relevantes para evaluar las dosis y el riesgo. Son los menos predecibles, estando afectados por cambios ecológicos, de las actividades humanas y hábitos individuales, los cuales son altamente inciertos, incluso a escalas de algunas décadas.

Figura 5.41. Límites en la capacidad de predicción de diversos aspectos del AGP (NEA 1999).

Organización	Referencias principales y otros documentos relevantes	Objetivos de la evaluación
AECL Canadá	AECL (Atomic Energy of Canada Limited) 1994. Environmental Impact Statement (EIS) on the concept for disposal of Canada's nuclear fuel waste. AECL Reprot. AECL-10711, COG-93-1. Varios subdocumentos con disponibilidad pública. he disposal of Canada's nuclear fuel waste: Postclosure assessment of a reference system (Goodwin et al., 1994). The diposal of Canada's Nuclear fuel waste: A study of the postclosure assessment of used CANDU fuel in cooper containers in permeable plutonic rocks (Goodwin et al., 1996).	Servir de base a las decisiones a tomar para el futuro desarrollo del programa de residuos radiactivos canadiense. Evaluación/análisis determinista y probabilista del concepto de referencia. Demostración de la idoneidad del concepto. Evaluación de conceptos alternativos: contenedor de cobre en galerías horizontales. Evaluación reguladora del EIS.
EC Comisión Europea	PAGIS (Performance Assessment of Geological Isolation System for Radioactive Waste) (Cadelli N et al., 1988) - 5 volúmenes. PACOMA - Performance assessment of the geological disposal of medium level and alpha waste in a clay formation in Belgium. (Marivoet and Zeevaert, 1990). First Performance Assessment of the Disposal of Spent Fuel in a Clay Layer (Marivoet et al., 1996). Evaluation of elements responsible for the effe	Desarrollo de la metodología de evaluación de la seguridad a largo plazo del AGP y aplicación a varios tipos de residuos, diseños conceptuales y emplazamientos.
ECN, RIVM, RGD Holanda	PROSA Prij et al., 1993	Estudiar la opción del almacenamiento de residuos radiactivos en formaciones salinas.
ENRESA España	ENRESA-97 -- Performance assessment of a spent fuel repository in granite (ENRESA, 1997). ENRESA-98 -- Performance assessment of a spent fuel repository in clay (ENRESA, 1998)	Desarrollar una metodología de evaluación del comportamiento de un sistema de AGP en roca granítica y arcillosa, respectivamente.
GRS Alemania	GSF-91: "Analysis of the long-term safety of disposal concepts with heat producing radioactive wastes" (Buhmann et al. 1991) (in German)	Estudiar y comparar diferentes conceptos de AGP
HMIP Reino Unido	Dry Run 3: Trial assessment of underground disposal based on probabilistic risk analysis (Sumerling ed., 1992)	Probar las capacidades de los códigos de simulación ambiental aplicados al análisis de un repositorio hipotético de residuos de media y baja actividad en el emplazamiento de Harwell.
SKB Suecia	KBS-1, KBS-2, KBS-3 (SKB 1977,1978,1983). SKB-91, Final disposal of spent nuclear fuel. Importance of the bedrock for safety (SKB, 1992). SR-97, Post-closure safety- Main report, Volumes 1 and 2 (SKB, 1999).	Ilustración de las opciones posibles para la gestión de residuos y primer concepto de evaluación preliminar. Desarrollar la metodología de evaluación de la seguridad. Demostrar la viabilidad del concepto KBS-3, probar la capacidad de evaluación y servir de base al proceso de selección de emplazamientos.
SKI Suecia	SKI Project-90 (SKI, 1991). SKI SITE 94 Deep Repository Performance Assessment Project (SKI, 1996)	Desarrollo de capacidad de evaluación reguladora, demostración de la metodología de evaluación. Desarrollo de capacidad de evaluación reguladora y demostración de la incorporación de datos de caracterización del emplazamiento y de I+D en la evaluación.
US DOE/WIPP Estados Unidos	Draft 40 CFR 191 Compliance Certification Application (DCCA) for the Waste Isolation Plant (SNL, 1995).	Permitir discusiones técnicas con el organismo regulador previas a la presentación de la licencia definitiva y servir de base a la selección de emplazamientos o medios geológicos.

Tabla 5.12. Ejercicios más significativos de evaluación del comportamiento y/o seguridad de AGP en medios cristalinos (CSN 2003).

Organización	Referencias principales y otros documentos relevantes	Objetivos de la evaluación
US DOE/YMP Estados Unidos	Total-System Performance Assessment - 1993: An Evaluation of the Potential Yucca Mountain Repository, R.W. Andrews, T.F. Dael and J.A. McNeish, Las Vegas, Nevada, IN'ERA. Iric. March 1994. Prepared for the U.S. Department of Energy/Yucca Mountain Site Characterization Project. Total System Performance Assessment 1995:TSPA-95: TRW Environmental Safety System Inc. "Total System Performance Assessment - 1995: An Evaluation of the potential Yucca Mountain repository" Las Vegas, Nevada, Document nº B00000000-01717-2200-00136 (Rev. 01, Nov-1995). Total System	Desarrollar la metodología de evaluación de la seguridad: tratamiento de la información del diseño del sistema y de emplazamientos y desarrollo de modelos. Desarrollar la metodología de evaluación. Demostrar la capacidad de evaluación del comportamiento y servir de base a la toma de decisiones. Demostrar la estrategia de evaluación de la seguridad y la viabilidad del proyecto para cumplir los requisitos reguladores.
US NRC, Estados Unidos	Initial demonstration of the NRC's capacity to conduct a performance assessment for a high-level waste repository (Codell et al.,1992) NRC Iterative Performance Assessment Phase 2: Development of capabilities for review of a performance assessment for a high-level waste repository (Wescott et al. Eds., 1995) Iterative Performance Assessment Phase 3: status of activities (Manteufel & Baca, 1995)	Desarrollar y demostrar la metodología de evaluación del comportamiento. Desarrollar capacidad de evaluación reguladora. Desarrollar capacidad de evaluación reguladora y desarrollar una regulación aplicable a Yucca Mountain.
JNC Japón	H3 "Research and development on geological disposal of high-level radioactive waste. First Progress report" (PNC, 1993). The second progress report: H12 Project for assessment of feasibility of HLW disposal in Japan (JNC, 1999)	Sintetizar el estado del programa de I+D orientar y servir de base para la continuación de dicho programa. Demostrar la viabilidad técnica y seguridad del concepto de AGP, y apoyar la selección de emplazamientos y el desarrollo del marco regulador.
NAGRA Suiza	NAGRA 1985 Proyecto Gewähr. Kristallin-I Safety Assessment Report (Nagra 1994).	Demostrar la viabilidad y seguridad del AGP a requerimiento del Gobierno suizo. Probar y desarrollar la metodología de evaluación y guiar el proceso de selección de emplazamientos.
NIREX Reino Unido	Nirex 95: A preliminary analysis of the Groundwater Pathway for a Deep Repository at Sellafield (Nirex, 1995a). Nirex 97: An assessment of the post-closure performance of a Deep Waste repository at Sellafield (Nirex 1997)	Desarrollo iterativo del concepto de almacenamiento. Demostración de la capacidad desarrollada para evaluar el comportamiento de los emplazamientos candidatos, integrando la información de emplazamientos y del programa de I+D.
NRI, RAWRA, República Checa	BAZ 97-02, The role of reference system in deep geological repository development (Konopaskova et al., 1997)	Evaluar el papel de las barreras en el sistema de almacenamiento de referencia.
ONDRAF/NIRAS Bélgica	SAFIR (Niras/Ondraf 1989). SAFIR 2 (Safety Assessment and Flexibility Interim Report (December 2001)	Estudiar el impacto radiológico del almacenamiento de residuos en las Arcilla de Boom. Demostrar la viabilidad de la opción del AGP en Bélgica. Recopilar los resultados de 10 años de I+D.
POSIVA Finlandia	TVO-92 safety analysis of spent fuel disposal. Helsinki, Nuclear Waste Commission of Finnish Power Companies. Report YJT-92-33E (Vieno, T., Hautojärvi, A., Koskinen, L. & Nordman, H. 1992). TILA-96. Interim report on safety assessment of spent fuel disposal TILA-96: Helsinki, POSIVA-96-17. (Vieno, T. and Norman, H. 1996) TILA-99. Safety assessment of spent fuel disposal in Håstholmen, Kivetty, Olkiluoto and Romuvaara. TILA-99. Helsinki Posiva, POSIVA-99-07. (Vieno, T. and Norman, H. 1999).	Servir de base a las decisiones sobre el futuro desarrollo del programa de gestión de residuos radiactivos y al proceso de selección de emplazamientos. Estudios preliminares de emplazamientos en 5 áreas de estudio. Dar respuesta al requerimiento del organismo regulador de remisión de informes periódicos de evaluación de la seguridad en los que se incorporen los datos de emplazamientos y del programa de I+D. Servir de base a la "Decisión en Principio" del Gobierno finlandés sobre el AGP de combustible irradiado y a la Evaluación del Impacto Ambiental y el proceso de selección de emplazamiento asociados.

Tabla 5.12. Ejercicios más significativos de evaluación del comportamiento y/o seguridad de AGP en medios cristalinos (CSN 2003). (Continuación).

Actividad en 6.644 toneladas de combustible para un quemado de 40GW

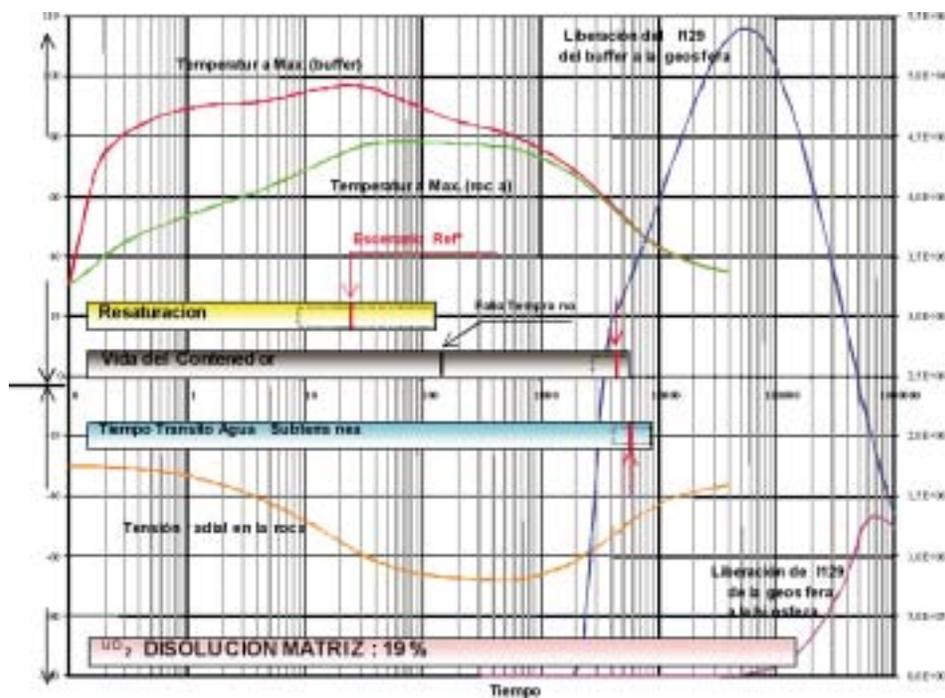
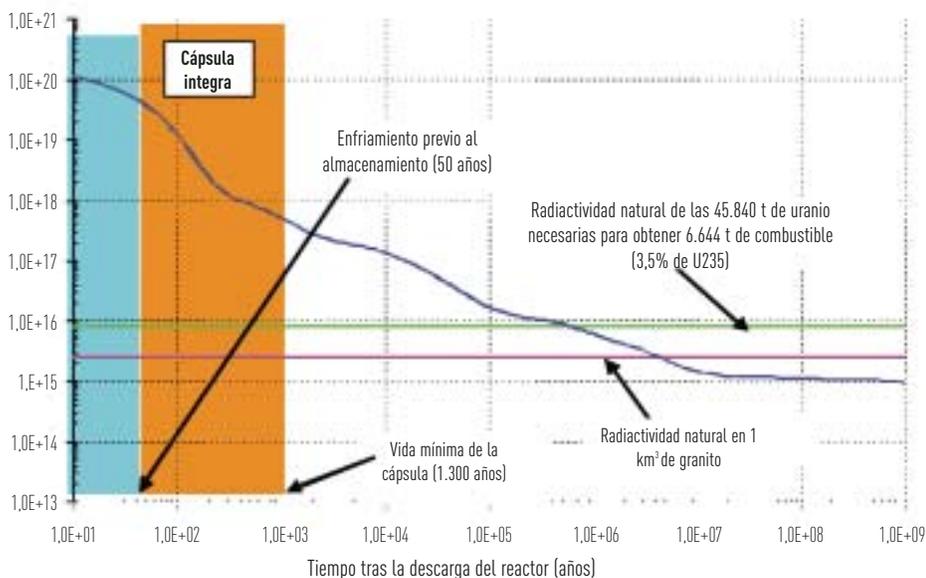


Figura 5.43. Magnitud y duración de los principales procesos considerados en el AGP, evolución de la actividad del combustible gastado del programa español y comparación con valores del fondo natural (ENR- 2006).

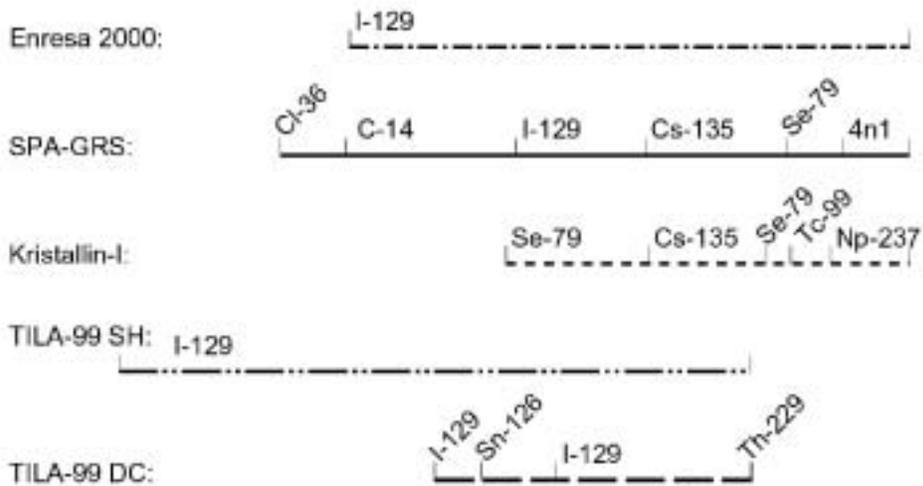
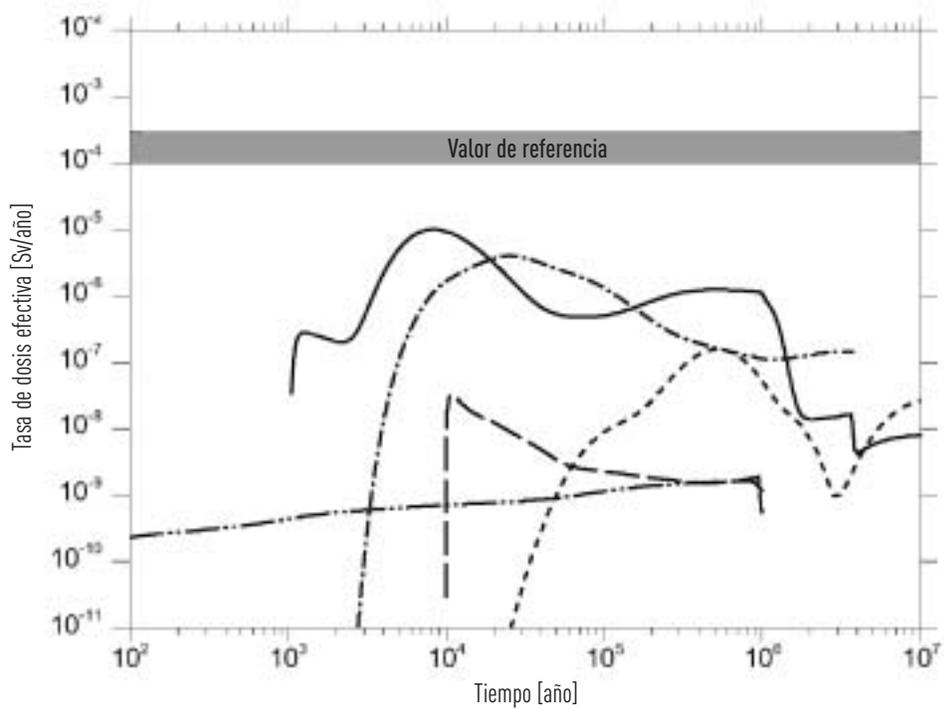
No obstante, los ejercicios realizados hasta la fecha, muestran resultados muy robustos. Como se observa, entre otros, en los trabajos de intercomparación de estudios de seguridad auspiciados por la NEA en el PAAG (Performance Assessment Advisory Group) y la UE (Proyecto SPIN dentro del V Programa Marco), y tal como se representa en la **tabla 5.13**, donde se resumen los resultados obtenidos en la intercomparación de resultados de 10 evaluaciones de seguridad realizadas en los años 90 (NEA 1997), son sólo un número muy limitado de radionucleidos los que presentan interés por su mayor contribución a las tasas de dosis. Los resultados del reciente Proyecto SPIN (UE 2005), en el que han participado Enresa, GRS, Suiza (Ejercicio Kristallin 1) y Finlandia (Ejercicios TILA) (figuras 5.44 y 5.45), bajo escenarios muy penalizantes para el sistema de barreras, estiman que la actividad liberada desde el AGP sería varios órdenes de magnitud inferior a la de los valores de referencia utilizados en cada caso, y muestran la capacidad de retención de los diferentes compartimentos del sistema multibarrera. Estos resultados son coherentes con los de otros ejercicios recientes (Argile y Granite 2005, ANDRA) (Opalinus Clay. TR 02-2005 NAGRA) (figura 5.46). En esta última figura se observa que los hipotéticos flujos de radiotoxicidad desde el repositorio, estarían tres órdenes de magnitud por debajo de los exigidos por la normativa (0,1 mSv/año), y las consecuencias del almacenamiento serían cien veces inferiores a los efectos derivados de los isótopos naturales contenidos en el agua de bebida, como ya había puesto de manifiesto NAGRA en el estudio Kristallin 1, realizado en 1995.

Resultados similares (figura 5.47), han sido obtenidos en los ejercicios de evaluación realizados por Enresa.

Estudio	Tipo de residuo	Radionucleidos con mayor contribución a las tasas de dosis para el "escenario de referencia "
EIS	SF	I-129, C-14, Cl-36, Tc-99
Kristallin-I	HLW	Cs-135, cadena 4N+3 (Pa-231, Ac-227), Se-79
H3	HLW	Pd-107, Pa-231, U-236, Ra-223, Np-237, Th-229
SKB-91	SF	I-129, Pa-231, Cs-135, Ra-226
SITE-94	SF	I-129, Ra-226, C-14, Cl-36, Cs-135
TVO-92	SF	I-129, Pa-231, Nb-94, C-14, Pu-242, Ra-226, Se-79
GSF-91	SF, HLW, MLW	I-129, Cs-135, Np-237, Se-79, Tc-99, Ra-226
DCCA	TRU	Dosis nula para el intervalo 0-10.000 años
IPA-2	SF	C-14, Am-243, Tc-99, Pu-239, Pu-240
TSPA-95	SF, HLW	Np-237, Tc-99, I-129, C-14, Th-229, U-233, Cl-36

SF = spent fuel; HLW = high-level (vitrified) waste from reprocessing of spent fuel; MLW = medium level wastes; TRU = transuranic wastes.

**Tabla 5.13. Radionucleidos con mayor contribución a las tasas de dosis para el escenario de referencia (NEA 1997).**



Valor de referencia: 0,1 mSv/año. (SPIN 2005)

Figura 5.44. Tasas de dosis efectivas para diversos estudios en granitos.

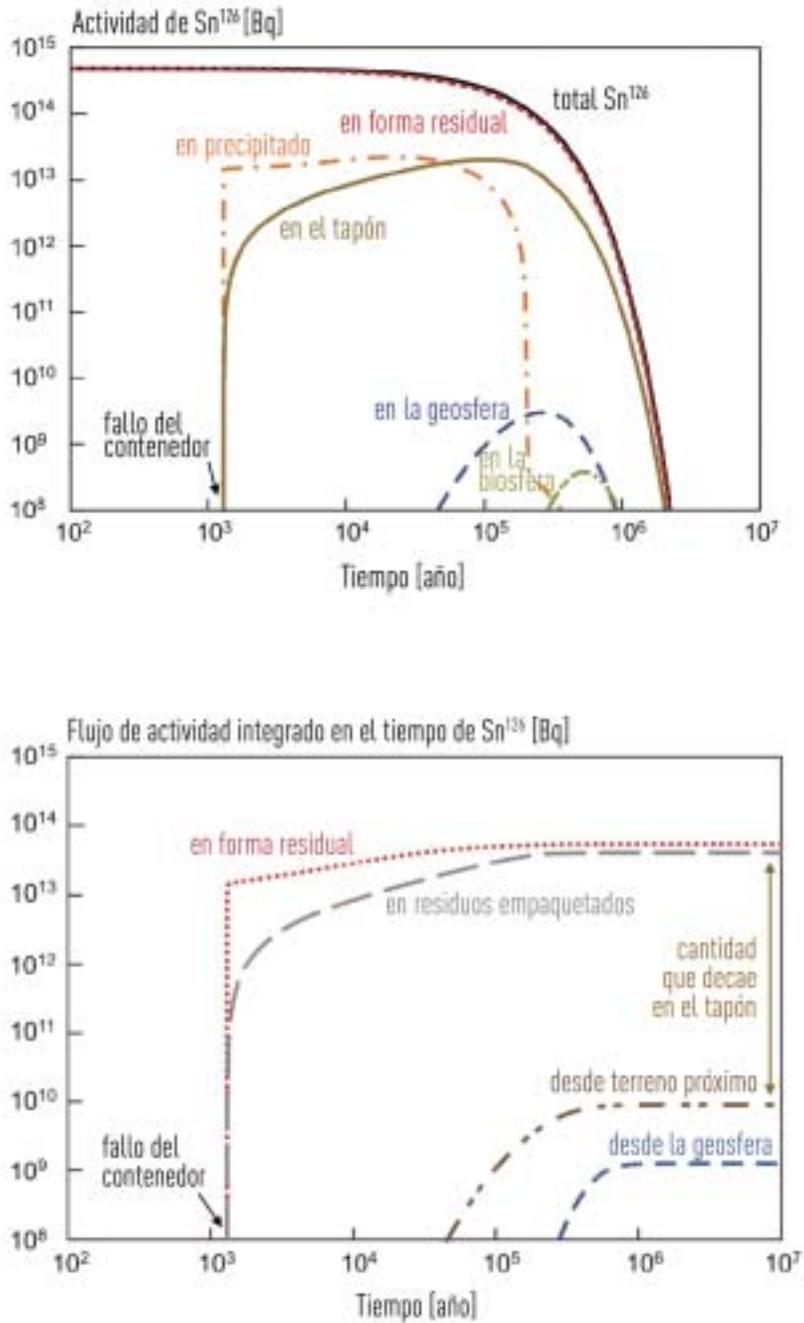


Figura 5.45. Evolución de la Actividad del <sup>126</sup>Sn con el tiempo y capacidad de retención en diversos compartimentos. (Cálculos de Enresa en SPIN 2005).

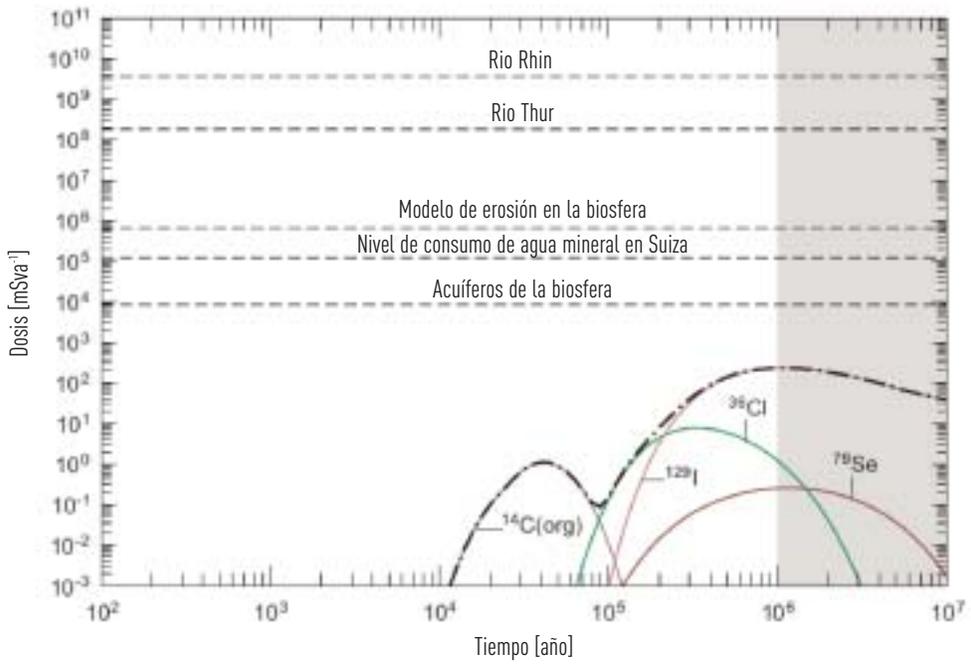
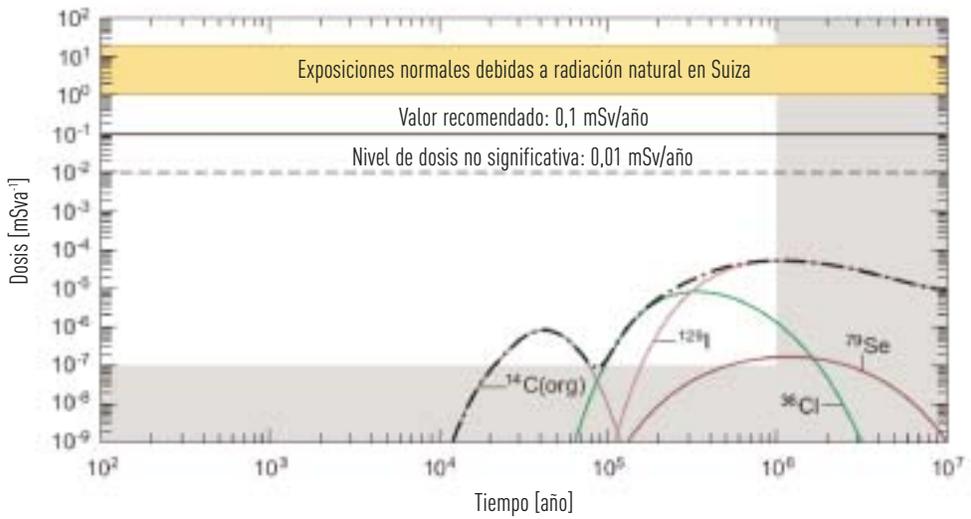


Figura 5.46. NAGRA. Arcilla Opalina. Dosis total para el escenario de referencia en función del tiempo (suma de los tres tipos de residuos considerados (SF,HLW, ILW) (arriba), y flujos de radiotoxicidad (abajo) comparados con la radiotoxicidad debida a la presencia de radionucleidos naturales.

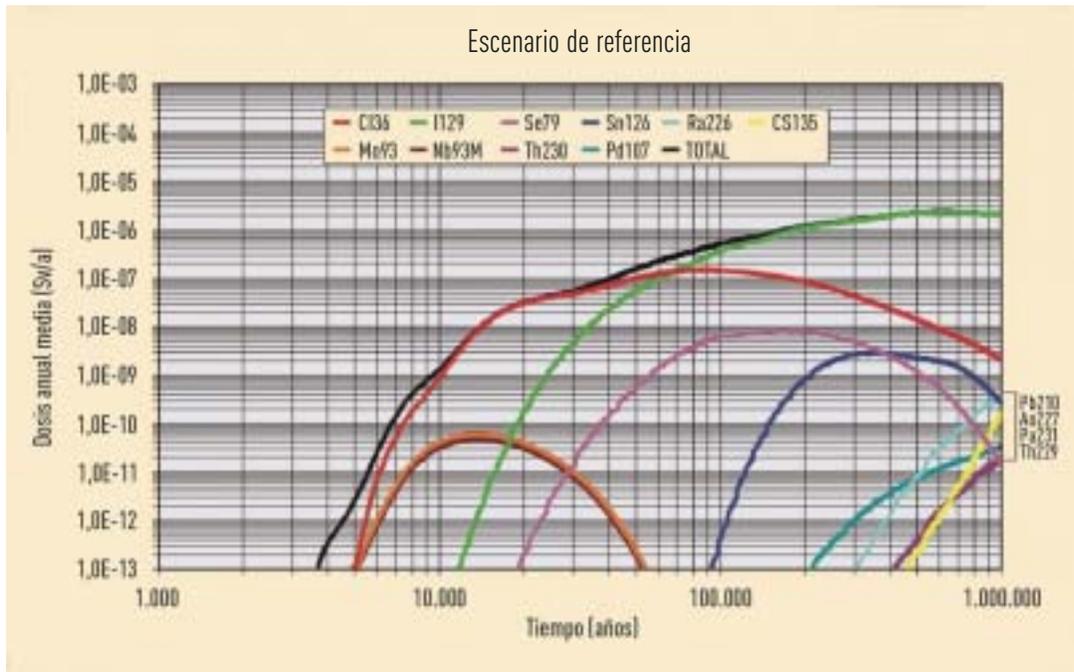


Figura 5.47. Enresa. Dosis total para el escenario de referencia, con expresión de la contribución de diferentes radionucleidos (arriba) y dosis anual para diferentes escenarios.

## Incremento de la confianza en las evaluaciones de la seguridad del AGP

Como se ha descrito en el apartado anterior, la evaluación de la seguridad a largo plazo de un sistema de AGP implica realizar previsiones sobre el comportamiento y evolución de los diferentes componentes y procesos del sistema de AGP, así como del sistema en su conjunto, y evaluar sus consecuencias radiológicas a largo plazo para su comparación con los límites fijados por la normativa. Sin embargo, se reconoce que no es posible una ilustración perfecta y detallada de todas las posibles situaciones y comportamientos futuros de un sistema de AGP y que la evaluación cuantitativa del comportamiento del sistema está sometida a incertidumbres, mayores a medida que se consideran periodos de tiempo más largos. Por ello, la evaluación cuantitativa de la seguridad debe completarse con una serie de argumentos complementarios (en lo que se conoce como uso de múltiples líneas de razonamiento) para aumentar la confianza en la seguridad y su comunicación a los agentes implicados en las decisiones (NEA, 1999a, OIEA, 1997,2002).

La necesidad de obtener confianza suficiente en la seguridad del AGP por parte de los diversos agentes implicados en la toma de decisiones, para poder avanzar en el proceso de desarrollo del AGP, ha dado lugar a la configuración del Estudio de Seguridad ("Safety Case") que va más allá de la "evaluación de la seguridad", al incluir, además de ésta, una evaluación de la confianza en los resultados obtenidos que reconozca el estado actual de desarrollo, describa los avances producidos y presente un plan de trabajo para abordar las cuestiones pendientes (NEA, 1999a).

Entre las múltiples líneas de razonamiento para el aumento de la confianza en la seguridad del AGP, se encuentran la realización de cálculos envolventes o simplificados que tratan de representar el "caso más desfavorable" del comportamiento del AGP, el uso de las evidencias tanto cualitativas como cuantitativas que pueden ofrecer los análogos naturales, la utilización de la información paleohidrogeológica de los emplazamientos en estudio y el uso de diferentes indicadores de seguridad complementarios a la dosis y el riesgo. El uso de estas múltiples líneas de razonamiento puede ayudar también a responder a las diferentes preguntas y expectativas de audiencias tanto técnicas como no técnicas implicadas en el proceso de toma de decisiones para el desarrollo del AGP (OIEA, 1997 y NEA, 2002).

Desde el punto de vista técnico, la confianza en la seguridad a largo plazo se basa principalmente en (NEA, 1999a): 1) la robustez del diseño conceptual, y 2) la calidad de los métodos de evaluación que se utilicen y la fiabilidad de su aplicación. No obstante, la confianza de los agentes sociales implicados descansa, además de en estos indicadores de la capacidad técnica de evaluación, en una aceptación general de los aspectos éticos, políticos, y económicos de la opción propuesta, y en la fiabilidad que ofrezca a estos agentes el marco legal y las instituciones administrativas y reguladoras implicadas en la toma de decisiones (ver [figura 5.51](#)).

El reconocimiento creciente de la importancia de estos aspectos éticos y sociales en la toma de decisiones asociada al AGP, y su respuesta por parte de las agencias de gestión de residuos y de los organismos reguladores implicados está facilitando en algunos países el avance y la aceptación por parte del público de los programas de AGP.

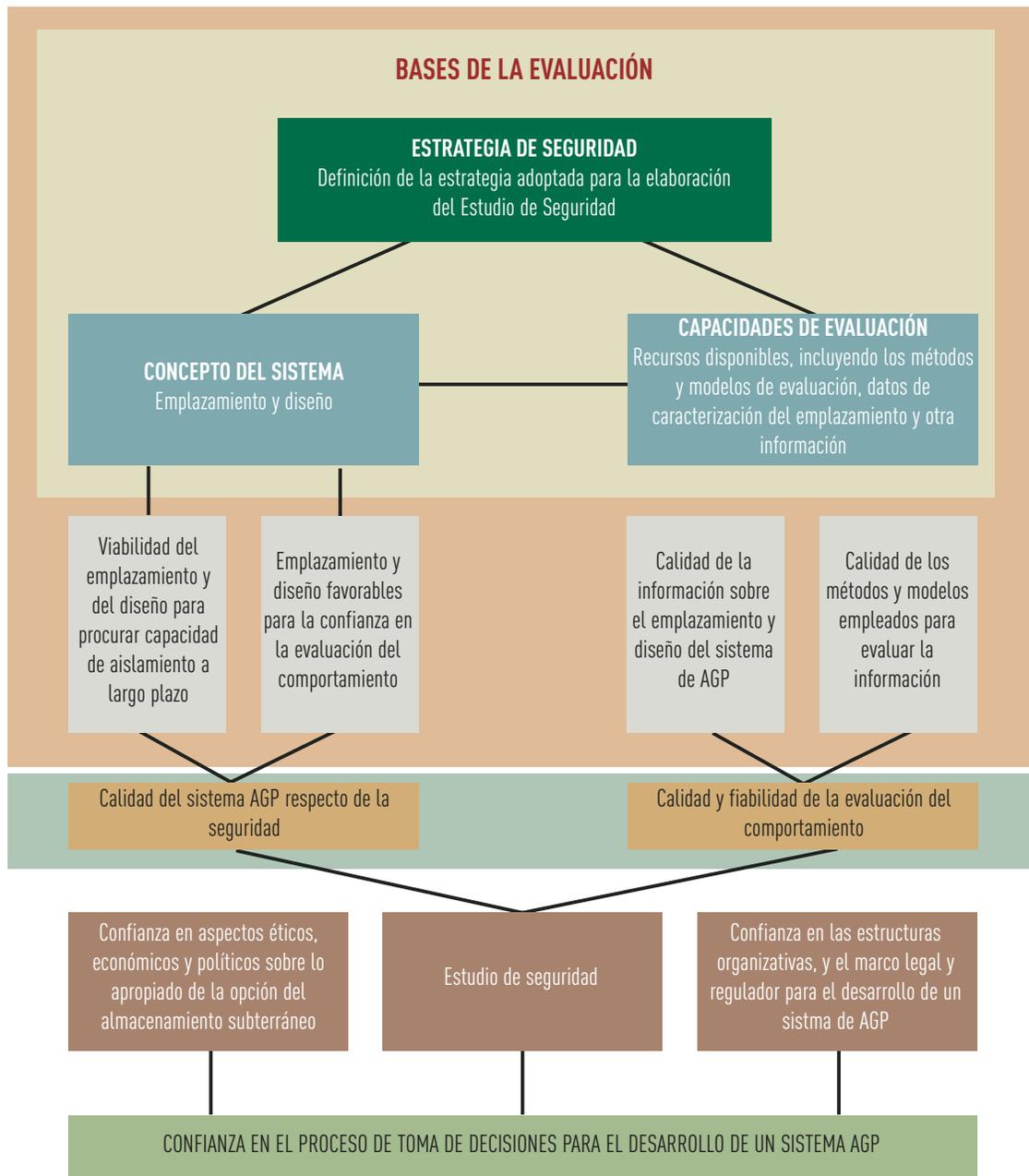


Figura 5.51. Elementos a considerar en la evaluación de la confianza en la seguridad a largo plazo del sistema AGP (NEA 1999<sup>a</sup>)

## 8.5. Desarrollo y verificación del conocimiento y tecnologías necesarias para el AGP

El factor diferenciador del almacenamiento geológico profundo es el largo período de tiempo, cientos de miles de años, para el que hay que demostrar que su funcionamiento no generará un impacto no aceptable al hombre y al medio ambiente. La evaluación de dicho funcionamiento, a tan largo plazo, requiere conocimientos muy precisos de cómo van a comportarse los componentes del repositorio. Para la obtención de ese conocimiento, las observaciones en laboratorios convencionales son imprescindibles pero su representatividad es limitada.

El desarrollo de laboratorios subterráneos y de estudios de análogos y sistemas naturales suministran un conjunto de datos y conocimientos muy valiosos para conocer, de forma razonablemente segura, cómo será el funcionamiento a largo plazo de un repositorio.

En los laboratorios subterráneos se acometen estudios sobre el funcionamiento del sistema de almacenamiento a escala y condiciones reales excepto en la escala temporal, pese a desarrollarse ensayos de muchos años de duración. En los estudios de sistemas naturales, por el contrario, las escalas de tiempo durante las que tienen lugar los procesos son geológicas así, la conexión y representatividad de dichos procesos con los que podrían tener lugar en un repositorio es, a veces, difícil de establecer.

El desarrollo y utilización de laboratorios subterráneos es uno de los principales soportes para demostrar la seguridad a largo plazo de un repositorio y para verificar su viabilidad constructiva y operativa. Los análogos y sistemas naturales son otra herramienta importante para la gestión de RAA, dado que permiten identificar y acotar procesos en el largo plazo, relevantes para la seguridad del repositorio, contribuyendo a la verificación de conocimientos, tecnologías y modelos.

El funcionamiento a largo plazo del sistema de almacenamiento sólo puede estimarse, de forma fiable, a través de modelos matemáticos, representativos de un conocimiento preciso de los procesos físicos y químicos que van a tener lugar. En la medida que dichos modelos puedan construirse a partir de los datos experimentales procedentes de laboratorios convencionales, subterráneos y estudios de análogos y sistemas naturales, podrá asegurarse la adecuada seguridad del almacenamiento.

La modelización es por tanto una herramienta clave en la gestión de los residuos radiactivos, pues su aplicación, como integradora del conocimiento, permite estimar de forma cuantificada el funcionamiento del sistema de almacenamiento a largo plazo y por tanto su seguridad.

### Laboratorios subterráneos

Los laboratorios subterráneos son centros de investigación ubicados en el interior de formaciones geológicas de características y a profundidades similares a las de un repositorio. De esta forma se consigue poder estudiar, por un lado el comportamiento de los sistemas de ingeniería en condiciones reales, y por otro tener acceso a la formación geológica a distintas profundidades y con grandes áreas de observación, a diferencia de la información puntual obtenida en superficie a través de sondeos.

La necesidad de este tipo de instalaciones se puso de manifiesto a finales de los años 60, comenzando a partir de los años 70 a desarrollarse los primeros laboratorios. Así, se crean los laboratorios subterráneos de 1ª generación que utilizan antiguas minas. Es el caso de los laboratorios de Stripa (Suecia) en granito, y Asse (Alemania) en formaciones salinas. Posteriormente, y debido a la perturbación que la minería introduce en el emplazamiento, se desarrollaron los laboratorios subterráneos de 2ª generación, específicamente diseñados y construidos en una zona nada o poco perturbada y cuyos objetivos básicos son de tipo metodológico. Es el caso de los laboratorios de Äspö (Suecia) en granitos, Mol (Bélgica) en arcillas, Mt. Terri (Suiza) en arcillas compactadas, Grimsel (Suiza) en granitos, URL (Canadá) en granitos. Actualmente se están desarrollando laboratorios subterráneos de 3ª generación, cuyo objetivo es demostrar la idoneidad de un emplazamiento específico como paso previo a la construcción del repositorio, el desarrollo de experimentos de demostración y la formación de personal. Este es el caso del laboratorio de Bure (Francia) en arcillas compactadas, de Yucca Mountain (EEUU) en tobas volcánicas y OnKalo en Olkiluoto (Finlandia) en granitos.

Los objetivos de las actividades a desarrollar en laboratorios subterráneos son, por lo tanto, muy variados:

- ▶ Metodológicos: Puesta a punto de técnicas de caracterización de procesos clave en la seguridad.
- ▶ Experimentales: Caracterización del comportamiento de los componentes del sistema de barreras de ingeniería.
- ▶ Demostración: Verificación de la viabilidad constructiva del repositorio y la colocación de los residuos y los sistemas de ingeniería.

El mayor o menor énfasis en cada grupo de objetivos está relacionado con el grado de avance del programa del operador del repositorio, las características litológicas, la complejidad del diseño, etc.

### ▶ Laboratorios subterráneos europeos

En Europa existen en este momento 6 laboratorios subterráneos en funcionamiento. De éstos, dos están ubicados en materiales graníticos, Grimsel (Suiza) y Äspö (Suecia), dos en arcillas compactadas: Mt. Terri (Suiza), Tournemire y Bure (Francia); uno en arcillas plásticas, Mol (Bélgica), y, finalmente, uno en materiales salinos Asse (Alemania).

### ▶ Laboratorio subterráneo de Grimsel

El laboratorio de Grimsel, denominado "Grimsel Test Site" (GTS), está ubicado en los Alpes Suizos, y se excavó aprovechando los accesos subterráneos existentes en una central hidroeléctrica. El GTS es operado por Nagra, la Agencia Suiza de Gestión de Residuos Radiactivos, a través de acuerdos establecidos con la compañía eléctrica propietaria de la Central. En el momento actual está en desarrollo la Fase VI del GTS que cubre el período 2002-2008. En el Enresa, con cofinanciación de la CE, ha desarrollado el Proyecto FEBEX, de demostración de la puesta en obra del sistema de barreras de ingeniería.

### ► Laboratorio subterráneo de Aspö (Suecia)

El laboratorio subterráneo de Aspö constituye hoy el más avanzado de los existentes en granitos. La complejidad litológica y estructural del área donde se ubica, junto con la importante circulación de aguas subterráneas, le confiere unas características muy adecuadas para el estudio, en condiciones complejas, del funcionamiento geoquímico, hidrogeológico y geomecánico de un emplazamiento.

Los objetivos básicos planteados para este laboratorio están orientados a:

- Técnicas y metodologías de caracterización de emplazamientos.
- Metodologías y técnicas de excavación de túneles y galerías asociados a la caracterización detallada de áreas representativas de un almacenamiento.
- Metodología y técnicas de operación, recuperabilidad y clausura.
- Metodologías y soporte de los estudios de impacto ambiental y evaluación de la seguridad.
- Verificación de los sistemas integrados de evaluación del comportamiento a largo plazo.
- Comunicación al público de las metodologías existentes y aplicación a la demostración de la seguridad.

### ► Laboratorio subterráneo de Mt. Terri

El laboratorio subterráneo de Mt. Terri se ubica en torno a un túnel de exploración, construido previamente a la construcción del túnel de una autovía, en el Cantón suizo del Jura. Este túnel atraviesa una formación de arcillas compactadas, denominada Opalinus Clay, formación que en otra parte de Suiza ha sido seleccionada como candidata para el almacenamiento de residuos radiactivos. De acuerdo con estas premisas, el grupo Clay Club de la NEA-OCDE promovió la creación de un consorcio internacional que abordara estudios detallados del funcionamiento hidráulico geoquímico y geomecánico de estos materiales. Sus objetivos son:

- Conocimiento de los procesos básicos del funcionamiento de las arcillas como barreras geológicas: flujo y transporte de radionucleidos, difusión, química de aguas intersticiales, etc.
- Estimación y evaluación de parámetros relevantes de transporte de radionucleidos: tamaño de poros, permeabilidad, difusión accesible, etc.
- Metodologías instrumentales: técnicas de excavación, extracción de aguas intersticiales, perforación, ensayos hidráulicos, estabilidad de sondeos, etc.

### ► Laboratorio de Bure

Es el primer laboratorio subterráneo francés que se ha comenzado a construir, de acuerdo con su programa nacional, para la gestión final de residuos de alta actividad. Es un laboratorio de

3ª generación, es decir, susceptible de convertirse en repositorio si los resultados son favorables y las autoridades locales lo aceptan. El laboratorio se ubica sobre arcillas compactadas en la zona de Meuse-Haute-Marne en la localidad de Bure. En este laboratorio se ha potenciado la colaboración internacional posibilitando la participación de todas aquellas agencias de gestión de residuos radiactivos junto con sus organizaciones de apoyo, con experiencia en este tipo de medios, como es el caso de Enresa. Hasta el 2006 las actividades se han focalizado en la propia construcción del laboratorio y la caracterización de la barrera geológica a través del análisis del funcionamiento mecánico, hidrogeológico y geoquímico de los materiales atravesados durante la construcción de los pozos de acceso y las galerías, junto con la realización de experimentos específicos en distintos lugares del mismo.

### **Participación española en los laboratorios subterráneos europeos**

Enresa ha promovido la participación de investigadores españoles en la mayoría de los laboratorios subterráneos europeos. Así, hasta el momento, ha trabajado en todos ellos, si bien en el presente las actividades se han focalizado en Grimsel, Äspö, Mt. Terri y Bure.

Los objetivos de la participación española en estos laboratorios subterráneos son:

- ▶ Formación de equipos de investigación con experiencia en trabajos a escala y condiciones reales.
- ▶ Completar la verificación de desarrollos instrumentales y numéricos.
- ▶ Desarrollo de aquellos aspectos instrumentales necesarios para la identificación de los procesos relevantes para la seguridad.
- ▶ Adquisición de experiencia en el desarrollo de proyectos de gran envergadura, multidisciplinar y con elevada participación internacional.
- ▶ Mejora de los métodos de garantía de calidad aplicables a la I+D asociada al almacenamiento definitivo.
- ▶ Obtención de datos aplicables en las evaluaciones de la seguridad de los diseños de repositorio de Enresa.

### **Análogos y sistemas naturales**

Un gran número de los procesos que van a tener lugar a largo plazo en el repositorio y que se han descrito anteriormente, han tenido lugar bajo determinadas circunstancias en la naturaleza durante largos períodos de tiempo (miles de millones de años en algunos casos).

Así, el proceso de disolución del combustible puede ser similar al de meteorización de minerales de uranio, tales como la uraninita. El movimiento de los radionucleidos que pudieran liberarse por la alteración del combustible puede ser similar al movimiento del uranio, sus productos de desintegración y el resto de elementos traza presentes en los yacimientos uraníferos en granitos y arcillas. El efecto térmico de los residuos en las barreras de arcillas compactadas puede ser similar al que sufren las bentonitas naturales atravesadas por

intrusiones volcánicas. La corrosión de los contenedores puede compararse con la corrosión que han sufrido piezas metálicas encontradas en yacimientos arqueológicos, etc.

Sin embargo, la principal dificultad en la utilización de los análogos naturales es que, si bien los períodos de tiempo pueden ser comparables a los del almacenamiento, las condiciones iniciales son generalmente desconocidas y las condiciones físicas, químicas y mecánicas a las que han estado sometidos es difícil que sean las mismas que existirán en el repositorio.

No obstante, la magnitud de los procesos, la relevancia de unos frente a otros, el comportamiento de elementos y radionucleidos, la capacidad confinante de determinados materiales, etc, suministra una información muy valiosa que junto con la obtenida en laboratorios convencionales y subterráneos permita la elaboración y verificación de modelos de funcionamiento a largo plazo.

En España se han realizado importantes aportaciones en este campo a través del estudio de los siguientes análogos y sistemas naturales:

- ▶ El Berrocal y MATRIX (migración de radionucleidos en medios fracturados).
- ▶ Bentonitas del Cabo de Gata (efecto térmico y salino en las bentonitas).
- ▶ Análogos arqueológicos (ARCHEO): Corrosión en piezas metálicas antiguas.

En paralelo, también se ha colaborado en otros proyectos internacionales de análogos naturales, tales como Oklo y Palmottu.

A través del estudio de estos análogos se ha mejorado notablemente el conocimiento de los procesos de migración de radionucleidos y elementos traza en materiales graníticos, tanto en los aspectos de mecanismos de retención, de interacción radionucleido-mineral, como de competencia e irreversibilidad de procesos. También ha permitido el desarrollo de tecnologías adecuadas para caracterizar estos procesos que serán aplicables, en el futuro, a la caracterización de emplazamientos. Otro aspecto cubierto con estos análogos es la comparación entre los ensayos de corrosión acelerados que se desarrollan sobre los materiales metálicos de la cápsula y los procesos de corrosión en condiciones naturales a que han estado sometidas piezas metálicas de varios miles de años de antigüedad. Los resultados en lo referente a tasas de corrosión son concordantes, lo que confiere robustez a los estudios de soporte del almacenamiento.

Aunque la transferencia directa de los datos generados por los análogos a las evaluaciones de seguridad es difícil, sin embargo, como en el caso de la corrosión, dan robustez a las predicciones realizadas a partir de datos de laboratorio. Asimismo permiten seleccionar mejor las constantes y los coeficientes de distribución de distintos radionucleidos acordes con las condiciones físico-químicas del almacenamiento y sobre todo permiten verificar hasta qué punto las predicciones a largo plazo generadas por los modelos dan resultados realistas.

En general, el estudio detallado de determinados procesos que tienen lugar en los sistemas naturales, por ejemplo migración de isótopos y elementos traza, es fundamental para poder establecer criterios de seguridad radiológica, complementarios a los clásicos de riesgo y dosis.

## Modelización

Para poder realizar predicciones cuantitativas es imprescindible disponer de modelos numéricos verificados, lo cual es sencillo cuando se consideran procesos simples, pero muy complejo cuando los procesos están acoplados, son muchos y sus parámetros varían con el tiempo.

Los modelos numéricos van a construirse a partir de todo el conocimiento y datos disponibles del funcionamiento del sistema, y son, por tanto, un elemento integrador y como tal van a permitir, en primer lugar, un análisis de la coherencia de todos los datos disponibles, así como de la carencia o redundancia de los mismos.

Cuando se habla de modelización en el almacenamiento geológico profundo hay que distinguir entre:

- ▶ Modelos de procesos: que representan el funcionamiento de un proceso en base a los parámetros que intervienen.
- ▶ Modelos de funcionamiento de componentes: Estos modelos incluyen la existencia de varios procesos acoplados (lixiviación del combustible, corrosión de la cápsula, comportamiento termohidromecánico de las barreras de arcilla, modelos de flujo..).
- ▶ Modelos de funcionamiento del subsistema: incluye el funcionamiento acoplado de varios componentes del repositorio; modelo de campo próximo (sistema combustible-cápsula-barrera de arcilla), modelo de geosfera (flujo-transporte, interacción radionucleido-roca), modelo biosférico.
- ▶ Modelos globales: modelos de funcionamiento integral del sistema.

Lógicamente, a medida que los modelos van de los procesos hacia el funcionamiento global, la complejidad aumenta, existiendo actualmente dificultades tanto de tipo numérico como informáticas, para acoplar modelos de detalle del funcionamiento de cada componente. Eso hace que se recurra a modelos simplificados, habitualmente de tipo probabilista y en los que la interpretación y el análisis de sensibilidad son críticos para el establecimiento de conclusiones.

Enresa ha realizado un importante esfuerzo en modelización, disponiendo actualmente de un importante conjunto de códigos, bien documentados en sus publicaciones técnicas, y de aplicación actual en los proyectos internacionales más importantes en el campo de la gestión de residuos, tanto de la Unión Europea como del IAEA y la OCDE-NEA. En la medida que dichos modelos se apliquen a casos reales complejos, su verificación irá progresando confirmando robustez a las predicciones de funcionamiento del sistema. Por tanto, el conocimiento detallado del funcionamiento de los componentes del repositorio y la disponibilidad de modelos numéricos verificados es fundamental para realizar predicciones científicamente fiables, difundibles y socialmente aceptables.

### 8.6. Conclusiones respecto a la implementación del AGP

El aislamiento del CG y los RAA en formaciones geológicas mediante sistemas de barreras múltiples, se viene estudiando desde los años 60 como la opción más segura y viable que,

con tecnologías actualmente disponibles, puede garantizar el alcanzar los restrictivos límites y condiciones de seguridad impuestos a este tipo de almacenamiento. El ingente trabajo científico realizado, ha permitido, establecer un consenso y obtener una confianza razonada de que esta opción, técnica y económicamente, es la adecuada para la gestión a largo plazo de este tipo de residuos. Esta confianza se ha basado en el desarrollo de robustos conceptos de almacenamiento y trabajos de caracterización de los sistemas de barreras naturales y de ingeniería, obtenidos tanto en laboratorios convencionales como subterráneos, que han permitido verificar el funcionamiento de los diferentes componentes del sistema de almacenamiento, y la realización de estudios de seguridad que evalúan el comportamiento del sistema de almacenamiento ante diferentes escenarios de evolución a largo plazo.

En el momento actual, se dispone, por lo tanto, de un *know-how* tecnológico, de potentes herramientas numéricas de simulación y de metodologías y modelos de evaluación de la seguridad y del comportamiento de los sistemas de AGP, que han sido fruto de la amplia y abierta colaboración internacional desarrollada en los últimos 20 años. No obstante, la mayoría de los programas de desarrollo de los AGP, han sufrido retrasos debidos, fundamentalmente, a problemas de oposición social a este tipo de instalaciones.

Aunque existe un retraso generalizado respecto a las previsiones realizadas en los años 80 respecto a la puesta en marcha de estas instalaciones, dos países: Estados Unidos con un AGP en funcionamiento para los residuos tipo TRU en WIPP (New Mexico) y su reciente compromiso de solicitar la licencia de construcción del repositorio de Yucca Mountain (Nevada) en 2008, y Finlandia, que ha empezado a construir el laboratorio que servirá de base a su repositorio en Olkiluoto, han designado el emplazamiento donde se construirá el AGP y tienen prevista su operación en 2020. Suecia, Francia y Alemania, cuentan con laboratorios subterráneos avanzados, pero aún no han designado el emplazamiento elegido para la construcción del AGP. No obstante, Suecia y Francia prevén su operación antes de 2025. En Gran Bretaña está abierto un proceso de discusión política y social sobre esta cuestión. Otros ejemplos fuera de la UE como Japón o Canadá aún se encuentran lejos de la situación de los primeros.

La opción de soluciones compartidas, bien a través de repositorios multinacionales, internacionales o regionales, a pesar de los problemas de aceptación pública que conllevan, ha merecido una cierta atención, sobre todo por parte de aquellos países con programas nucleares pequeños o que no disponen de formaciones geológicas adecuadas. No obstante, su desarrollo presenta, por el momento, problemas sociales, de índole jurídico-legal y de salvaguardias aún no resueltos.

El desarrollo de un AGP es, por lo tanto, un proceso dilatado en el tiempo y que afectará, en su implementación, al menos a dos o tres generaciones. La evaluación de su seguridad es un proceso iterativo, que irá integrando el conocimiento adquirido en I+D sobre el comportamiento de los componentes del sistema de almacenamiento y las modificaciones y optimizaciones del diseño, produciendo, a través de sucesivos análisis, estimaciones del funcionamiento a largo plazo cada vez más precisas y fiables. Los resultados de los ejercicios de evaluación de la seguridad realizados hasta la fecha muestran una fuerte robustez y, aunque reflejan en cada caso el grado de conocimiento y capacidades disponibles, coinciden en que el AGP es una solución que, mediante el sistema de barreras múltiples, permite, en emplazamientos adecuadamente seleccionados, aislar el CG y los RAA durante periodos de tiempo

suficientemente largos como para que su radiotoxicidad no suponga ningún riesgo apreciable para la salud humana y la de los ecosistemas, situándose varios ordenes de magnitud por debajo de los valores del fondo natural.

Los programas nacionales de gestión de residuos que mas han avanzado en los últimos años, han escogido una aproximación iterativa a la implementación de un AGP, mediante un proceso de toma de decisiones mediante etapas claramente definidas en un proceso de concertación social y con apoyo parlamentario. Esto permite la flexibilización del proceso de toma de decisiones y la adaptación a los desarrollos (o involuciones) político-sociales y científico-tecnológicos. En este contexto, la recuperabilidad es un elemento esencial en dicha flexibilización ya que permitiría revertir decisiones tomadas en su momento.

Mientras se llega a una decisión sobre la aprobación y construcción de un AGP, algunos países se ven forzados a una estrategia de almacenamiento temporal en superficie o en instalaciones subsuperficiales. Este planteamiento podría permitir la libertad de opción de las generaciones futuras minimizando la responsabilidad que se les transfiere, principio ético que no debe condicionar el principio general de que la generación actual, que se está beneficiando de la energía nuclear, debe ser quien aporte y provea soluciones para los residuos que ella genera. En todo caso la incorporación del principio de recuperabilidad, permitiría, incluso con posterioridad de algunos cientos de años tras la operación, mantener los principios de equidad intergeneracional e intrageneracional a la gestión del CG y los RAA.

## Referencias y fuentes de información

Para asegurar que la información que se ha presentado en este apartado es actual y correcta, se han consultado numerosas fuentes documentales, entre las que merece la pena citar las accesibles a través de la web de Enresa: [www.enresa.es](http://www.enresa.es). En particular las referencias [ENR-01a] y [ENR-01c], en las que se han basado buena parte de los textos de este capítulo. También se han consultado los siguientes documentos:

- [AND-05] ANDRA:Dossier Argile 2005; Dossier Granite 2005 [www.andra.fr](http://www.andra.fr)
- [CEA-00] Commissariat de l'Energie Atomique. *Assesment of Pyrochemical Processes for Separation/Transmutation Strategies*. PG-DRRV(Dir)00-92
- [CEA-05] Commissariat de l'Energie Atomique. Dossier Loi 1991. 2005
- [CSN-03a] CSN. *Almacenamiento geológico profundo de residuos de alta actividad en medios cristalinos. Estudio comparativo de evaluaciones de seguridad*. Colección Informes Técnicos. 10-2003
- [CSN-04a] CSN. *Aplicación de los análogos a la evaluación de seguridad y comunicación del almacenamiento geológico. Síntesis ilustrativa*. Colección Informes Técnicos. 10-2004
- [ENP-01] ENERPRESSE. "Les retours des déchets étrangers dans leur pays d'origine". Documento de la Revista *Enerpresse*. Octubre 2001.
- [ENR-99] Enresa. "Separación y Transmutación de radionucleidos de vida larga". Revista *Estratos*. Primavera 1999.
- [ENR-94] Enresa. *Almacenamiento geológico profundo de residuos radiactivos de alta actividad (AGP). Conceptos preliminares de referencia*. PT 07-94
- [ENR-95a] Enresa. *Thermo-hydro-mechanical characterization of the Spanish Reference clay material for engineered barrier for granite and clay h/w repository: laboratory and small mock up testing*. PT 03-95
- [ENR-95b] Enresa. *Proyecto AGP- almacenamiento geológico profundo. Fase 2*. PT 11-95
- [ENR-97a] Enresa. *Consideración del cambio medioambiental en la evaluación de la seguridad. Escenarios climáticos a largo plazo en la península ibérica*. PT 01-97
- [ENR-97b] Enresa. *Almacenamiento definitivo de residuos de radiactividad alta. Caracterización y comportamiento a largo plazo de los combustibles nucleares irradiados (I)*. PT 04-97
- [ENR-97c] Enresa. *Metodología de análisis de la biosfera en la evaluación de almacenamientos geológicos profundos de residuos radiactivos de alta actividad específica*. PT 05-97

- [ENR-97d] Enresa. *Evaluación del comportamiento y de la seguridad de un almacenamiento geológico profundo en granito*. Marzo 1997. PT 06-97
- [ENR-97e] Enresa. *Metodología de generación de escenarios para la evaluación del comportamiento de los almacenamientos de residuos radiactivos*. PT 10-97
- [ENR-97f] Enresa. *Performance assessment of a deep geological repository in granite*. March 1997. PT 02-98.
- [ENR-98a] Enresa. Febex. *Diseño final y montaje del ensayo "in situ" en Grimsel*. PT03-98
- [ENR-98b] Enresa. Febex. *Bentonita: origen, propiedades y fabricación de bloques*. PT 04-98
- [ENR-98c] Enresa. Febex. *Preoperational thermo-hydro-mechanical (THM) modelling of the "in situ" test*. PT 09-98
- [ENR-98d] Enresa. Febex. *Preoperational thermo-hydro-mechanical (THM) modelling of the "mock up" test*. PT 10-98
- [ENR-99] Enresa. "Separación y Transmutación de radionucleidos de vida larga". *Revista Estratos*. Primavera 1999.
- [ENR-99a] Enresa. *Materiales alternativos de la cápsula de almacenamiento de residuos radiactivos de alta actividad*. PT 01-99
- [ENR-99b] Enresa. *Evaluación del comportamiento y de la seguridad de un almacenamiento profundo en arcilla*. Febrero 1999. PT 03-99
- [ENR-99c] Enresa. *Estudios de corrosión de materiales metálicos para cápsulas de almacenamiento de residuos de alta actividad*. PT 04-99
- [ENR-00a] Enresa. Febex project. *Full-scale engineered barriers experiment for a deep geological repository for high level radioactive waste in crystalline host rock*. Final report. PT 01-00
- [ENR-00b] Enresa. *Liberación de radionucleidos e isótopos estables contenidos en la matriz del combustible. Modelo conceptual y modelo matemático del comportamiento del residuo*. PT 03-00
- [ENR-00c] Enresa. *Desarrollo de un modelo geoquímico de campo próximo*. PT 04-00
- [ENR-00d] Enresa. *Estudios de disolución de análogos naturales de combustible nuclear irradiado y de fases de [U]VI-silicio representativas de un proceso de alteración oxidativa*. PT 05-00
- [ENR-00e] Enresa. *Análogos arqueológicos e industriales para almacenamientos profundos: estudio de piezas arqueológicas metálicas*. PT 07-00

- [ENR-00f] Enresa. *Caracterización y lixiviación de combustibles nucleares irradiados y de sus análogos químicos*. PT 12-00
- [ENR-01a] Enresa. *El Almacenamiento Geológico Profundo de los Residuos Radiactivos de Alta actividad y Larga Vida: Principios Básicos y Tecnología*. Dic. 2001
- [ENR-01b] Enresa. *Almacenamiento definitivo de residuos de radiactividad alta. Caracterización y comportamiento a largo plazo de los combustibles nucleares irradiados (III)*. PT 03-01
- [ENR-01c] Enresa. *Considerations on possible spent fuel and high level waste management options*. PT 04-01
- [ENR-01d] Enresa. *La pechblenda de la Mina Fe (Ciudad Rodrigo, Salamanca), como análogo natural del comportamiento del combustible gastado*. Proyecto Matrix I. PT05-01
- [ENR-02a] Enresa. *Modelling spent fuel and HLW behaviour in repository conditions. A review of the state of the art*. PT 08-02
- [ENR-02b] Enresa. *Un modelo numérico para la simulación de transporte de calor y liberación de materia en un almacenamiento profundo de residuos radiactivos*. PT 09-02
- [ENR-03a] Enresa. *Contribución experimental y modelización de procesos básicos para el desarrollo del modelo de alteración de la matriz del combustible irradiado*. PT 01-03
- [ENR-03b] Enresa. *Análogos arqueológicos e industriales para almacenamiento de residuos radiactivos: estudio de piezas arqueológicas metálicas (Archeo-II)*. PT 03-03
- [ENR-03c] Enresa. *Geoquímica de formaciones arcillosas: estudio de la arcilla española de referencia*. PT 10-03
- [ENR -06] Enresa. *Separación de elementos transuránicos y algunos productos de fisión de vida larga, presentes en los combustibles nucleares irradiados*. PT 02-06
- [NAG] NAGRA: Kristallin-1. Safety Assesment Report. 1994;
- [NAG-05] TR 02-05 Project Opalinus Clay. Safety Report. 2005 [www.nagra.ch](http://www.nagra.ch)
- [NEA-00] An International Peer Review of Safety Report 97: Post-closure Safety of a Deep Repository for Nuclear Spent Fuel in Sweden. May 2000. [www.nea.org](http://www.nea.org)
- [NIREX-04] Is P&T applicable? Nuclear Engineering International. Febrero 2004.
- [OIEA-80] Organismo Internacional de la Energía Atómica-INFCE. *International Nuclear Fuel Cycle Evaluation*. IV Volume. Reprocessing. Plutonium Handling Recycle Viena 1980.
- [OIEA-80] Organismo Internacional de la Energía Atómica. INFCE. *International Nuclear Fuel Cycle Evaluation*. VI Volume Spent Fuel Management. Viena 1980

- [OIEA-81] Organismo Internacional de Energía Atómica. *Safeguards: Guidelines for State's Systems of Accounting for and Control of Nuclear Materials, IAEA Safeguards Information Series No. 2*. Viena, 1994.
- [OIEA-87] Organismo Internacional de Energía Atómica. *Behaviour of spent fuel assemblies during extended storage*. IAEA TECDOC-414. Viena, 1987.
- [OIEA-92] Organismo Internacional de Energía Atómica. *Extended storage of spent fuel*. IAEA TECDOC-673. Viena, 1992.
- [OIEA-94a] Organismo Internacional de Energía Atómica. *Design of Spent Fuel Storage Facilities*. Safety Series No. 116. OIEA, Viena, 1994.
- [OIEA-94b] Organismo Internacional de Energía Atómica. *Operation of Spent Fuel Storage Facilities*. Safety Series No. 117. OIEA, Viena, 1994.
- [OIEA-94a] Organismo Internacional de Energía Atómica. *Safety Assessment for Spent Fuel Storage Facilities*. Safety Series No. 118. OIEA, Viena, 1994.
- [OIEA-96] Organismo Internacional de la Energía Atómica. *Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos*. (TS-R-1). 1996.
- [OIEA-98a] Organismo Internacional de Energía Atómica. *Convención conjunta sobre seguridad en la gestión del combustible gastado y sobre seguridad en la gestión de desechos radiactivos, hecha en Viena el 5 de septiembre de 1997* (OIEA, INFCIRC/546 de enero de 1998). OIEA, Viena, 1998.
- [OIEA-98b] Organismo Internacional de Energía Atómica. *Durability of spent nuclear fuels and facility components in wet storage*. IAEA TECDOC-1012. Viena, 1998.
- [OIEA-05] Organismo Internacional de la Energía Atómica. *Status and trends in spent fuel reprocessing*. IAEA-TECDOC-1467.
- [OECD-NEA NEWS -06] Agencia para la Energía Nuclear OCDE. *Challenges and potential benefits of partitioning and transmutation 2006*. N° 24.1
- [OECD-NEA-06] Agencia para la Energía Nuclear OCDE. *Physics and safety of transmutation systems*. A Status Report. 2006. NEA N°. 6090.
- [SNE-05] Sociedad Nuclear Española. "Visión general de los reactores de IV Generación". *Revista de la Sociedad Nuclear Española* N°. 255.
- [OECD-NEA-97] Agencia para la la Energía Nuclear. OCDE. *Management of Separated Plutonium*. The Technical Options. 1997.
- [OECD-NEA-99] Agencia para la Energía Nuclear OCDE. *Actinide and Fission Product and Transmutation*. Status and Assesment Report. 1999

- [OECD-NEA-00] *Radiological Impacts of Spent Nuclear Fuel Management Options. A Comparative Study.* 2000.
- [OECD-NEA-02] Agencia para la Energía Nuclear. OCDE. *Accelerator-Driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles – A Comparative Study* 2002.
- [OECD-NEA-06] Agencia para la Energía Nuclear. OCDE. *Advanced Nuclear Fuel Cycles and Radioactive Waste Management.* 2006.
- [POSIVA-96-13] POSIVA OY-FINLAND. "Design reporto of the canister for nuclear fuel disposal". December 1996
- [SKB-TR-98-08] Swedish Nuclear Fuel and Waste Management. Co "Design premises for canister for spent nuclear fuel". September 1998.
- [SKB TR 99-07] SKB: SR-97 Processes in the repository evolution
- [SKB TR 03-08] Planning report for the safety assesment SR-Can [www.skb.se](http://www.skb.se)
- [USNRC-01] U.S. Nuclear Regulatory Commission. *Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel, High-Level Radioactive Waste, and Reactor-Related Greater than Class C Waste.* 10 CFR Part 72. Washington, 2001.
- [Var-06] Varios autores, *Curso sobre Gestión de Residuos Radiactivos.* Edit. Ciemat, 2 Volúmenes (ISBN- 84-7834-367-9). 2006.

# Situación y análisis de las diferentes opciones de gestión del combustible gastado



Una vez descritas en el capítulo 5 las principales opciones de gestión del combustible nuclear gastado, el objeto del capítulo 6 es comparar dichas opciones en diferentes aspectos como son, el estado del conocimiento y del desarrollo tecnológico e industrial en que se encuentran, la influencia que la elección de cada opción puede tener en las tecnologías comunes a cualquier opción de gestión, esto es en el almacenamiento temporal (ATC) y definitivo (AGP), y por último, los parámetros económicos y de costes asociados a cada una de estas opciones. La última parte del capítulo está dedicada al análisis de la situación española y de las diferentes opciones de gestión y tecnológicas aplicables al combustible gastado generado en nuestro país.

## 1. Estado del conocimiento y desarrollo de las diferentes opciones tecnológicas

### 1.1. Almacenamiento temporal

#### Conocimientos y experiencia adquirida

En el apartado 5.4 se presentaron las tecnologías disponibles en la actualidad para el almacenamiento temporal de CG y RAA: en piscinas, contenedores, silos y bóvedas. Dichas tecnologías están ya suficientemente probadas, resultan seguras y flexibles, y son necesarias en tanto no se pongan en práctica soluciones de almacenamiento definitivo u otras. Puede afirmarse que el almacenamiento temporal es una realidad industrial con amplia y satisfactoria experiencia operativa, con más de 40 años de experiencia en muchos países para el almacenamiento en piscinas, y con almacenes en seco que vienen operando desde hace más de 20 años sin ninguna incidencia destacable.

## **Principales retos tecnológicos pendientes.**

La madurez alcanzada en las tecnologías de almacenamiento temporal es innegable y para plazos inferiores a cincuenta años su validez está plenamente demostrada. No obstante, se plantean actualmente algunos retos tecnológicos, asociados al comportamiento a largo plazo del combustible UOX con alto grado de quemado o de los combustibles MOX gastados procedentes del reciclado del Pu en reactores LWR. Igualmente, deben despejarse algunas incertidumbres relativas al almacenamiento temporal para periodos prolongados de tiempo (mayores de 100 años).

Se debe poder asegurar la recuperabilidad del combustible y su transferencia en condiciones seguras a las etapas posteriores de gestión o de almacenamiento final, y con ese objetivo existen en marcha numerosos programas experimentales de investigación, nacionales e internacionales.

## **Aportación a la gestión del CG y los RAA**

Todas las opciones de gestión del CG, sea en ciclo abierto o en las diferentes opciones de ciclo cerrado, requieren disponer también de instalaciones para el almacenamiento intermedio de materiales nucleares y residuos radiactivos. Dichos almacenes han de reunir las características más apropiadas para el tipo de residuos y materiales que hayan de albergar y el periodo de almacenamiento temporal necesario.

### **Factores favorables a su utilización**

El almacenamiento temporal del CG y los RAA permite una mayor flexibilidad en la gestión de tales materiales, al independizar la gestión temporal de la definitiva, pudiendo adoptar la opción de almacenamiento temporal prolongado (mayor de 100 años), sin otra servidumbre que la de prever esta posibilidad en el diseño de las instalaciones y realizar el consiguiente mantenimiento y actualización de los componentes de las mismas que requieran ser sustituidos.

Además, en el caso de España, un ATC proporcionará independencia con respecto al funcionamiento de las centrales nucleares, lo cual evitará interferencias con las decisiones que afecten a cada central nuclear sobre su operación, desmantelamiento y liberación posterior del emplazamiento. La centralización simplificará el manejo, vigilancia y control del CG y los RAA, disminuyendo los riesgos asociados a la seguridad física y control del material fisible, a la par que reducirá los recursos necesarios. Por otro lado, con el ATC se podrán cumplir las cláusulas de retorno de los residuos y materiales del reproceso de CG en el extranjero. Un factor favorable del tipo de ATC elegido es que su emplazamiento no requiere unas características especiales, por lo que el diseño de la instalación se puede adaptar a un gran número de potenciales emplazamientos de la geografía española.

### **Factores desfavorables**

Se puede afirmar que el almacenamiento temporal es una necesidad, por lo que no cabe plantearse otras alternativas, sino que únicamente cabe discutir el tipo de solución tecnológica (en piscinas, en contenedores, nichos o bóvedas), su extensión temporal y la centralización o la existencia de almacenes individuales en cada central nuclear.

La decisión en cuanto a solución tecnológica solo se plantea de cara al medio y largo plazo, toda vez que en los primeros años las piscinas resultan insustituibles para esta función, hasta que la potencia térmica residual del CG decaiga suficientemente. Para periodos de almacenamiento durante décadas, las soluciones en seco resultan preferibles en general, dado que son sistemas pasivos cuyas necesidades de mantenimiento son muy reducidas.

La decisión en cuanto al periodo operativo del almacenamiento temporal viene condicionada por la opción de gestión decidida para el CG hasta disponer de un AGP operativo o hasta el envío del CG para su reproceso.

En cuanto a la opción de centralización del almacén temporal, tal vez uno de los principales factores desfavorables sea el derivado de los transportes a realizar desde los lugares de producción con destino a la instalación. Sin duda este factor se podría mitigar apreciablemente con la presencia, o dotación en su caso, de accesos ferroviarios hasta la propia instalación. No obstante, cabe indicar que esta actividad constituye una práctica habitual en países que envían su combustible gastado las instalaciones de reproceso o que ya disponen de instalaciones centralizadas de almacenamiento, con una experiencia operativa exenta de incidentes graves.

## **1.2. Reproceso y reciclado del plutonio**

### **Conocimientos y experiencias adquiridas**

El reproceso de los combustibles gastados, tanto en forma metal como óxidos UOX, está basado en el proceso PUREX, que lleva más de 50 años de utilización con pequeñas variantes. Actualmente se ha reprocesado aproximadamente un tercio del CG generado en la producción de energía nuclear en el mundo. Si bien los fundamentos y los procesos químicos que se utilizan en el reproceso son ampliamente conocidos, la mayor parte de los países no disponen de la tecnología, o han decidido no reprocesar por razones económicas o estratégicas. La realidad es que pocos países: Francia, Reino Unido, Japón, India y Rusia, disponen o tienen en construcción plantas de reproceso comerciales, de mayor o menor tamaño, para sus propias necesidades y en algunos casos, como Francia y el Reino Unido, para también ofrecer sus servicios a otros países. Es de destacar la no presencia de EE.UU. país que desarrolló el proceso PUREX, y que desde comienzos de los años 80 no realiza el reproceso de sus combustibles gastados, aunque sí dispone de instalaciones para sus materiales irradiados del programa de defensa.

El plutonio es un material energético y como tal debe ser considerado en un panorama energético a largo plazo, siempre y cuando la energía nuclear esté incluida en el mismo. Para su reciclado existe una tecnología contrastada y utilizada en la fabricación de óxidos mixtos (MOX) de  $UO_2$  y  $PuO_2$ . Los países que disponen de esta tecnología a escala industrial, son Francia, Reino Unido, Japón y Rusia. Otros países, como Bélgica y Alemania, también han dispuesto de este tipo de instalaciones que actualmente no están operativas o están en fase de desmantelamiento.

La etapa previa al reciclado del Pu, como combustible MOX, es la fabricación de los elementos combustibles tanto para reactores LWR como FR. Disponen de este tipo de instalaciones, además de Japón y Rusia, tanto Francia como el Reino Unido, incluso para dar servicio a sus clientes de reproceso.

La etapa fundamental del reciclado del plutonio es su utilización en reactores LWR o en los reactores FR. El reciclado del Pu en reactores LWR se hace sustituyendo, en parte, a los combustibles tipo UOX por combustibles tipo MOX. Existe experiencia contrastada en este tipo de operación, en países como Francia, Japón, Alemania, Bélgica, Holanda y Suiza. Es de destacar que el Reino Unido no ha realizado el reciclado de Pu en sus reactores MAGNOX / AGR.

Desde los años 60 se han venido desarrollando diferentes tipos de reactores rápidos, fundamentalmente en los países con tecnologías de reproceso: Francia, Japón, Reino Unido, Rusia, USA y Alemania. Las potencias unitarias de los reactores actualmente en operación son inferiores a los 600 MWe. Todos ellos han utilizado combustibles tipo MOX, alcanzando grados de quemado entre 100.000 y 200.000 MWd/t de U+Pu.

La mayor parte de los combustibles tipo MOX gastados procedentes del monoreciclado del Pu en reactores LWR, se encuentran almacenados para su posterior reproceso, el cual ha sido demostrado experimentalmente en Francia y Reino Unido mediante el proceso PUREX. En Rusia se están ensayando procesos pirometalúrgicos.

También se ha demostrado experimentalmente el reproceso de combustibles tipo MOX gastados, procedentes de reactores rápidos, tanto reproductores como quemadores de plutonio, siempre que el contenido en PuO<sub>2</sub> del MOX no sea superior al 30%, pues podrían presentarse problemas en la etapa de disolución del combustible MOX irradiado.

Igualmente está desarrollado y contrastado el tratamiento y acondicionamiento de las diferentes corrientes de residuos que se generan en el reproceso de combustibles gastados. Francia, después de un amplio desarrollo, solamente produce dos tipos de residuos sólidos, RAA vitrificados y RMA supercompactados, ambos acondicionados en una cápsula universal de acero inoxidable de 150 l de volumen útil, para ser almacenados definitivamente en un AGP, previo almacenamiento temporal y encapsulado. Las descargas al medio ambiente tanto de efluentes gaseosos como líquidos, no superan las dosis reguladas para el personal de operación y el público en general, tanto a nivel individual como colectivo.

### **Principales retos tecnológicos pendientes**

La experiencia alcanzada en el reproceso de los combustibles gastados tipo UOX, hace que pocos retos tecnológicos queden pendientes.

Posiblemente puedan ser estudiados dos aspectos para su posible mejora, uno es la retención del Yodo (I-129) para reducir, lo más posible, su descarga al medio ambiente (mar) con los efluentes líquidos, aunque esto suponga su almacenamiento definitivo en el AGP, una vez incorporado en una matriz adecuada y encapsulada convenientemente. El otro es el desarrollo de nuevas matrices para la inmovilización de los RLAA, que presenten muy bajas tasas de lixiviación.

Por lo que respecta al monoreciclado del plutonio en reactores LWR, queda pendiente el desarrollo del reproceso de los combustibles MOX a escala comercial. Respecto a su reciclado múltiple, se estima como límite práctico un número máximo de tres ciclos con reprocesado, reduciéndose en cada ciclo, paulatinamente, la composición en isótopos fisionables del Pu generado.

Referente al reciclado del plutonio en FR, dado que todavía no está decidido ni el tipo de reactor ni el tipo de combustible a utilizar, no es posible tomar ninguna decisión. Respecto al nuevo diseño de reactores rápidos (FR) (Generación IV), existe un grupo internacional para su desarrollo, formado por los principales países de la OCDE, Rusia y China.

### **Aportación a la gestión del CG y RAA**

El desarrollo del reproceso, a lo largo de los 50 años de operación, ha demostrado que es una etapa adecuada para la gestión del CG tipo UOX y de los RAA generados en el mismo, siempre y cuando haya una clara decisión sobre la utilización del Pu separado en los reactores tipo LWR actuales y avanzados (Generación III).

### **Horizonte temporal**

Algunos de los países de la UE (Francia, Alemania, Bélgica, Holanda), Suiza y Japón han venido reciclando el Pu en sus reactores tipo LWR. Hoy en día solamente Francia y Japón siguen realizando el reproceso de su CG y el monoreciclado de su Pu en sus reactores tipo LWR.

No se espera el desarrollo de nuevas plantas de reproceso para el CG tipo MOX y de los nuevos diseños de reactores rápidos en los próximos 20 años, así como su entrada en operación antes de la segunda mitad de este siglo.

### **Factores favorables**

El reproceso, incluyendo el almacenamiento definitivo de los RAA y RMA generados en el mismo, es más caro que el almacenamiento directo de los CG.

El principal factor favorable, de tipo estratégico, es considerar el Pu y U recuperados como materiales energéticos, siempre y cuando la energía nuclear sea utilizada de forma continua durante un amplio periodo de tiempo.

Otro factor favorable, en el de tipo de gestión de residuos en el AGP, es que el volumen de RAA (0,15 m<sup>3</sup>/tU), vitrificados y encapsulados, procedentes del reproceso será bastante menor al del CG encapsulado (1,56 m<sup>3</sup>/tU). Ahora bien, deben tenerse en cuenta los RMA, estructurales y tecnológicos, acondicionados en contenedores universales y encapsulados en bloques de hormigón, que, según recientes estudios [ENR-06] representan un volumen de 1,2 m<sup>3</sup>/tU pero que aunque deben ser almacenados en el AGP no requieren las condiciones de almacenamiento definitivo de los RAA vitrificados y emisores de calor.

### **Factores desfavorables**

Si el precio del concentrado de uranio natural alcanza un valor que suponga el mismo coste total para ambas opciones de gestión, cabe plantearse llevar a cabo o no la operación de reproceso y monoreciclado del plutonio, pues esta opción puede suponer un ahorro del 30% en concentrados de uranio y en unidades de enriquecimiento.

Llevar a cabo el reproceso y el monoreciclado del Pu en reactores LWR, supone para muchos países, entre ellos España, depender del país que preste el servicio de reproceso y la

fabricación del combustible MOX, lo que limitará su independencia estratégica y no podrá decidir libremente su decisión de reprocesar o no.

Solo en aquellos países que han apostado, clara y decididamente, por la utilización de la energía nuclear está justificado el reproceso. En el caso de España, la cantidad de CG a gestionar (6.670 tU) al final de la vida útil de las centrales nucleares en operación, no justifica su reproceso, si no hay previstas más centrales nucleares donde se pueda llevar a cabo el reciclado del Pu.

También debe tenerse en cuenta, como factor desfavorable, que los combustibles MOX irradiados deben ser almacenados temporalmente hasta que existan plantas de reproceso adecuadas para los mismos, y que no parece justificado su almacenamiento definitivo.

El ciclo cerrado con multireciclado de Pu puede realizarse en reactores LWR no mas de tres veces, o en reactores rápidos (FR, quemadores de Pu o reproductores).

Ambas posibilidades han sido estudiadas, desarrolladas y probados incluyendo el reproceso de los combustibles MOX irradiados, pero no a escala industrial o comercial, por lo que no existe oferta de servicios.

Llevar a cabo esta estrategia, supone una apuesta decidida por el uso de energía nuclear lo que llevaría consigo disponer, en primer lugar, de reactores LWR de 3ª generación (EPR, ABWR, AP600), de unos servicios de reproceso de combustibles MOX con alto grado de quemado (60.000 MW/tU o superior) y una oferta de servicios, para fabricación de combustibles MOX, superior a la actual. Debe tenerse muy en cuenta, a efectos económicos, para decidirse por esta estrategia, cual es el precio del concentrado ( $U_3O_8$ ) de uranio natural. En la actualidad este coste es superior a 140 €/kg  $U_3O_8$  todavía inferior al que se supone (300 €/kg  $U_3O_8$ ) para que esta estrategia pueda competir económicamente con el ciclo abierto.

Otra de las desventajas de esta estrategia es que los RAA vitrificados contendrán más elementos TRU que los procedentes del reproceso de combustibles UOX gastados.

### 1.3. Separación y transmutación (S&T) de AM y PF

Al comienzo de los años setenta del siglo pasado se publicó, en Japón, un documento titulado *Un sistema cerrado para la radiactividad*. Este documento señalaba la importancia que podría tener a largo plazo, la separación y transmutación de radionucleidos de vida larga. Desde entonces hasta la fecha se ha realizado un gran esfuerzo de I+D en diferentes países como EE.UU., Japón, Rusia y Francia incluyendo la UE, pero la S&T, tanto en su desarrollo como en su demostración están aún en su etapa de investigación. Los desarrollos más importantes se han logrado en el campo de la separación química, mientras que los desarrollos en el campo de la transmutación son más bien limitados debido a que es necesario realizar inversiones mayores. Por tanto, en este tipo de actividad, la cooperación internacional es indispensable para lograr una adecuada coordinación y una óptima utilización de recursos, tanto económicos como estructurales y humanos.

### Conocimientos y experiencias adquiridas

Se han desarrollado, principalmente, dos procesos hidrometalúrgicos para la separación de actínidos mayoritarios (U y Pu), actínidos minoritarios (Np, Am y Cm) y algunos productos de

fisión, presentes todos ellos en los CG tipo UOX. Estos dos procesos son: PUREX Extendido, en Francia, y UREX+, en EE.UU.

En el proceso PUREX Extendido se pueden obtener corrientes separadas de U, Pu, Np, Am, Cm, Tc, I y residuos líquidos de alta actividad, conteniendo productos de fisión, a partir de los cuales se pueden separar aislada o conjuntamente Cs y Sr, quedando finalmente una corriente de RLAA para ser vitrificados.

El proceso UREX+, desarrollado en el ANL (EE.UU.), pretende reducir el volumen de residuos y que el Pu no esté separado individualmente con objeto de reducir los riesgos de proliferación. Se obtienen las siguientes corrientes: U, Tc, Cs/Sr, Np/Pu, Metales Nobles y Zr, Am/Cm y RLAA. Estos dos procesos se han ensayado a escala de laboratorio pero su demostración a escala piloto no se ha realizado, por tanto no existen plantas comerciales ni servicios.

En lo referente a la transmutación, hasta el momento la experiencia se limita a la realizada con pequeñas cantidades de Actínidos Minoritarios (AM) en reactores rápidos experimentales. En Rusia, Japón y la UE, se están estudiando procesos pirometalúrgicos para el reproceso de combustibles gastados procedentes de sistemas transmutadores.

### **Principales retos tecnológicos pendientes**

Los principales retos tecnológicos pendientes son los siguientes:

- ▶ Demostración a escala industrial de los procesos de separación hidrometalúrgica, para AM y PF, con altos rendimientos de recuperación (99,9%).
- ▶ Fabricación de combustibles, muy específicos, para los sistemas transmutadores.
- ▶ Desarrollo y demostración de sistemas transmutadores como son nuevos tipos de reactores rápidos de IV generación, y sistemas accionados por acelerador (ADS). Los primeros, además de servir para la generación de energía, podrían servir, también, para la transmutación de Pu y algunos AM. Los segundos, exclusivamente para la transmutación de AM y pequeñas cantidades de Pu.
- ▶ Comportamiento de materiales y componentes frente a la radiación, temperatura y agentes químicos (refrigeración de sistemas transmutadores).
- ▶ Reproceso pirometalúrgico para combustibles de transmutación gastados con alto grado de quemado.

Muchas otras actividades de I+D deben ser realizadas en este campo, algunas de las cuales ya están en marcha en diferentes países pero que todavía no han alcanzado su desarrollo y demostración.

### **Horizonte temporal**

No es de esperar que las tecnologías de separación y transmutación, en su conjunto, se encuentren a escala comercial o de prestación de servicios hasta pasada la primera mitad de este siglo. Esto, contando con un amplio consenso y colaboración entre los diferentes países, líderes en tecnología nuclear en el mundo.

## Factores favorables

El único factor favorable es lo que se ha venido diciendo durante los últimos treinta años, "La S&T permitirá reducir hasta 100 veces el inventario radiotóxico de los RAA vitrificados que serán enviados al AGP". Si además se separan Cs y Sr, la potencia calorífica de los RAA vitrificados será mucho menor, lo que permitirá almacenar más volumen de RAA en la excavación realizada en el AGP, para tal fin. También se dice que la S&T permitirá una mejor aceptación del AGP por parte de la opinión pública. Sobre esto es muy difícil opinar.

## Factores desfavorables

En la situación actual es difícil evaluar el beneficio que puede representar un sistema completo de S&T, incluyendo el diseño del AGP y un análisis de coste/beneficio. Solamente una evaluación completa y rigurosa puede ayudar a contestar la pregunta si la S&T será efectiva y viable. Hoy en día no se puede contestar a esta pregunta.

Debe tenerse muy en cuenta que antes de realizar cualquier actividad de S&T se debe llevar a cabo el reproceso del UOX y MOX gastados. Existe un punto de vista generalizado, de que cualquier tipo de ciclo aplicado a la gestión del CG necesitará como etapa final un almacén geológico profundo bien para los CG o RAA vitrificados producidos.

### 1.4. Almacén Geológico Profundo

Los principales organismos internacionales (OCDE, OIEA, UE) consideran el almacenamiento geológico profundo como la solución más segura y viable para la gestión a largo plazo de los residuos radiactivos de alta actividad y larga vida. Este consenso se fundamenta en la capacidad de aislamiento y confinamiento que pueden aportar, a largo plazo, ciertas formaciones geológicas, siempre que éstas reúnan unas determinadas características de estabilidad, potencia (espesor), capacidad de retención y ausencia de vías preferentes de migración. El aislamiento que aporta la barrera geológica se complementa con la estabilidad del propio residuo, una vez acondicionado y encapsulado, y la colocación de un sistema de barreras de ingeniería en torno al termino fuente (el CG y los RAA), constituyendo así un conjunto de barreras múltiples y complementarias en sus funciones capaz de aislar el CG y los RAA de la biosfera de modo que se garantice que, incluso en hipótesis muy penalizantes para el sistema de barreras, la eventual liberación de radionucleidos desde el almacenamiento no suponga riesgos apreciables para el hombre y los ecosistemas.

### Conocimientos y experiencia adquirida

Uno de los aspectos mas importantes del almacenamiento geológico profundo es el largo período de tiempo para el que hay que demostrar que su funcionamiento no generará un impacto no aceptable al hombre y al medio ambiente. Esta evaluación requiere conocimientos muy precisos de cómo van a comportarse los componentes del repositorio. Para la obtención de ese conocimiento, las observaciones en laboratorios convencionales son imprescindibles pero su extrapolación es limitada. El desarrollo de laboratorios subterráneos y de estudios de análogos y sistemas naturales han suministrado un conjunto de datos y conocimientos muy valiosos para estimar, de forma razonablemente segura, mediante el uso de modelos numéricos, cómo será el comportamiento de un repositorio a largo plazo. El desarrollo del AGP

(la selección del emplazamiento, de los conceptos de almacenamiento, su proyecto constructivo y su construcción), su operación y su clausura, es un proceso largo, que tendrá lugar durante varias décadas. La mayoría de los países que han tomado decisiones sobre el desarrollo de un AGP, prevén la toma de decisiones por etapas. La posible recuperabilidad de los residuos juega un papel muy relevante en la concepción de los sistemas de almacenamiento, ya que permitiría revertir decisiones tomadas en su momento, si fuese necesario.

Esta aproximación iterativa o “paso a paso” supone:

- ▶ La obtención y evaluación de la información científica y técnica sobre los diferentes componentes del sistema de almacenamiento
- ▶ El desarrollo de los conceptos de almacenamiento
- ▶ La evaluación de emplazamientos candidatos a albergar el AGP
- ▶ Estudios iterativos sobre el proyecto de las instalaciones del repositorio y evaluaciones de su seguridad, con datos mejorados progresivamente
- ▶ Revisiones técnicas y del organismo regulador
- ▶ Consultas públicas
- ▶ Decisiones políticas

Esta flexibilidad permitirá resolver, los principales retos pendientes de esta tecnología, que se relacionan con:

- ▶ Los problemas de opinión pública, fundamentalmente derivados de la oposición de grupos anti-nucleares a los estudios de emplazamientos para el AGP
- ▶ La dificultad de realizar estimaciones sobre la seguridad del almacenamiento a muy largo plazo

Los estudios de seguridad y de evaluación del comportamiento realizados sobre diferentes conceptos de almacenamiento muestran resultados inferiores en varios órdenes de magnitud a los valores de referencia recomendados por los organismos supranacionales competentes en la materia, lo que nos muestra la robustez del concepto propuesto y nos da una estimación de la seguridad del sistema. Los trabajos de intercomparación de estudios de seguridad auspiciados por la NEA y la UE muestran que, a largo plazo, son solo un número limitado de radionucleidos, fundamentalmente I-129, C-14, Cl-36, Cs-135, Se-79 y Tc-99, para el caso del CG, los que presentan interés por su mayor contribución a las tasas de dosis.

Aunque existe un retraso generalizado con las previsiones realizadas en los años 80 respecto a la puesta en marcha de estas instalaciones, dos países: Estados Unidos, que ya tiene un AGP en operación para residuos tipo TRU, procedentes del programa de defensa, y Finlandia, han

designado el emplazamiento donde se construirá el AGP y tienen prevista su operación antes de 2020. Suecia, Francia y Alemania, cuentan con laboratorios subterráneos avanzados, pero aún no han designado el emplazamiento para la construcción del AGP. No obstante, Suecia y Francia prevén su operación hacia 2025.

### **Principales retos pendientes**

Demostrada la viabilidad global del almacenamiento, estando disponibles las tecnologías necesarias para su desarrollo y estimados con prudencia sus costes, el principal reto pendiente es más social que tecnológico: la toma de decisiones sobre el emplazamiento donde, en el caso de que los trabajos de caracterización resulten positivos, se construiría el almacenamiento. Algunos países, como se ha comentado en el párrafo anterior, ya han resuelto este problema, y otros están próximos a hacerlo. Tal es el caso de Francia, que ya ha elegido la formación geológica y está caracterizado la misma mediante un laboratorio subterráneo, y Suecia, donde la agencia de gestión de residuos (SKB) elegirá en cual de los dos emplazamientos candidatos actualmente en estudio (Forsmark y Laxemar, ambos en proximidad de centrales nucleares) se construirá el almacenamiento, previendo presentar en 2008 la licencia de construcción del mismo.

Dependiendo de las características del emplazamiento se optimizarán algunos aspectos del concepto de almacenamiento:

- ▶ Decisión final sobre la estrategia de duración del contenedor y evaluación del horizonte de estanqueidad:  $10^4$  (aceros no aleados) a  $10^6$  (Cu-Acero) años. Estudios de materiales y procesos de fabricación.
- ▶ Influencia de la duración de la reversibilidad/recuperabilidad
- ▶ Interacción contenedor/materiales de relleno y sellado

A la vez se profundizará en su marco tectónico, evolución climática y efectos antrópicos y se mejoraran las bases termodinámicas. En el laboratorio subterráneo, se llevaran a cabo ensayos de larga duración sobre el comportamiento térmico, hidráulico, químico y mecánico del campo próximo [CNE-06].

### **Aportación a la gestión del CG y RAA**

Las tecnologías disponibles para el desarrollo del AGP están disponibles a costes asumibles y algunos países: Estados Unidos, Francia, Suecia, Finlandia,..., han tomado o van a tomar decisiones para su implementación en la próxima década, con un planteamiento flexible que, minimizando la carga a generaciones futuras y respetando su capacidad de decisión, permitirá que la generación que se esta beneficiando de la energía nuclear provea soluciones definitivas para los residuos generados.

En definitiva: el AGP es la única alternativa tecnológica actualmente disponible que permite, a costes asumibles y con tecnologías que no difieren de las utilizadas habitualmente en proyectos industriales similares, que la mayoría de los países con programas de generación nuclear relevantes, finalicen cualquier opción de gestión del combustible nuclear gastado sin

grandes dependencias tecnológicas de terceros países, si así lo considera su estrategia. En todo caso, dado que la transmutación de los vitrificados no es viable, también es una opción necesaria para aquellos países que hayan reprocesado y vitrificado su CG. Por último, en el hipotético caso de que, previsiblemente no antes de 100 años, la transmutación alcanzase desarrollo industrial, el AGP también sería necesario para los residuos de actividad intermedia y larga vida generados en los procesos de separación y para los materiales no transmutables.

## 2. Influencia del tipo de gestión en las instalaciones de almacenamiento

### 2.1. Necesidades de almacenamiento temporal en función de la opción de gestión del CG

#### Almacenamiento temporal en caso de ciclo abierto

Una vez utilizado en el reactor, el combustible gastado es descargado en piscinas en el recinto de la central donde se produce su enfriamiento. Normalmente la capacidad de almacenamiento de la piscina de la central es inferior a las necesidades derivadas del combustible gastado producido durante la vida operativa de la central.

La limitación de capacidad de la piscina de la central unida a otras razones, como son la conveniencia de un periodo de enfriamiento del combustible gastado del orden de unos 50 años previamente a su almacenamiento en un AGP hacen necesario un aumento de la disponibilidad de almacenamiento temporal adicional a las piscinas de las centrales.

Para los grados de quemado habituales en reactores de agua ligera y después de un periodo de enfriamiento en la piscina de la central, habitualmente superior a 10 años, la tecnología de almacenamiento temporal adicional más frecuentemente utilizada está basada en almacenamiento en seco, debido a sus ventajas operativas y de coste. El combustible gastado estará confinado en estas instalaciones de almacenamiento temporal, bien individuales para cada central bien centralizadas para el combustible gastado procedente de varias centrales, hasta que puedan ser almacenados en un AGP.

La vida de diseño para estas instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado oscila entre los 50 y 100 años. Vidas de mayor duración estarían condicionadas a desarrollos adicionales en materia de durabilidad y envejecimiento de estructuras y hormigones y análisis de coste – beneficio, operativos, radiológicos, etc.

#### Almacenamientos temporales en los casos de ciclos cerrados de Pu

El reproceso y posterior reciclado de los materiales fisionables, Pu fundamentalmente, recuperados en ciclos cerrados actuales o futuro, lleva asociada la necesidad de almacenamiento temporal de los diferentes materiales y residuos que se van generando en esos procesos hasta el destino definitivo de los mismos:

- **Uranio separado:** El proceso PUREX de reproceso actualmente utilizado a escala industrial, separa el uranio presente en el combustible gastado. El uranio separado en el reproceso incorpora isótopos como el  $U^{232}$  y  $U^{236}$ , trazas de productos de fisión y

transuránicos que dificultan y encarecen su reutilización, haciéndola no competitiva a los precios que ha venido registrando el concentrado de uranio natural. Esta circunstancia ha originado que, salvo pequeñas cantidades utilizadas en proyectos de demostración, prácticamente la totalidad del uranio separado procedente de reproceso se encuentre en almacenes temporales, en espera de destino.

- ▶ **Plutonio:** La mayor parte del plutonio recuperado en el reproceso permanece también en almacenes temporales al ser mayor la cantidad separada que la utilizada en fabricación de combustibles tipo MOX. Se estima que las cantidades de plutonio de procedencia civil almacenadas temporalmente a nivel mundial superan las 200 t de  $\text{PuO}_2$  [ISI-00]. Debe tenerse muy en cuenta el decaimiento del isótopo Pu-241 en Am-241, lo que hará disminuir el contenido de material fisionable en el Pu almacenado.

Los almacenes temporales de plutonio son instalaciones complejas con estrictos requerimientos de criticidad, disipación de calor, protección física, radiológica, y salvaguardias. También debe considerarse la necesidad de disponer de almacenes temporales de óxidos mixtos MOX y de elementos combustibles tipo MOX. Este tipo de almacenes no deben ser de gran capacidad y pueden ubicarse en la propia instalación de fabricación de combustibles MOX.

- ▶ **Combustibles MOX irradiados:** Después de su reciclado, en reactores térmicos o en rápidos, los MOX gastados deben ser almacenados temporalmente a la espera bien de un nuevo reproceso o de su almacenamiento geológico definitivo. El mayor calor residual de estos combustibles en comparación con los del tipo UOX procedente de los reactores tipo LWR, dificulta su almacenamiento en seco. También por el mismo motivo es aconsejable prolongar su periodo de enfriamiento previo a su colocación en un AGP en comparación con el requerido para los combustibles gastados del tipo UOX.
- ▶ **Residuos de alta actividad vitrificados:** Contendrán actínidos minoritarios y productos de fisión y requerirán instalaciones de almacenamiento temporal con especificaciones de disipación de calor, blindaje y protección radiológica. La duración prevista para su almacenamiento temporal es del orden de 50 años, si bien podría ser incluso mayor debido a las ventajas que un periodo de enfriamiento más prolongado puede tener para la optimización del diseño y coste del AGP destino final de estos residuos.

Los ciclos con reciclado múltiple de Pu, requerirán aún mayor capacidad de almacenamiento temporal para los residuos de alta actividad vitrificados.

- ▶ **Residuos de media actividad y vida larga:** Son aquellos generados en los procesos de reproceso y en la fabricación de combustible MOX, que no pueden ser almacenados definitivamente en superficie y deben esperar a su almacenamiento geológico definitivo en un AGP.

En resumen, las opciones de gestión del CG basados en reproceso hidrometalúrgico y reciclado del Pu, bien en reactores LWR o FR, presentan una mayor tipología de concentrados de

materiales y residuos radiactivos, comparados con el ciclo abierto que requieren ser almacenados temporalmente en instalaciones adaptadas a sus características.

### **Almacenamientos temporales en el caso de ciclos cerrados avanzados con S&T**

Además de los almacenamientos temporales necesarios para los ciclos cerrados de Pu, en el caso de los ciclos cerrados avanzados con separación y transmutación de AM y algunos PF, dado que existirá una mayor tipología de materiales separados y residuos radiactivos producidos, será necesario disponer de una mayor variedad de almacenamientos temporales:

- ▶ **Residuos líquidos de alta actividad.** Procedentes del reproceso PUREX, de ellos se deben separar los AM (Np, Am, Cm) y algunos productos de fisión (Cs y Sr). Esta operación no se podrá realizar inmediatamente después del reproceso, por lo que se debe disponer de un almacén temporal de estos líquidos de alta actividad lo mas prolongado posible. Este almacenamiento se debe realizar en depósitos de acero inoxidable con doble pared, refrigeración con agua y agitación con aire. La capacidad de estos depósitos suele estar entre 50 y 100 m<sup>3</sup> y deben estar provistos de altas medidas de seguridad.
- ▶ **Actínidos minoritarios (AM) y productos de fisión (PF).** Los AM deberán ser almacenados temporalmente antes de la fabricación de elementos combustibles o blancos de irradiación para la transmutación, bien en reactores rápidos (FR) o en sistemas subcríticos accionados por un acelerador (ADS). Para los elementos combustibles de los FR se han propuesto carburos de U empobrecido y Pu mezclados con pequeñas cantidades ( $\leq 5\%$ ) de AM y para los destinados a los ADS se han propuesto nitruros de AM con pequeñas cantidades de Pu disperso en una matriz de nitruro de circonio libre de uranio para evitar la formación de nuevos TRU.
- ▶ **Los combustibles transmutados** necesitarán un almacén temporal antes de su reproceso, que será de tipo pirometalúrgico, debido a su alto grado de quemado y altas temperaturas, pero que no requerirá un tiempo de enfriamiento prolongado.
- ▶ **Los residuos radiactivos** producidos en el ciclo cerrado avanzado con S&T de AM serán de topología diferente a los generados en los ciclos cerrados con reciclado de Pu, por lo que su gestión será también diferente. Entre estos nuevos tipos de residuos cabe mencionar los residuos de espalación y de transmutación en ADS, que requerirán un cierto almacenamiento temporal antes de su almacenamiento definitivo,

### **2.2. Influencia en el AGP de las diferentes opciones de gestión del CG**

El AGP es una instalación necesaria en cualquiera de las alternativas de gestión del combustible nuclear gastado. Las características básicas y objetivos de seguridad exigidos a esta instalación en cualquiera de las alternativas son los mismos, si bien las diferentes cantidades y tipologías de los residuos a almacenar tendrán influencia en el tamaño, coste y riesgo potencial asociado del AGP.

La comparación del impacto ocasionado en el AGP por las diferentes opciones de gestión del CG se ve dificultada por la falta de definición precisa, en el momento actual, de los tipos

y cantidades de residuos que se generarían en los ciclos avanzados, en especial en aquellos casos en que el reproceso deba realizarse mediante procesos de tipo pirometalúrgico.

Conviene así mismo comentar con respecto a los residuos vitrificados generados en el reproceso realizado en las plantas industriales actualmente en operación, que los actínidos minoritarios contenidos en dichos vidrios no podrán ser posteriormente transmutados, aunque tal tecnología alcance en el futuro la madurez industrial [CNE-06]. Ello significa que los residuos vitrificados que se han venido produciendo y los que previsiblemente seguirán produciéndose los próximos 30 / 40 años, tendrán una influencia determinante en el diseño y características del AGP de aquellos países que reprocesen, o vayan a reprocesar sus combustibles gastados tipo UOX en las instalaciones actuales.

### **Efectos en el tamaño y coste del AGP**

Para una misma cantidad de energía eléctrica producida, el tamaño requerido para un AGP que almacenara el combustible gastado tipo UOX en caso de un ciclo abierto, sería muy similar al necesario para almacenar los residuos vitrificados y combustible MOX irradiado procedentes del ciclo cerrado actual con un único reciclado de Pu. Las razones son:

- ▶ Las dos principales variables que influyen en el tamaño, y por tanto en el coste de un AGP, son el volumen de los residuos a almacenar y el calor residual de los mismos a ser disipado en el almacén.
- ▶ El volumen de los residuos vitrificados y MOX irradiado destinados al AGP en el caso del ciclo cerrado actual es inferior al correspondiente del combustible gastado en ciclo abierto. Sin embargo la proporción de Pu, Np, Am, y Cm contenidos en los MOX gastados es mayor al contenido en el combustible gastado del ciclo abierto, siendo por tanto también mayor la potencia calorífica residual a ser disipada.
- ▶ A efectos del diseño del AGP, el menor volumen de residuos a almacenar en el ciclo cerrado, está compensado por la mayor cantidad de calor residual a disipar en esta opción. Por esta razón, el tamaño requerido para el AGP y por tanto su coste, se prevén similares en la alternativa de ciclo abierto que en la de ciclo parcialmente cerrado con un único reciclado de Pu.

Adicionalmente habría que tener en cuenta, las necesidades de almacenamiento geológico de alguno de los residuos de media actividad y larga vida generados en los procesos del ciclo cerrado, penalizando el tamaño y costes del AGP requerido en esta opción.

En caso de reciclados múltiples de Pu en ciclo cerrado, no se reduce significativamente el calor residual a disipar de los residuos de alta actividad destinados al AGP por unidad de energía eléctrica producida, respecto al mismo ciclo con un único reciclado. Por ello, no varía significativamente el volumen de excavaciones a realizar en el AGP ni tampoco su coste.

Sin embargo en caso de ciclo cerrado avanzado con transmutación, la reducción de excavaciones de galerías en el AGP podría ser apreciable. Así por ejemplo en caso de que el

AGP se construyera en una formación arcillosa, los residuos procedentes de un ciclo cerrado avanzado basado en reactores rápidos utilizando combustible de carburo y reproceso realizado mediante pirometalurgia, la eventual reducción del tamaño del AGP, por unidad de electricidad producida, sería de 3,5 veces en comparación con el almacenamiento de combustible gastado en la opción de ciclo abierto [NEA-06]. De nuevo esta ventaja comparativa se vería penalizada, al menos parcialmente, por los volúmenes de residuos de media actividad y vida larga generados en los diferentes procesos de este tipo de ciclo que deberían ser almacenados en el AGP.

Es importante también hacer una mención al efecto del tiempo de enfriamiento de los residuos que van a ser almacenados en el AGP en los volúmenes de excavación de éste. Al ser el calor residual a disipar de los residuos almacenados una variable crítica para determinar la dimensión del AGP, parece evidente que a periodos más prolongados de enfriamiento previamente a su disposición en el AGP, menor será el tamaño requerido para ésta instalación.

Los datos ofrecidos en los párrafos anteriores corresponden a periodos de enfriamiento de 50 años. Si se ampliara el periodo de enfriamiento hasta los 200 años la reducción del calor residual de los residuos a ser disipado en el AGP por unidad de energía eléctrica producida, disminuiría en un factor de 3,6 en el caso del ciclo abierto, de 4 en el caso de ciclo parcialmente cerrado con un solo reciclado, de 6 si el reciclado es múltiple, y llegaría a ser de 30 veces en el caso de los residuos de alta actividad procedentes del ciclo cerrado avanzado con separación y transmutación [NEA-06]. Ello no significa que el tamaño y coste del AGP pueda reducirse en la misma proporción debido a las limitaciones de transmisión del calor, tanto en el medio natural como en las barreras de ingeniería establecidas en los diferentes conceptos de AGP.

### **Impacto en el análisis de seguridad del AGP**

El principal indicador en la evaluación de seguridad de un almacenamiento final de residuos de alta actividad (RAA) es la dosis anual efectiva recibida por un miembro representativo del grupo crítico afectado por el almacén. La comparación de dicha dosis con los límites máximos establecidos por las autoridades de seguridad y protección radiológica, complementada con la consideración del tiempo y duración de la exposición, permite evaluar la seguridad de la instalación.

El reciclado múltiple del Pu en el ciclo cerrado y la transmutación de actínidos minoritarios en los ciclos cerrados avanzados, permitiría reducir el inventario radiológico de los residuos a almacenar en el AGP y por tanto la radiotoxicidad de los mismos, en comparación con el combustible gastado que sería almacenado en el caso del ciclo abierto. Sin embargo la dosis efectiva recibida no se diferenciaría sustancialmente entre los diferentes tipos de ciclos. La razón es que el impacto radiológico en situación normal de almacenamiento estaría motivado por productos de activación y de fisión de larga vida como el Cl36, C14, I129, Cs135, etc., principales contribuyentes al riesgo radiológico a largo plazo y cuya transmutación no es posible o no parece factible.

Como conclusión a lo comentado en los párrafos anteriores parece de interés poner de manifiesto la opinión emitida por la Comisión Nacional de Evaluación de Francia en su Informe Global de Evaluación a la Asamblea de la República el pasado 13 de enero de 2006 [CNE-06]:

*La CNE considera que finalmente la separación – transmutación responde al principio de precaución medioambiental más que a la búsqueda de una disminución del riesgo real ocasionado por la presencia en profundidad de residuos de alta actividad vitrificados. Por el contrario, siempre existirán en los residuos de vida larga otros productos de fisión y de activación no transmutables que será necesario depositar en almacenamiento geológico.*

### 3. Consideraciones económicas

El objeto de este apartado es facilitar información sobre el orden de magnitud de los costes de las diferentes opciones de gestión del combustible gastado y de las actividades y procesos que las constituyen. Los datos de partida se han obtenido de los principales estudios que se han publicado en los últimos años sobre esta materia y cuya referencia bibliográfica se indica al final de este capítulo. La única aportación realizada en este trabajo es la homogeneización de la información disponible al objeto de presentar los resultados estimados de forma comparable y sencilla. No se pretende por tanto entrar en la discusión sobre la idoneidad de las metodologías utilizadas en los diferentes estudios ni en la bondad de las hipótesis de coste o de otros parámetros supuestas en los mismos, sino simplemente se busca poner de manifiesto sus principales resultados y adaptarlos al contexto de este informe.

Conviene aclarar que cuando se hace referencia al coste de producción de electricidad de un ciclo, nos referiremos al coste total de producción, incluyendo tanto los costes de inversión, operación y mantenimiento de las centrales nucleares productoras de electricidad, como los correspondientes al ciclo del combustible (primera parte, previa a su entrada en el reactor y segunda parte, una vez retirado del reactor como combustible gastado). Sin embargo cuando se hace referencia al coste del ciclo de combustible sólo se incluyen los costes del combustible, tanto los correspondientes a la primera parte del ciclo como a los de la segunda, sin incluir por tanto los relativos a la central.

#### 3.1. Ciclo abierto

En esta opción se pueden distinguir como principales actividades el almacenamiento temporal, y la gestión final del combustible gastado mediante su encapsulado y posterior colocación en un almacenamiento geológico profundo.

##### **Almacenamiento temporal del combustible gastado**

Por las características temporales de esta etapa, en la que la vida requerida para el almacén del combustible gastado es superior a la del reactor donde se ha utilizado, se entiende a efectos de costes que el combustible gastado es almacenado en una instalación situada fuera del entorno de la central de la que procede.

Entre los diferentes estudios de costes realizados en los últimos años, se han seleccionado aquellos que vienen, bien soportados por la experiencia operativa como es el caso de CLAB en Suecia [SKB-03] o del estudio de la NEA, Advanced Nuclear Fuel Cycles and Radioactive Waste Management [NEA-06] que recoge la experiencia del conjunto de países miembros de dicha organización, bien por la importancia del estudio más amplio en que están incluidos como es el caso del informe del Belfer Center de la Harvard University [NUT-05] o del de SAPIERR (Support Action: Pilot Initiative for European Regional Repositories) [SAP-05]. También se ha tenido en cuenta los datos de coste del ATC estimados en el PGRR español.

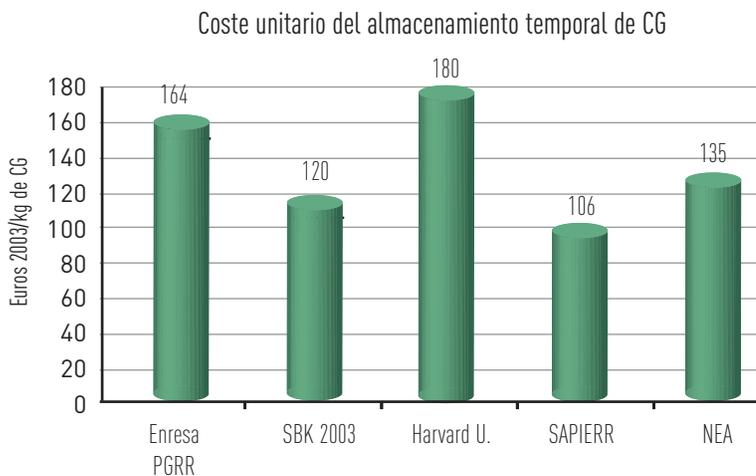
Los resultados de los costes unitarios estimados a partir de los estudios indicados, se representan en la [tabla 6.1](#) y en la [figura 6.1](#). Estos costes incluyen todas las actividades de emplazamiento, relación con el entorno, construcción, operación y desmantelamiento del almacén.

Tecnología	Instalación	Origen de la información	Coste unitario (€2003/kgU CG*)
Seco	ATC	Enresa PGRR	164
Piscina	CLAB	SKB 2003	120
Seco	Genérica**	Harvard U.	180
Piscina	Genérica**	SAPIERR	106
Seco	Genérica**	NEA	135

\* Excluidos la vaina envolvente y resto de materiales estructurales

\*\* Costes estimados en base a diferentes instalaciones

**Tabla 6.1. Coste unitario de instalaciones de ATC.**



**Figura 6.1. Coste unitario de instalaciones de ATC de combustible gastado.**

De las figuras anteriores y de los estudios indicados como referencia parece deducirse que:

- El coste unitario de una instalación de almacenamiento temporal a largo plazo de combustible gastado está comprendido entre 100 y 200 € / kgU de CG. De acuerdo con ello podemos estimar una contribución media al coste total de producción eléctrica de origen nuclear a causa del almacenamiento temporal a largo plazo entre 0,04 y 0,08 c€ / kWh<sup>1</sup>.

<sup>1</sup> Supuesto un grado de quemado el CG de 43.000 MWd / tU y una producción eléctrica de 400 MWh / kg U.

- ▶ Las variables que tienen mayor influencia en el coste de esta actividad son el tipo de tecnología elegido, la economía de escala de la instalación, el transporte desde la central al almacén y de éste al AGP, los incentivos sociales a su ubicación y las instalaciones complementarias a la operación.
- ▶ La incertidumbre asociada a las cifras de coste presentadas es baja debido a la experiencia de varias décadas habida en este tipo de actividad. Las variaciones de coste entre los estudios se explican principalmente por las diferentes tecnologías, capacidades y emplazamientos de las instalaciones a que están referidos.

### Coste de la gestión final del combustible gastado procedente de un reactor de agua ligera

El encapsulado del combustible gastado y su almacenamiento final en una formación geológica son las actividades incluidas en la gestión final del mismo como ciclo abierto. Al objeto de conocer los costes estimados para esta fase del ciclo, se han considerado las últimas estimaciones contenidas en los programas oficiales de España (PGRR), EEUU [DOE-01], Finlandia [POS-05] y Suecia [SKB-03] y los estudios antes comentados de SAPIERR y de la NEA.

En la figura 6.2 se incluyen los costes unitarios de la gestión final por kg de combustible gastado estimados a partir de los documentos citados. La fracción del coste unitario total imputado al encapsulado oscila desde el 18% del caso del DOE americano hasta el 30% previsto por el SKB sueco, correspondiente el resto al AGP.

Coste unitario de la gestión final del CG

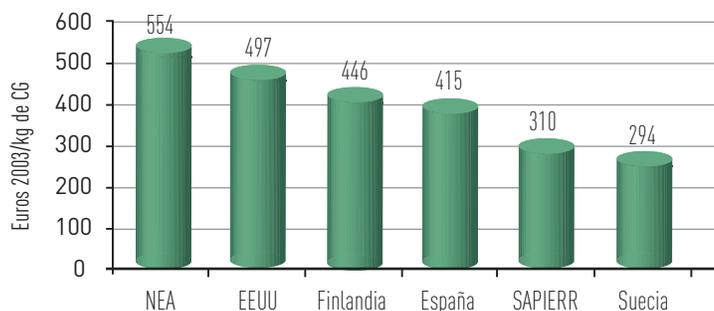


Figura 6.2. Coste unitario de la gestión final del combustible gastado.

De la figura anterior y de los estudios indicados como referencia parece deducirse que:

- ▶ El coste unitario de la gestión final de esta opción está en entre 300 y 600 €/ kg de U. De acuerdo con ello podemos estimar una contribución media al coste unitario de producción eléctrica de origen nuclear a causa de la gestión final del combustible gastado de entre 0,1 y 0,2 c€/ kWh, correspondiendo entre 0,025 y 0,055 c€/ kWh al encapsulado y entre 0,08 y 0,15 c€/ kWh al AGP.

- Las variables que parecen tener mayor influencia en el coste del AGP son el tipo de roca elegido para albergar el almacén y el concepto de almacenamiento en que se basa su diseño. La economía de escala de la instalación parece también una variable a tener en cuenta para supuestos con el mismo tipo de roca y diseño similar, tal como se aprecia al comparar los casos de Suecia y Finlandia.

Por su parte, el coste del encapsulado depende principalmente de la duración exigida a la integridad de la cápsula, lo que condiciona el tipo de material, espesor de la cápsula y diseño a utilizar.

En la actualidad no existen aún instalaciones industriales de encapsulado ni de almacenamiento geológico de combustible gastado procedente de reactores de agua ligera, por lo que las cifras de costes estimadas en los diferentes informes considerados son fruto del esfuerzo de I+D, diseños conceptuales y laboratorios subterráneos desarrollados durante los últimos veinte años. Debe entenderse por tanto que las cifras de costes indicadas tienen aún un cierto grado de incertidumbre asociada.

### Coste unitario de la producción de energía eléctrica de un reactor de agua ligera con ciclo abierto del combustible gastado.

En base a los estudios de la NEA [NEA-06] y de la Harvard University [NUT-05] y tal como se aprecia en las estimaciones basadas en instalaciones representativas de este tipo de ciclo recogidas en la **Figura 6.3**, la inversión en la central representa alrededor del 62% del coste unitario de producción, a la operación y mantenimiento de la central corresponde el 22%, el coste de la primera parte del ciclo (concentrado de uranio natural, conversión, enriquecimiento y fabricación del combustible) contribuye al 11% del total, mientras que el coste de la segunda parte del ciclo (almacenamiento temporal, encapsulado y almacenamiento final en el AGP) es sólo del orden del 5% del coste unitario total.

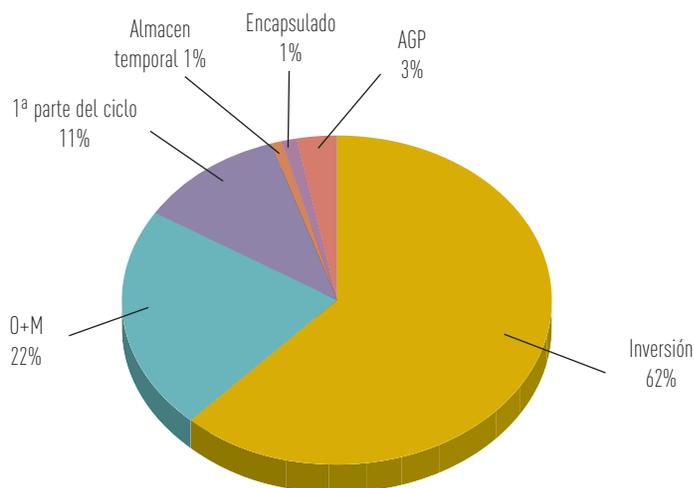


Figura 6.3. Estructura del coste unitario de producción eléctrica en ciclo abierto.

### 3.2. Ciclo cerrado

En esta alternativa el combustible gastado es reprocesado para el posterior reciclado del Pu, y en su caso del U, como combustible tipo MOX, bien por una única vez en reactores de agua ligera, bien una o múltiples veces en reactores rápidos. Los RAA generados en el reproceso, así como los combustibles gastados que no sufran un nuevo reproceso, serán destinados a su almacenamiento final en un AGP. Los costes asociados al reciclado en LWR son diferentes a los del reciclado en FR por lo que se presentan separadamente.

Las referencias que han servido de base para las estimaciones de coste incluidas en este apartado son las ya comentadas de la NEA y de la Harvard University. Ambos estudios consideran como caso base un precio del concentrado de uranio natural de 50 \$/kgU.

#### Ciclo cerrado mediante reciclado de Pu en reactores LWR

A la hora de comparar los costes unitarios de producción de electricidad del ciclo abierto con los del reciclado en reactores tipo LWR, ambos estudios dan resultados similares reconociendo un coste ligeramente superior del ciclo cerrado respecto al ciclo abierto. El estudio de Harvard University estima la diferencia en 0,13c\$/ kWh mientras el de la NEA lo hace entre un 3 o 4% por encima del correspondiente al ciclo abierto, lo que viene a ser prácticamente igual al valor estimado en el estudio de Harvard.

Al ser el mismo tipo de reactor en el que se realizan ambos ciclos, la diferencia de coste hay que explicarla por la diferencia en el coste del ciclo de combustible. Con respecto al coste del conjunto del ciclo (primera y segunda parte), el ciclo cerrado es del orden de un 20% más caro que el ciclo abierto [NUT-05], o lo que es equivalente, el coste de la segunda parte del ciclo del combustible en el ciclo cerrado es alrededor de un 80% superior al de la segunda parte del ciclo abierto [NEA-06].

En el estudio de Harvard, el coste unitario de producción de electricidad de ambos ciclos sólo se igualaría para un precio del mineral de uranio de 370 \$ / kg U. El estudio de la NEA lo estima en 440 \$ / kg U.

La incertidumbre asociada a los costes indicados viene explicada principalmente por la inexistencia de almacenamientos geológicos en operación para la validación de las estimaciones.

#### Ciclo cerrado mediante reciclado en reactores rápidos

En la comparación de costes unitarios de producción de electricidad del ciclo abierto con los de la producida en ciclo cerrado de Pu en reactores rápidos, hay una diferencia apreciable entre ambos estudios, pues si bien ambos estiman un mayor coste del ciclo cerrado, el estudio de Harvard considera una diferencia de 0,7 c\$/ kWh mientras el de la NEA la evalúa en el orden del 8%, esto es entre 0,30 y 0,35 c\$/ kWh. La diferencia principal de esta discrepancia hay que encontrarla en que el estudio de Harvard supone un único reciclado mientras que el de la NEA supone reciclados múltiples.

El estudio de la NEA estima además que el coste del ciclo cerrado del combustible, sin tener en cuenta la diferencia de los costes de los respectivos reactores, es del orden del 16% mayor que

el ciclo abierto. En el estudio de Harvard, el coste unitario de producción de electricidad de ambos ciclos sólo se igualaría para un precio del concentrado de uranio natural de 340 \$/ kg U. El estudio de la NEA lo estima entre 140 y 230 \$/ kg U, según el tipo de reactores rápidos utilizado.

La incertidumbre asociada a esta opción es muy elevada, ya que además de la falta de referencias del AGP y del reciclado múltiple del Pu a escala industrial, se ve incrementada por el incierto coste de inversión y de operación y mantenimiento de los futuros reactores rápidos, estimándose sea superior al 84% del coste total unitario de producción (coste de los reactores LWR actuales en el ciclo abierto) [NEA-06].

### 3.3. Ciclo cerrado avanzado con separación y transmutación de AM

La bibliografía referida a esta opción se centra esencialmente en aspectos relacionados con la viabilidad científica y tecnológica de la misma, por ello las estimaciones de costes realizadas son escasas, limitadas en general a aspectos parciales y con una incertidumbre asociada muy grande.

De los dos estudios que estamos considerando como referencia principal, el de Harvard se limita a concluir que *“la separación y transmutación no será económica mientras el coste de la gestión final del combustible gastado en el caso del ciclo abierto no supere los 3.000 \$/ Kg U”*, es decir entre cinco y diez veces el coste estimado actualmente para esta opción. Da, sin embargo, un mejor margen a la opción de reactores rápidos refrigerados por gas y utilizando combustibles de carburo (Generación IV), al apreciar que sus costes pueden ser eventualmente menores, si bien considera necesario esperar a desarrollos adicionales de esta tecnología antes de dar una estimación económica consistente de sus costes.

El estudio de la NEA hace un esfuerzo de estimación de costes más amplio, incluyendo, a pesar de las incertidumbres asociadas, diferentes tipos de ciclos avanzados con separación y transmutación. La fiabilidad de estas estimaciones es muy baja debido a la falta de definición de las principales instalaciones y procesos de estos ciclos:

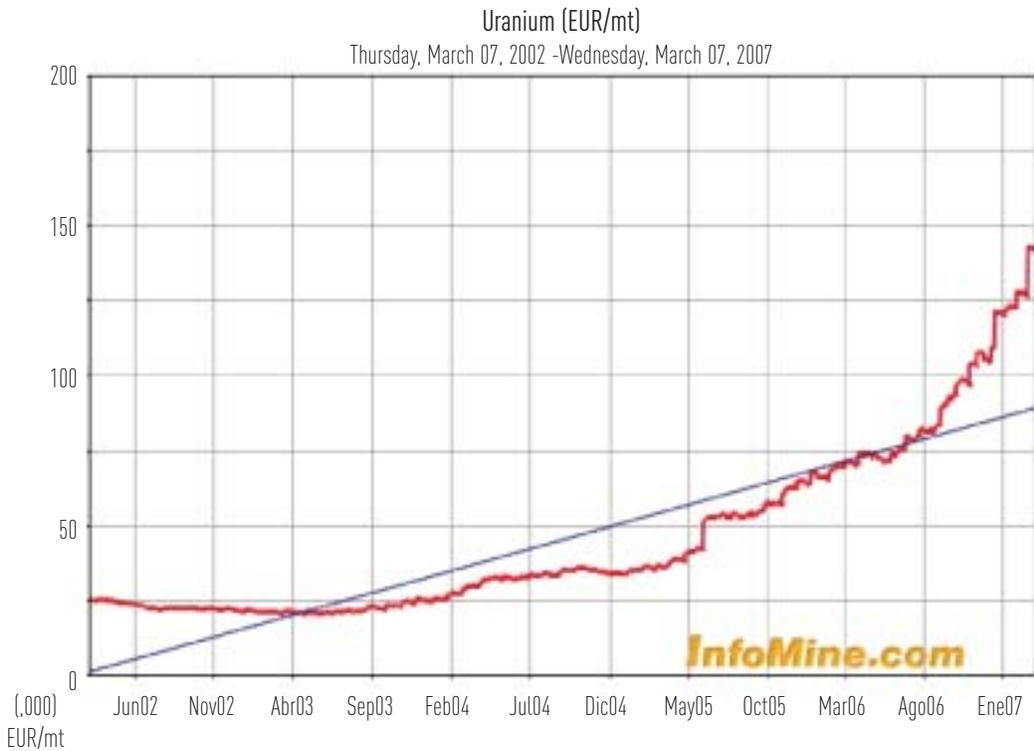
- ▶ En los casos de ciclos basados en un mix de reactores rápidos y de ADSs, el incremento estimado, en el citado estudio, del coste unitario de producción de electricidad respecto al del ciclo abierto, oscila entre el 10 y el 20%, dependiendo de la configuración del ciclo cerrado considerada, mientras que el coste relativo al ciclo del combustible, supera al del ciclo abierto entre el 30 y el 70%.
- ▶ Entre los ciclos basados en reactores rápidos, los que parecen ofrecer menores costes son los refrigerados por gas y utilizando combustible de tipo carburo. La estimación del incremento del coste unitario de producción de electricidad respecto al correspondiente al ciclo abierto es del orden del 20%, si bien este valor está afectado por la incertidumbre más alta de las alternativas estudiadas. El estudio estima que en esta opción, los costes de inversión, operación y mantenimiento del reactor representarían el 90% del coste total de producción eléctrica, representando el coste del ciclo de combustible el 10% restante.

### 3.4. Evolución del precio del uranio

En consideración a que en la estimación del coste de algunas de las opciones de gestión, el precio del concentrado de uranio natural es una de las variables relevantes, se incluye en este

apartado información sobre su evolución durante los últimos años, así como datos de base que pueden ayudar a entender posibles proyecciones futuras del mismo.

En la **figura 6.4** se incluye la evolución del precio del mercado spot del uranio durante los últimos cinco años, según información facilitada por INFOMINE. Si bien durante los años ochenta, noventa y principios de los dos mil, el precio del concentrado de uranio ha venido oscilando entre los 20 y los 35 \$/kg U, a partir de 2004 el precio viene registrando un importante y continuo aumento, hasta situarse actualmente en el entorno de los 150 \$ / kg U, tal como se aprecia en la figura indicada.



**Figura 6.4.** Evolución del precio "spot" del concentrado de uranio natural desde abril 2002.

El rápido incremento del precio puede explicarse por el retraso de la oferta en seguir los incrementos de la demanda, aunque éstos hayan sido moderados. Los bajos precios que han dominado el mercado en el pasado obligaron a cerrar muchas minas, quedando en operación sólo las de menor coste. El rápido aumento de los precios y la incertidumbre sobre la duración de los nuevos niveles de los mismos, no ha facilitado la reapertura de explotaciones al ritmo que hubiera sido oportuno. Sí se ha producido en 2004 y 2005 un importante aumento, del 40% anual, de las inversiones mundiales en exploración, alcanzando en 2005 la cifra de 200 millones de \$. Parece por tanto previsible una estabilización e incluso una disminución de los precios "spot" actuales en el medio plazo, una vez se incorpore al mercado producción adicional, tanto por ampliación de explotaciones ya operativas como de la de nuevos yacimientos

Según se indica en la revisión del año 2005 del *Libro rojo del Uranio* [NEA, AIEA-06], los “recursos convencionales” de Uranio en el mundo serían unos 14,8 Mt U (de ellos 4,74 Mt U totalmente identificados), la gran mayoría a un coste de extracción menor de 130 \$/kg con las tecnologías actuales, a los que habría que añadir 22 Mt U asociadas a fosfatos, con un coste previsible de producción inferior a los 150 \$/kg con tecnologías probadas y disponibles. Si a esta cifra se le añaden las reservas comerciales en almacén, el inventario de recursos de uranio puede estimarse en 37,5 Mt U.

La escasa actividad de exploración realizada entre 1985 y 2004 debido al bajo nivel de precios hace pensar que las cifras indicadas pueden ser considerablemente aumentadas con mayor actividad en exploración como la iniciada en 2004. De hecho las cifras de recursos de la revisión 2005 del documento citado superan las de la revisión anterior de 2003. Es especialmente significativo el incremento del 13% en las categorías de “recursos identificados y coste < 40 \$/kg”.

La demanda de uranio de los 440 reactores nucleares comerciales en operación (369 GWe de potencia instalada) durante 2004 fue de 67.320 tU. Si ese nivel de demanda se mantuviera, entre los recursos convencionales identificados a fin de 2005 y las reservas comerciales en almacén serían suficientes para los próximos ochenta años. Los recursos convencionales totales darían satisfacción a esa demanda durante algunos siglos y si añadimos los recursos asociados a fosfatos lo harían por unos 600 ó 700 años. El informe citado considera también escenarios de crecimiento de la demanda de uranio supuesto en 2025 un incremento entre el 20% y el 43% de la capacidad instalada de centrales nucleares comerciales en 2004. La demanda de uranio en esa horizonte estaría entre 80.000 y 100.000 tU, que no parecen poner en discusión las posibilidades de ser satisfechas, incluso en el largo plazo.

Las necesidades de uranio comentadas se suponen destinadas mayoritariamente a reactores de agua ligera, con ciclo abierto de combustible. Sin embargo la utilización de ciclo cerrado de combustible con reciclado de Pu a base de óxidos mixtos MOX en ese mismo tipo de reactores permitiría ampliar considerablemente los plazos de duración de los recursos antes comentados. Si el reciclado se realizara en reactores rápidos la duración de los recursos podría multiplicarse por 30 o más veces (Yuri Sokolov, Director General Adjunto de la AIEA, en la presentación del informe Uranium 2005, Junio 2006).

En cualquier caso la incertidumbre asociada a las cantidades de recursos y precios futuros de las materias primas, aconseja, a efectos de planificación de la gestión de residuos hacer un seguimiento de los futuros precios del uranio, “spot” y a largo plazo.

## 4. Análisis de la situación y alternativas en el caso de España

### 4.1. Estrategia del PGR para la gestión del combustible gastado

La versión vigente del PGR, aprobada por el Consejo de Ministros en Junio de 2006, establece como objetivo básico y prioritario la ubicación y construcción de un ATC para el almacenamiento temporal y centralizado, en seco, del combustible gastado con diseño modular y vida operativa estimada en 60 años. El inicio de operación de la nueva instalación se pretende antes de 2011. La instalación incorporará una celda caliente de recepción y acondicionamiento del combustible gastado (encapsulado) e incorporará equipamiento e

infraestructura de centro tecnológico y de investigación en el ámbito de los residuos radiactivos. En caso de retraso de la entrada en operación del ATC, el PGRR prevé alternativas mediante soluciones de almacenamiento temporal independiente en cada central (ATIs).

Con respecto a la gestión final del combustible gastado (encapsulado y almacenamiento en el AGP), el PGRR limita las actividades a desarrollar hasta 2025 a la consolidación y actualización del conocimiento adquirido, aprovechando los desarrollos internacionales en la materia, a profundizar en el análisis y conocimiento de otras tecnologías como la separación y transmutación y la elaboración de un dossier sobre la experiencia en diferentes países en los procesos de toma de decisiones en relación con la gestión final del combustible y residuos de alta actividad y larga vida al objeto de facilitar el proceso de toma de decisiones en España.

A efectos exclusivamente de estimación de costes y planificación, el PGRR supone un calendario de puesta en marcha del almacenamiento definitivo en el año 2050. Para ello considera un periodo entre 2025 y 2040 para toma de decisiones y caracterización del emplazamiento, así como la construcción de las instalaciones entre 2040 y 2050.

El coste total estimado para la gestión final del combustible gastado y RAA se establece en 6.244,7 M€ de 2006. De este importe, corresponden 1.388,4 M€ al almacenamiento temporal, 810 M€ al reproceso del combustible gastado de Vandellós I y de pequeñas cantidades de combustible gastado procedentes de Zorita y de Garoña, 3.025,4 M€ a la gestión final (encapsulado, AGP y transportes asociados) de todo el combustible gastado y RAA, correspondiendo el resto del coste total a ayudas a ayuntamientos y otros conceptos.

## 4.2. Análisis de opciones de gestión del combustible gastado aplicables al caso español

### Ciclo Abierto. Almacenamiento geológico directo. Del ATC al AGP

#### ► Introducción y actividades que comprende esta alternativa

La alternativa de ciclo abierto en el caso de España no presenta diferencias esenciales respecto a lo indicado en capítulos anteriores para el resto de países. De acuerdo con ello, los procesos principales incluidos en esta alternativa son el almacenamiento temporal centralizado del combustible a partir de su descarga de la piscina del reactor en que haya sido utilizado, el encapsulado del combustible gastado como proceso de acondicionamiento previo a su colocación en el almacén geológico profundo y por último el almacenamiento final de aquel en el AGP. Los dos elementos básicos de la alternativa del ciclo abierto son pues el ATC y el AGP y es en ellos donde la especificidad del programa español puede requerir diferencias respecto a otros países, tanto en el tipo de instalaciones a escala industrial a utilizar como en los horizontes temporales de las mismas.

#### ► Necesidad del ATC. ATC *versus* ATIs en cada central

La opción elegida por el PGRR de construir un ATC en lugar de ir dando soluciones puntuales de ampliación de la capacidad de almacenamiento en cada central nuclear está fundamentada, en

el PGRR, en razones estratégicas, técnicas y económicas que justifican la necesidad de esta instalación y la conveniencia de la misma. Los principales argumentos a favor de esta opción son:

- ▶ Las piscinas de almacenamiento del combustible gastado en cada central tienen una limitación temporal en cuanto a que sus vidas operativas son previsiblemente más cortas que el plazo requerido para que se disponga de un AGP al que trasladar el combustible. Tienen además una limitación en cuanto a la capacidad de almacenamiento temporal ya que en la mayoría de los casos es inferior a la cantidad total de combustible gastado producido durante la vida operativa de la central a pesar de las actuaciones de aumento de capacidad ya realizadas. Ambas limitaciones obligarían, probablemente, a instalar en cada central un nuevo almacén temporal de combustible gastado, como ya se ha realizado en la central de Trillo. La solución para incrementar la capacidad de almacenamiento temporal de combustible gastado es por tanto construir una instalación centralizada o construir una nueva en cada central.

La opción ATC tiene razones de peso a su favor:

- ▶ La alternativa ATC originará una disminución del número de emplazamientos donde se almacene el combustible gastado facilitando una mejor gestión del riesgo, una disminución de servidumbres inherentes a este tipo de instalaciones y un sistema de protección física más racional.
- ▶ La disponibilidad de un ATC independiza la gestión del combustible gastado de las decisiones sobre el futuro de los emplazamientos de las centrales y permite una mayor flexibilidad para la toma de decisiones sobre la gestión final del combustible gastado y sobre el periodo de emplazamiento e inicio de operación del AGP.
- ▶ La posibilidad de transferencia del combustible gastado desde cada central al ATC, facilitará el desmantelamiento de la misma. La retirada del combustible gastado es condición previa y necesaria para una posterior liberación para otros usos, sin restricciones, del emplazamiento de la central clausurada.
- ▶ A causa de la economía de escala derivada de la instalación del ATC en comparación con los almacenamientos ATI en cada central, los costes de construcción y operación deberían ser menores, optimizando el coste global de la gestión.
- ▶ El ATC permitirá también cumplir en tiempo y forma con los acuerdos de devolución de los residuos procedentes del combustible gastado reprocesado en el extranjero. Ello no sería en principio posible en los almacenamientos de las centrales con las instalaciones disponibles en la actualidad, salvo modificaciones y autorizaciones específicas.

### ▶ Características del ATC

El proyecto de ATC presentado por Enresa es una instalación, modular, de tipo bóveda con las características principales que se describen en el capítulo 5. La base de diseño de la instalación es proporcionar capacidad de manejo y almacenamiento temporal durante 100 años para los materiales a almacenar, que se agrupan en dos tipos:

- ▶ Fundamentalmente, el combustible gastado procedente de los reactores españoles PWR y BWR. Un total de 19.571 elementos combustibles conteniendo 6674 tU.
- ▶ Adicionalmente, los residuos de alta actividad vitrificados, generados en el reproceso del combustible gastado de la central Vandellós I (84 cápsulas), y otros residuos de actividad intermedia. Se recibirán acondicionados en distintos tipos de bulto.

### ▶ Necesidad del AGP

El almacenamiento geológico profundo del combustible gastado y de los residuos de alta actividad y larga vida es la solución más segura y viable, para la gestión final de estos materiales. Su fundamento es la demostrada capacidad de aislamiento y confinamiento que pueden aportar a largo plazo las formaciones geológicas, siempre que éstas reúnan determinadas condiciones de estabilidad, espesor, ausencia de vías preferentes de migración y capacidad de retención. Ninguna otra alternativa es considerada aceptable por el consenso internacional para la etapa final del combustible gastado en esta opción de ciclo abierto.

El ciclo abierto es la solución elegida por los países que han tomado la decisión de no proceder al reproceso del combustible gastado procedente de centrales comerciales de agua ligera (USA, Suecia, Finlandia, Alemania...) y en todos los casos el AGP es su etapa final.

Incluso en aquellos casos en que se pretenda dilatar en el tiempo el almacenamiento temporal a muy largo plazo, supuesta tal prolongación aceptable a pesar del coste e incertidumbres que pudiera representar, el AGP seguirá siendo necesario como etapa final.

En el caso de España, el AGP es un elemento esencial para una gestión ambiental responsable del combustible gastado en una estrategia de ciclo abierto, porque:

- ▶ Da respuesta con tecnologías disponibles a los requisitos de seguridad intrínseca y física requeridos para el almacenamiento final del combustible gastado de las centrales españolas y de otros residuos producidos en el desmantelamiento de las centrales y otras actividades.
- ▶ Aporta un sistema de aislamiento basado en barreras múltiples, naturales y de ingeniería, capaz de aislar el combustible gastado y los RAA de la biosfera de forma que, incluso en hipótesis muy penalizantes, la eventual liberación de radionucleidos desde el termino fuente hasta la biosfera, no suponga riesgos indebidos para el hombre y los ecosistemas.
- ▶ Garantiza la seguridad a las generaciones futuras sin imponerles cargas innecesarias.

### ▶ Características del AGP en el caso español

De acuerdo con el Catálogo Europeo de Formaciones Favorables para el almacenamiento de RAA (1989), puede afirmarse que en España existen numerosas zonas en granitos, sales, arcillas u otras litologías que cumplen con los requisitos básicos para albergar el almacenamiento geológico de combustible gastado y residuos de alta actividad. Teniendo en cuenta que el PGRR no prevé la localización del AGP antes de 2025, aún no se ha definido el tipo de roca que albergará esta instalación y por tanto tampoco el diseño de detalle y características de la misma. Enresa ha venido desarrollando diseños conceptuales de

referencia, para diferentes opciones de roca, adaptados a los tipos y cantidades de residuos a ser almacenados en el caso español. Los análisis de seguridad de dichos diseños han dado resultados coherentes y homologables con similares ejercicios realizados por países con programas de desarrollo de su AGP nacional más avanzado que el nuestro.

Tales diseños muestran además la disponibilidad, por parte de las empresas españolas, de prácticamente la totalidad de la tecnología requerida para el emplazamiento, construcción y operación del AGP.

### ► **Horizonte temporal de la opción ciclo abierto en el caso español**

La fecha estimada para el inicio de operación del ATC en 2011 parece muy ajustada. No obstante el PGRR anuncia soluciones alternativas puntuales para cubrir cualquier contingencia originada por un posible retraso, probablemente con costes adicionales a los previstos en el Plan. La vida operativa prevista para el ATC se estima en 60 años lo que parece compatible e incluso conservador, con la durabilidad de los materiales y componentes de construcción a utilizar y con el comportamiento del combustible gastado durante ese periodo.

A efectos de continuidad del programa y para evitar nuevas inversiones en almacenamientos temporales y movimientos y manipulaciones adicionales del combustible gastado, sería deseable que el final de la construcción del AGP se produjera con tiempo suficiente antes del fin de la vida operativa del ATC. Ello favorecería una puesta en marcha de aquél con garantías y una programación optimizada del vaciado del ATC mediante el traslado del combustible gastado y RAA al AGP.

Los programas de los países que más han avanzado en este campo muestran que entre el inicio del proceso de definición de la ubicación de la instalación y el inicio de operación del AGP pueden ser necesarios entre treinta y cuarenta años, a los que habría que añadir un periodo preliminar de entre quince y veinte años para completar los conocimientos científicos, tecnológicos y geológicos necesarios.

De acuerdo con lo indicado en el párrafo anterior, el requisito de tiempo para disponer en España de un AGP es compatible con el periodo disponible para su realización antes de que finalice la vida del ATC.

Sería deseable que en España se estableciera una programación explícita que incluyera las actividades necesarias para el desarrollo del AGP tal como se han identificado en el capítulo anterior, ya que a pesar del largo periodo que deberá transcurrir hasta disponer de esta instalación, sólo con la propuesta, negociación y cumplimiento de un programa detallado de largo plazo será posible su ubicación y construcción. En concreto, debiera programarse las actividades requeridas de mejora del conocimiento tecnológico y del medio geológico, así como el establecimiento de los necesarios programas de divulgación e información que permitan a los agentes sociales conocer y participar en el proceso.

### ► **Capacidad tecnológica de España para la construcción y operación de un AGP**

La capacidad tecnológica española se considera suficiente para abordar con éxito las diferentes actividades y etapas del AGP:

- La importante dedicación de recursos a la I+D gracias al programa específico establecido por Enresa con la participación de los principales centros de investigación y universidades

españoles y en coordinación con los programas similares de los principales países y de la UE ha originado un amplio bagaje de conocimientos científicos y tecnológicos que serán una base esencial para el desarrollo del AGP. La continuidad de los programas de I+D permitirá completar los conocimientos y capacidad tecnológica requeridos para la realización de las diferentes fases de ubicación, construcción y operación del AGP.

- ▶ La capacidad, tecnología y recursos de las constructoras e ingenierías españolas está contrastada en proyectos de similar o mayor envergadura y de similar o mayor dificultad tecnológica.
- ▶ La organización institucional española puede dotarse de los medios necesarios para asegurar la calidad, seguridad y protección ambiental asociada a la construcción, operación, cierre y vigilancia ambiental del AGP.

Por su parte, el Consejo de Seguridad Nuclear ha venido desarrollando capacidades de conocimiento y evaluación en este campo, mediante actividades de seguimiento de la actividad internacional y de I+D relacionadas con la gestión del combustible gastado y RAA, habiendo realizado, entre otros, estudios sobre la aplicación del concepto de recuperabilidad en el AGP, la aplicación de los análogos naturales a la evaluación de la seguridad del AGP y la realización de un ejercicio de comparación de las evaluaciones de seguridad del AGP en medios cristalinos.

- ▶ En caso de requerir tecnología adicional en aspectos puntuales, no parece que existan restricciones a su adquisición en el mercado internacional.

En resumen, en el momento actual y como consecuencia de los trabajos desarrollados en los últimos veinte años, España dispone de una infraestructura científica y tecnológica que asegura la disponibilidad de gran parte de las capacidades y tecnologías que se precisan para el desarrollo de un AGP, estando también disponible un equipo humano de alta capacidad. La planificación a largo plazo del AGP debería tener en cuenta la conservación y potenciación de estas capacidades y conocimientos a lo largo del programa, sin que existan discontinuidades que pongan en riesgo el potencial adquirido.

### ▶ Capacidad económica para la construcción y operación del AGP

En España se estableció desde 1984 un sistema para la financiación de la gestión de los residuos radiactivos procedentes de las centrales nucleares, incluyendo el combustible gastado, de forma que durante la vida operativa de las centrales nucleares se van generando los recursos financieros necesarios para cubrir el coste total de la gestión de los residuos radiactivos producidos. La diferencia entre los recursos generados cada año y los costes realmente incurridos durante el mismo, van acumulándose en un fondo específico para la gestión futura de estos residuos. A fin de 2006 el saldo del fondo (ingresos habidos menos costes incurridos) se estima en 1.835 M€, de los que alrededor del 60%, unos 1.100 M€, irán destinados previsiblemente para la gestión final (encapsulado y almacenamiento definitivo en el AGP) del combustible gastado.

El coste de la gestión final del combustible gastado y de los residuos de alta actividad y larga vida estimado en el PGRR vigente es de 3.025 M€. Dicho importe parece coherente, con la debida

corrección por economías de escala, con los presupuestos previstos por aquellos países con estrategia de gestión del CG consistente en el almacenamiento directo del mismo (ciclo abierto).

El PGRR establece una previsión de ingresos en el periodo comprendido entre 2007 y el fin de la vida operativa de cada central, supuesta de 40 años, suficiente para cubrir la diferencia entre el coste total estimado para la gestión final del CG y RAA y el importe del saldo del fondo atribuido a esta actividad a fin de 2006. El importe actualizado de los ingresos adicionales futuros para este concepto alcanzarían la cifra de 1.925 M€.

La repercusión en el coste de producción de energía eléctrica debido a la gestión final del CG mediante su almacenamiento final, tal como se deriva del PGRR, es inferior a 0,15 céntimos de € por kWh, equivalente al 2 % del coste medio de generación eléctrica en España [CNE-06] y al 1,3 % de la tarifa media del kWh a consumidor final [CNE-06].

Podemos concluir que el coste de operación de las centrales nucleares españolas ya incluye los importes requeridos para la gestión completa de todos los residuos radiactivos generados por esa operación. La parte de esos recursos dedicados a la gestión del CG pretende ser suficiente para cubrir la totalidad de costes previstos en las actividades incluidas en la alternativa de almacenamiento directo (ciclo abierto) que estamos considerando (ATC, transportes, encapsulado y AGP).

El sistema de financiación establecido debe por tanto generar los fondos necesarios para realizar de forma segura la gestión final del CG mediante la alternativa de su almacenamiento geológico. De ahí la importancia de que las estimaciones de coste tengan la mayor fiabilidad posible, en especial teniendo en cuenta que los principales costes asociados al AGP (construcción y operación) tendrán lugar con posterioridad al cierre de las centrales actualmente en operación.

### **Ciclo cerrado. Reproceso. Reciclado del Pu y AGP**

El reproceso del combustible gastado de las centrales españolas fue la opción inicialmente adoptada los primeros años de operación de las centrales de primera generación. Esta opción se mantuvo para todo el combustible procedente de Vandellós I debido principalmente a que su baja estabilidad fisicoquímica a medio plazo desaconsejaba cualquier alternativa de almacenamiento temporal prolongado. En el caso de Zorita y de Garoña, los precios y condiciones del servicio del reproceso y el bajo o negativo crédito de los materiales recuperados en el mismo llevaron a principio de los años ochenta del siglo pasado a la decisión de no proceder a la contratación de nuevos servicios de reprocesamiento. Enresa ha venido manteniendo desde entonces la opción de no reprocesar.

Los últimos estudios independientes sobre el coste de la opción de ciclo cerrado, reciclando los materiales fisiles (Pu fundamentalmente) recuperados en el reproceso bien en reactores tipo LWR, bien en reactores rápidos en el futuro, siguen dando resultados que desaconsejan desde el punto de vista económico la elección de esta opción mientras no se produzcan fuertes y sostenidos incrementos en el precio del concentrado de uranio natural, tal como se ha comentado en el apartado 3 de este capítulo.

En la opción con reciclado múltiple de Pu en reactores rápidos se dan mayores incertidumbres. Pues a las ya comentadas asociadas al AGP, necesario también en esta alternativa, se

sumarían las ocasionadas por la falta de experiencia industrial a nivel mundial en los procesos de reproceso de MOX y reciclado múltiple del Pu, o por la necesidad de construir nuevos tipos de reactores rápidos de características novedosas y por tanto con muy escasas referencias para su licenciamiento y construcción.

### **Ciclo cerrado avanzado: Reproceso avanzado, separación y transmutación de AM y AGP**

#### **► Actividades incluidas en esta opción**

El combustible gastado sería transportado desde el ATC a instalaciones de reproceso con PUREX extendido con separación de AM. El proceso de transmutación de AM sería realizado bien en reactores rápidos de Generación IV, bien en futuros ADS, previa fabricación de los combustibles adecuados. Los residuos generados a lo largo de estos procesos serían acondicionados para su almacenamiento final, en un AGP, una vez encapsulados.

Como se ha indicado en apartados anteriores, esta opción de gestión tiene pendiente de resolver importantes aspectos tanto en el ámbito científico como en el tecnológico, no pudiendo ser considerada aún como una opción actualmente viable. No obstante, en consideración a sus potenciales beneficios y a la importancia de los recursos tecnológicos y financieros que puede requerir, se considera de interés analizar las principales implicaciones y consecuencias que puede representar para la gestión del combustible gastado en el caso español.

#### **► Horizonte temporal**

Francia, en cumplimiento de la Ley de 1991 sobre desarrollo de opciones para la gestión de los residuos radiactivos, es el único país que ha hecho pública información sistemática sobre su programa nacional de avances tecnológicos en este campo, incluyendo el reproceso PUREX extendido con separación de AM, la fabricación de combustibles para transmutación, transmutación de Pu y AM, reproceso pirometalúrgico y almacenamiento definitivo de RAA. Se ha establecido, de forma preliminar, un calendario de posible disponibilidad de las instalaciones necesarias para hacer realidad esta alternativa a escala industrial. AREVA considera que hasta 2040 no estaría operativa una nueva instalación industrial para el reproceso y separación de AM dirigida al cumplimiento de las especificaciones de fabricación del combustible requerido por los nuevos tipos de reactores en que pudiera llevarse a cabo la transmutación. En lo que respecta a los reactores rápidos o los ADS, el CEA prevé el 2035 como la fecha más cercana en que sería posible el inicio de operación de los reactores rápidos de cuarta generación que considera los más idóneos, y el 2045 como fecha objetivo para el inicio de operación de un prototipo de ADS a escala industrial.

Supuestas válidas estas previsiones y trasladándolas al caso español, no parece posible que el combustible gastado en las centrales españolas pudiera ser reprocesado para ser sometido a transmutación antes de 2050, bien en instalaciones construidas en España bien en el extranjero mediante acuerdos de prestación de servicios. La viabilidad de la transmutación está actualmente sujeta a incertidumbres por lo que la programación a corto y medio plazo del licenciamiento y construcción del AGP, tal como establece el PGRR, debe venir definida por las necesidades de la opción de ciclo abierto y almacenamiento directo del CG, independientemente de la evolución tecnológica de la separación y

transmutación y de las estimaciones sobre la fecha en que éstas alcanzaran su viabilidad a escala industrial.

### ► **Capacidad española para el desarrollo del reproceso extendido con separación y transmutación**

La aplicación de una estrategia de ciclo cerrado con reproceso y separación de AM para transmutación a escala industrial requerirá de la disponibilidad de las instalaciones necesarias para su realización o de su contratación como servicio en aquellos países que dispongan de las mismas.

Dejando de lado la alternativa de posible contratación de servicios, la implantación en España de este tipo de instalaciones a escala industrial a medio plazo parece poco probable debido a la dificultad de disponer de la tecnología necesaria.

Los países con tecnología y experiencia en reproceso como Francia, Estados Unidos, Rusia o Japón llevan decenios dedicando importantes recursos tecnológicos, humanos y financieros a estas actividades, de las que sólo el reproceso para la separación de plutonio y uranio ha adquirido el nivel industrial.

Como se reflejó en capítulos anteriores, para llevar a cabo la transmutación serán necesarios nuevos tipos de reactores, rápidos y ADSs, cuyo diseño requerirá de experiencia y capacidades técnicas no disponibles en España.

Adicionalmente cualquier nuevo tipo reactor de demostración, relacionado con esta alternativa, a ser instalado en España, esto es reactores rápidos o ADSs sin instalación de referencia, requerirían un licenciamiento específico en España cuya posibilidad parece remota, independientemente de su potencia y características. Ello sin olvidar que para hacer la transmutación hay que reprocesar previamente los combustibles UOX irradiados, no disponiendo España capacidad alguna en esta materia.

Esta situación nos hace concluir que España no dispone de los recursos ni de la infraestructura básica necesaria para abordar de forma relevante un plan de reproceso y separación avanzados y de transmutación a nivel de I+D y mucho menos a nivel industrial.

El esfuerzo requerido en I+D en este campo es tan amplio y exigente y los resultados tan inciertos, que sólo compartiendo costes y recursos con otros países se conseguirán avances significativos. No parece sin embargo tener sentido pretender que España desarrolle de forma individual y aislada programas de I+D en este campo con objetivos no compatibles con la política energética española en materia nuclear y con compromiso de recursos no proporcionados a nuestras capacidades. Podría ser sin embargo de interés nuestra participación en proyectos que cuenten con el liderazgo de otros países con mayor experiencia, como Francia, y dentro del Programa Marco de I+D de la UE.

### ► **Capacidad económica española para abordar un programa de reproceso, separación y transmutación**

Como se ha comentado con anterioridad, el sistema español de gestión de residuos radiactivos tiene establecido un mecanismo de generación de recursos financieros durante la

vida operativa de las centrales nucleares de forma que el importe de dichos recursos sea el necesario para cubrir el coste total de la gestión de los residuos radiactivos por ellas generados. La estimación de costes y por tanto de los recursos financieros necesarios, se ha realizado considerando la opción de ciclo abierto para la gestión del CG, esto es su almacenamiento definitivo en el AGP sin haber sido reprocesado. En base a este criterio se han venido incorporando al Fondo para la gestión de residuos radiactivos los recursos financieros necesarios e igualmente está prevista su incorporación futura en el PGRR aprobado en 2006.

Como se ha indicado en el apartado 3 de este capítulo, la alternativa de ciclo cerrado avanzado con separación y transmutación no puede ser evaluada en su aspecto económico en la actualidad si no es sujeta a grandes incertidumbres, debido al desconocimiento sobre los tipos de procesos que finalmente resulten viables, las características de las instalaciones donde esos procesos puedan ser realizados, su eficiencia, tipología y cantidades de los residuos generados en esos procesos etc.

Con la información disponible parece probable que el coste neto de la opción de gestión del CG en ciclo cerrado avanzado con separación y transmutación, caso de ser factible, supere las estimaciones de coste previstas en el PGRR en base al ciclo abierto, siendo por tanto los recursos financieros disponibles en el Fondo para la gestión de residuos radiactivos inferiores al coste probable del ciclo cerrado en sus diversas opciones. Adicionalmente, teniendo en cuenta que sólo en un plazo superior a treinta años se tendrá un cierto conocimiento de las actividades e instalaciones constitutivas de esta alternativa a escala industrial y por tanto de sus costes, las centrales nucleares que operan actualmente en nuestro país estarán en el entorno del final de su vida operativa y por tanto sin margen para generar los recursos financieros adicionales requeridos por esta opción.

Podríamos por tanto concluir, que en caso de mantenerse los criterios establecidos en el vigente PGRR, es muy probable que el Fondo para la gestión de residuos radiactivos no disponga de los recursos financieros necesarios para cubrir el coste de la opción de gestión del CG en cualquiera de sus ciclos cerrados.

Debido a sus características, apuntadas en el capítulo 5 y en los apartados anteriores de este capítulo, el ciclo cerrado con reciclado múltiple de Pu, debiera ser reconocido y considerado como una opción de estrategia energética en lugar de una forma alternativa de gestionar los residuos radiactivos.

Por todas estas razones, cabría considerar que las actividades a desarrollar en estas áreas del reproceso, separación y transmutación tuvieran una financiación específica y ajena al Fondo para la gestión de residuos radiactivos.

### ► **Compatibilidad del reproceso, separación y transmutación con el programa español de producción eléctrica nuclear**

Para poder llevar a cabo en España el reciclado del Pu a nivel industrial, sería necesaria la contratación de servicios de reprocesado en el exterior y la construcción de nuevos tipos de reactores.

Antes de llevar a cabo cualquier iniciativa en esta dirección, convendría que hubiese una decisión política sobre la continuidad de la energía nuclear en España pues la opción de ciclo cerrado con reciclado de Pu requerirá la construcción de nuevos tipos de reactores y su operación durante largos periodos de tiempo.

No parece probable, al menos en el corto plazo, que los planes gubernamentales o la iniciativa privada consideren la construcción en España de nuevos modelos de centrales nucleares del tipo requerido para hacer realidad esta alternativa, teniendo en cuenta que no están disponibles en el mundo nuevos prototipos de reactores rápidos con las tecnologías requeridas.

Con estos planteamientos de política energética en el tema nuclear, tendría poca coherencia que España basara la solución industrial para la gestión final del combustible gastado en una tecnología aún no desarrollada como es la transmutación, sobre la que pesan incertidumbres importantes y cuya materialización requerirá de instalaciones industriales basadas en un fuerte desarrollo de la actividad nuclear durante un periodo de tiempo no inferior a cien años.

En todo caso, los nuevos ciclos cerrados con transmutación podrían representar en el futuro una opción de política energética de gran envergadura e interés si se van resolviendo las incertidumbres hoy presentes. Por ello, su evolución merecería un seguimiento sistemático por parte de las entidades españolas competentes en materia energética, tecnológica y de I+D

### ► **Mercado potencial de servicios en el campo del reproceso, reciclado del Pu, y almacenamiento geológico**

A la hora de establecer una estrategia de gestión para el combustible gastado surge la pregunta sobre si es necesario disponer en el propio país, España en este caso, de todas las instalaciones en que han de realizarse las actividades que constituyen la gestión o si es posible, mediante la contratación de los oportunos servicios, realizar esas actividades en cualquier otro país que disponga de ellas.

En la actualidad tanto Francia como Gran Bretaña están prestando servicios de reproceso a escala industrial a otros países, al que acompañan servicios de transporte del CG desde la central donde ha sido producido hasta la planta de reproceso, el almacenamiento temporal del combustible hasta su reproceso, el acondicionamiento y almacenamiento temporal de los residuos ocasionados y MOX y el transporte de devolución de éstos al país de origen del CG. Conviene apuntar que los servicios de almacenamiento temporal del CG sólo son prestados como complemento necesario previo al reproceso, sin que se preste a nivel internacional el servicio de almacenamiento temporal del CG de forma aislada.

El precedente indicado para los servicios de reproceso podría ser también aplicable en el futuro para los potenciales servicios de reproceso avanzado y separación orientados a la transmutación, la fabricación del combustible de transmutación e incluso la propia transmutación. Supuesta la viabilidad de estas actividades, se podría pensar que la entidad española responsable de la gestión del CG contratara los servicios indicados en el mercado internacional. Una situación de mercado de servicios como el apuntado plantearía retos importantes a ser superados, entre otros, la fiabilidad y seguridad del incremento del tráfico de materiales nucleares entre países y en especial el establecimiento y control de un sistema de garantías de no proliferación nuclear.

Contrariamente a lo que sucede en el reproceso, no existe en la actualidad país alguno que ofrezca servicios de almacenamiento final para el CG y residuos de alta actividad, es más, los países que más adelantado llevan sus programas de almacenamiento geológico, como es el caso de Francia y Suecia, han establecido en sus ordenamientos jurídicos la prohibición de almacenamiento final en sus territorios de CG o residuos ocasionados en el reproceso de CG procedente de centrales de otros países. Otros países han seguido también la misma pauta alegando razones de responsabilidad nacional y de asunción responsable del cuidado medioambiental en su territorio.

En el ámbito internacional se están llevando a cabo diferentes iniciativas de promoción de almacenamientos definitivos internacionales abiertos también a residuos procedentes de países distintos al que alberga la instalación. El OIEA es quizás el valedor más activo de este tipo de instalación. Se alega para ello razones como la dificultad de los países pequeños para ubicar un almacenamiento adecuado a un coste asumible, las ventajas que este tipo de instalaciones pudiera tener a efectos de no proliferación nuclear si se le dota de un sistema de gestión internacional de salvaguardias específico, el alto coste unitario a soportar por aquellos países con programas de generación electronuclear de pequeño tamaño debido a la falta de economía de escala del correspondiente AGP nacional, etc.

Incluso dentro de la UE podría ponerse en entredicho la necesidad de instalar más de diez AGPs nacionales en comparación con la situación en Estados Unidos donde en un territorio de tamaño similar al de la Unión y con unos volúmenes de residuos no muy diferentes prevén sólo dos AGPs en operación en el medio plazo.

En todo caso parece evidente que la norma imperante es que cada país desarrolle en su propio territorio un almacén final para los residuos generados en el mismo sin que parezca previsible en el medio plazo un cambio en esta tendencia, aunque es difícil que esta rigidez de concepto se mantenga indefinidamente sin dar solución a aquellos países para los que no sea viable una solución nacional de almacenamiento geológico.

El reconocimiento de la probable imposibilidad de encontrar servicios de almacenamiento temporal o definitivo para estos residuos en el mercado internacional, reitera, en el caso español, la importancia de contar en nuestro territorio con un ATC y un AGP como elementos necesarios de la correcta gestión ambiental del CG y residuos de alta actividad producidos en nuestro país.

## Referencias y fuentes de información

- [BCG- 06] The Boston Consulting Group. *Economic Assessment of used nuclear fuel management in the United States*. Prepared by The BCG for AREVA. July 2006.
- [CNE - 06] Comisión Nacional de Energía. *Boletín mensual de indicadores eléctricos y económicos*. Enero 2006.
- [CNE-05] Commission National d'Evaluation. *Rapport d'Evaluation* nº 11. Juin 2005.
- [CNE-06] Commission National d'Evaluation. *Rapport Global d'Evaluation*. Janvier 2006.
- [CNE-06] Commission National d'Evaluation. *D'une CNE à l'autre : Quelques réflexions inspirées par douze années d'évaluation scientifique*. Juillet 2006.
- [DOE - 01] U.S. Department of Energy. *Analysis of the Total System Life Cycle Cost of Civilian Radioactive waste Management Program*. May 2001.
- [ENR-06] *Informe Interno Proyecto REDIMPACT* (UE).
- [ISI - 00] Institute for Science and International Security. *Tracking Civil Plutonium Inventories: End of 1999*. October 2000.
- [MIT- 03] Massachusetts Institute of Technology. *The future of nuclear power*. MIT 2003.
- [NEA - 06] Nuclear Energy Agency. *Advanced Nuclear Fuel Cycles and Radioactive Waste Management*. Jun 2006.
- [NEA-06] NEA. *Physics and Safety of Transmutation Systems*. A Status Report. NEA/OCDE, 2006.
- [NEA, AIEA - 06] OECD Nuclear Energy Agency and International Atomic Energy Agency. *Uranium 2005: Resources, Production and Demand*. 2006.
- [NUT- 05] Matthew Bunn (Harvard University) y otros. "The economics of reprocessing versus direct disposal of spent nuclear fuel". *Nuclear Technology*. June 2005.
- [POS - 05] Posiva. *Cost of final disposal*. 2005.
- [SAP - 05] SAPIERR. "Possible options and scenarios of regional disposal and future RTD recommendations". *Arius D-3*. September 2005.
- [SKB- 03] SKB. Plan 2003. *Costs for management of radioactive wastes products from nuclear power production*. TR - 03 - 11. June 2003.

# Residuos radiactivos y sociedad



## 1. Percepción social y gestión de residuos radiactivos

### 1.1. Mala comprensión de un problema complejo

#### ► Incultura científica de la población

En cuestiones relacionadas con la ciencia y la tecnología, la mayoría de la población entiende mal, o sencillamente ignora, los conceptos básicos en los que, sin embargo, se basan la práctica totalidad de los elementos que configuran su vida cotidiana. No hay que irse muy lejos en cuestiones científicas -como las investigaciones más punteras en física o biología, o los desarrollos más innovadores de la automática o la inteligencia artificial-, porque eso sería más comprensible. El problema es que esa incultura se manifiesta incluso en las cuestiones más sencillas. Por ejemplo, cómo funciona una televisión o qué es el ABS de un coche; por qué calienta un horno microondas o cuál es la razón de que un Boeing 747 pueda volar como un pájaro de Europa a América en unas horas; qué significan palabras de uso común pero utilizadas habitualmente de forma errónea, como tiempo y clima, radiación, átomo, energía, transgénico, clónico...

Seguramente, los ciudadanos no necesitan saber esas cosas; o creen que no lo necesitan. Pero entender un poco mejor el mundo que nos rodea, volver a preguntarse -como hacíamos cuando éramos niños- por qué y cómo son las cosas como son, no sólo no le hace daño a nadie sino que puede ayudar a que vivamos más cómodos, a temerle menos a las cosas que usamos o con las que convivimos. Y nos permitiría tener un mejor criterio a la hora de optar por una u otra alternativa vital, a depender menos de las opiniones ajenas, a ser más libres en suma. A depositar un voto más informado cuando se nos llama a las urnas. A generar así una democracia de más calidad... No es cuestión baladí, no.

La cultura humana se compone de elementos prácticamente intangibles, que podríamos agrupar en la denominada cultura intelectual, que sería el conjunto de los saberes acumulados, incluidos aquellos que originan manifestaciones artísticas. Pero también existe una cultura instrumental, que es el conjunto de elementos materiales que la humanidad viene creando y utilizando en provecho propio. Sus componentes –máquinas, instrumentos, utensilios, productos elaborados, compuestos químicos, materiales nuevos...- nos permiten hoy no sólo vivir más sino mejor que nunca. Se trata de un conjunto tan diverso como sofisticado y complejo, que podemos denominar tecnologías. Generadas de forma mayoritaria durante el siglo XX, que fue el detonante de crecimientos exponenciales espectaculares, incluidos obviamente el del consumo energético y la población humana.

Por otra parte, además de esa cultura instrumental -que quizá se inició con el arado y que hoy podría muy bien simbolizar el chip de silicio-, está la que incluye los conocimientos científicos, artísticos y literarios, y sus muy diversas manifestaciones y creaciones. Se ha venido considerando tradicionalmente que la cultura es sólo esta última, la artístico-literaria, que algunos encuadran dentro de lo que se suele llamar "humanismo". Una interpretación obviamente miope –en muchas mentes sigue vigente aun el "que inventen ellos" de Unamuno, aunque peor parecen las consecuencias de esa forma de pensar: un desprecio hacia los significados básicos de lo que el desarrollo tecnocientífico puede hacer por la humanidad.

Es obvio que la cultura sólo lo es plenamente si incluye, en igualdad de condiciones, a los elementos propios de la ciencia, tanto básica como aplicada; es decir el conocimiento per se y, además, sus distintos desarrollos tecnológicos. Es de lamentar que en España, y probablemente en muchos otros países de nuestro entorno, exista de manera casi crónica una generalizada incultura científica, que impide que los ciudadanos lleguen a conocer, comprender, utilizar y disfrutar la ciencia y, sobre todo, las tecnologías, como elementos indispensables para la formación integral de las personas, para su bienestar colectivo y para su capacidad de participación democrática.

Pero lo cierto es que subsiste un inmenso abismo entre las dos culturas, mutuamente incomprendidas. Y que la sociedad española estima, quizá en mayor grado que cualquier otra sociedad occidental, mucho más la cultura artístico-literaria que la científico-técnica.

Pero la humanidad de hoy convive con los avances tecnocientíficos. Es obvio que bastaría incrementar el nivel de cultura científica para hacer crecer en paralelo la "comodidad" con la que se vive el progreso, la aceptación de sus beneficios... y, por supuesto, de sus riesgos.

Parece indudable que la ciencia es inseparable de la curiosidad, el deseo insaciable de saber y comprender, el escepticismo, la racionalidad, la universalidad. Pero la ciencia también ofrece postulados provisionales –se sabe lo que se sabe mientras no se demuestre lo contrario-, lo que choca con la necesidad de seguridad de las personas, inherente a una existencia que sabemos efímera y que, por eso mismo, suele engendrar dogmas y fundamentalismos varios. No todos de tipo religioso. Similar forma de pensamiento dogmático acaba dando a luz ideas no verificadas, tales como la certeza de que unas antenas de telefonía pueden provocar a distancia leucemias y otras enfermedades, o bien la asimilación de la identidad entre los adjetivos transgénico y peligroso, la consideración de que una central nuclear, por el hecho de serlo, emite mucha radiactividad al entorno, y así sucesivamente...

Es obvio que un pueblo más culto es más difícilmente presa de los engañosos. El auge de las pseudociencias -y, en esa misma línea, las afirmaciones pseudocientíficas de muchos ecologistas- no es más que una prueba más de la incultura científica de la sociedad, que no sólo tolera tales cuestiones sino que incluso las fomenta.

Así las cosas, no es de extrañar que se perciba de manera muy negativa el hecho mismo de tener que gestionar unos residuos industriales que entrañan riesgos para la salud y el entorno, como son los residuos radiactivos. La mala comprensión de la mayor parte de la sociedad acerca de esa gestión obedece, parcialmente, a esa incultura científica que le impide comprender cosas tan básicas como, por ejemplo, que los residuos son consustanciales a nuestras actividades vitales, mal que nos pese. Y aunque es obvio que se debe minimizar cualquier tipo de residuo, y reciclar cuantos materiales sean reciclables, hoy por hoy resulta inevitable que las diversas industrias generen, como también lo hace la vida doméstica, todo tipo de sobrantes sin utilidad alguna, que deben ser tratados convenientemente.

Tan sencillo razonamiento no resulta fácilmente comprensible para la población. Y así se da la paradoja de que nadie quiere oír hablar del problema, ni mucho menos aportar algún tipo de solución que afecte más o menos de cerca a su vivienda o su ciudad. El famoso efecto NIMBY (no en mi patio trasero) se ejerce con mayor crudeza que nunca. Lo mismo que con las cárceles, los centros de desintoxicación de drogadictos y otras necesidades sociales con las que nadie quiere tener contacto próximo, aunque asuman que son imprescindibles.

### ► **Temor difuso a lo “radiactivo” y oposición ecologista**

Las cuestiones científicas relacionadas con las radiaciones en general, y con la radiactividad en particular, son especialmente delicadas dentro del oscuro panorama, aludido en el apartado anterior, de incultura científica española generalizada.

Desde luego, no es fácil entender las interacciones a distancia a través de fenómenos físicos como los campos de fuerza, que es un concepto con el que no estamos familiarizados. Desde luego, todo el mundo sabe que si uno se asoma en exceso a una azotea lo más probable es que se caiga a la calle, pero muy pocos piensan en el porqué: la existencia de una interacción a distancia entre la masa de la Tierra y la masa de nuestro cuerpo. La gravitación como fenómeno es difícil de comprender y formular –sólo el genio de Newton consiguió lo que muchas mentes sabias antes que él no habían llegado a explicitar-, pero en cambio resulta sumamente fácil de aplicar a la vida cotidiana: desde que somos bebés e intentamos andar a gatas, y más tarde erguidos, sabemos que nuestro “enemigo” es eso que llamamos peso. Otras interacciones a distancia son más sutiles, pero igualmente conocidas desde antiguo, y por tanto familiares. Por ejemplo, el magnetismo o la luz.

La gravitación, el magnetismo, la luz son campos de fuerza a los que estamos habituados, con los que la humanidad convive desde siempre. Lo mismo que el sonido, que se desplaza –en este caso gracias a algún soporte material, generalmente el aire- a gran distancia desde la fuente hasta nuestros oídos.

Todos estos fenómenos se transmiten mediante ondas esféricas que, a partir de un punto central, se desplazan radialmente hacia el exterior. Esas ondas se denominan, pues, radiaciones porque se transmiten radialmente. Y no importa de qué forma son esas radiaciones, materiales como las ondas sonoras, o inmateriales como la luz.

No obstante, en el lenguaje común, el concepto de “radiación” ha quedado impregnado de una característica negativa que lo hace sospechoso. Porque se asocia, inconscientemente eso sí, con la radiactividad, es decir, con las radiaciones originadas por la fisión, y eventualmente la fusión, de núcleos atómicas.

Lo radiactivo es temido por al menos dos razones: es inmaterial e invisible (pero también lo es el magnetismo de un imán), incluso difícil de detectar. Pero, sobre todo, está asociado a la bomba atómica. Lo que significa que sólo cabe asimilarlo a algo letal.

Con el adjetivo “radiactivo” huelga, pues, cualquier otro comentario. Para la inmensa mayoría de la población, radiactivo –y por extensión, radiación– es sinónimo de peligrosísimo. No importa la dosis, la procedencia, el impacto, la naturaleza de esa radiactividad. Es letal, y punto.

El conocimiento acumulado en torno a este fenómeno natural no ha dejado de aumentar en poco más de un siglo, desde que Becquerel descubriera la radiación procedente de las sales de uranio. Y hoy sabemos, entre otras muchas cosas, que “lo radiactivo” es absolutamente ubicuo, aunque aparece en dosis bien diferentes. Eso es algo que la sociedad ignora –¿cómo puede haber de forma natural isótopos radiactivos en la leche que le da la madre a su bebé?, y existe un estado de ánimo generalizado de que, aquí más que en ninguna otra actividad, se debe exigir el nivel cero, hay que garantizar el riesgo cero.

Es éste un mito fomentado y defendido ardorosamente por los grupos ecologistas, cuya credibilidad en estas cuestiones resulta muy superior a la de los políticos, los periodistas e incluso los científicos. El caso es que, aunque la dosis cero de radiactividad sea un mito, eso es lo que la inmensa mayoría de la sociedad exige. Si alguien dice lo contrario, es tildado inmediatamente de pro-nuclear, es decir, en última derivada, amigo de las bombas atómicas. Por fuerte que parezca decir esto, ésta es la realidad social en la mayoría de la población.

Toda la industria nucleoelectrónica, y todos los usos de elementos radiactivos en la industria, la investigación científica e incluso la medicina, adolecen de esa especie de pecado original. No importa que las rocas graníticas sean radiactivas, o que la luz del Sol también lo sea. Lo radiactivo es peligroso y perseguible per se, porque obedece a la misma insensatez humana que creó la bomba atómica.

Además, como la palabra “radiactivo” es complicada, suele ser asociada a algunos sinónimos que en realidad no lo son tanto: por ejemplo, atómico o nuclear. Este último adjetivo tiene tal fuerza negativa que incluso ha sido eliminado de conceptos no radiactivos pero que se prestaban a confusión; por ejemplo, la resonancia magnética nuclear (RMN), que se ha quedado en imagen por resonancia (IR).

Por injusto que parezca –incluso absurdo desde el punto de vista de la cultura científica–, un simple adjetivo –en este caso, “nuclear”– suele ser un obstáculo para que la opinión pública acepte de buen grado la instalación de cualquier tipo de industria o fábrica que tenga que ver con la radiactividad. Y eso parece cierto incluso cuando se trata precisamente de resolver un problema. Como ocurre con la gestión de los residuos radiactivos, que si no se abordara de manera racional podría producir daños cuantiosos a la salud y al medio ambiente.

A este respecto resulta sumamente ilustrativo recordar lo que se ha venido diciendo acerca de El Cabril, una antigua mina de uranio –que era, obviamente, radiactivo– en cuyas proximidades se ha ido construyendo un conjunto de almacenes de residuos de baja y media actividad con las mejores tecnologías disponibles. Pues bien, en toda la región aun hoy persiste la impresión, convenientemente alimentada por determinados grupos radicalmente antinucleares, de que aquello es poco menos que una bomba nuclear en potencia. Suena exagerado, pero ese tipo de reflexiones han sido trasladadas en más de una ocasión a científicos y periodistas que por allí han pasado de visita.

Lo paradójico es que si esos residuos de baja y media actividad no fueran guardados en El Cabril con las máximas garantías que la ciencia pone a nuestra disposición, ahora estarían dispersos por todo el ámbito geográfico español, con mínima o nula seguridad para la salud y el medio ambiente. Y no parece racional que eso sea lo que desean que ocurra quienes se oponen a El Cabril y a instalaciones similares. ¿Entonces? Quizá ilustre un refrán clásico, con cierto humor, esta especie de esquizofrenia social: “ni contigo ni sin tí tienen mis males remedio”.

En general, esta actitud –esencialmente ecologista– es más que frecuente. Y cuando se les reprocha esta dualidad argumental en la que todo es imposible, siempre responden que ellos sólo se comprometerán a discutir la solución de los residuos –y no sólo los que van a El Cabril, sino los de alta actividad y larga vida, que todavía permanecen bajo control en las centrales nucleares– cuando el país decida formalmente el abandono de esta forma de obtener energía. Argumento falaz donde los haya: mientras no se haga lo que yo digo, no me importan los daños que se produzcan... Y sin embargo se trata de una actitud que tiene un apoyo social no despreciable en España, a pesar de sus obvias contradicciones.

Suena inadmisibles, pero son opiniones que han sido expresadas en voz alta en numerosas ocasiones por los que se oponen a la energía nuclear. Y está en la línea de aquellas declaraciones que se airearon cuando el accidente de Chernobil, en el sentido de que eran necesarias más catástrofes como ésta para que el mundo entero cobrara conciencia de lo inaceptable de la energía nuclear. Una vez más, “Ich bin gegen alles” (estoy contra todo), el famoso lema de los verdes alemanes, que se complementaba con el también famoso “cuanto peor, mejor”, que solían proclamar algunos grupos verdes en referencia a la energía nuclear.

Esta oposición tajante del ecologismo a todo lo “nuclear”, que aparece incluso cuando se trata de solucionar un problema serio como el de los residuos, no es una anécdota social. Conviene repetirlo: en todas las encuestas sociológicas, la credibilidad de los grupos ecologistas sale mejor parada que la de los políticos o los periodistas –lo cual podría no ser muy sorprendente–, pero también mucho mejor que el colectivo de los científicos. Lo que significa que para la población española por ser ecologista tienes mayor credibilidad que si eres un investigador o un catedrático universitario.

### ► **Grandes empresas e intereses creados**

La aventura humana en torno a la física del átomo se inició con experimentos de laboratorio fatigosos y exigentes –Becquerel, Curie...–, pero no excesivamente costosos desde el punto de vista económico. Incluso la utilización del radio como elemento sanitario por el Instituto Curie de París, todavía con María Curie en vida, sólo dependía, esencialmente, del coste de obtención del raro elemento radiactivo. Pero los intentos nazis y aliados por aprovechar al máximo las nociones de radiactividad artificial que los Joliot-Curie y otros científicos habían puesto de

manifiesto, con el fin de fabricar una bomba que utilizase una reacción de fisión inducida y en cadena, encareció notablemente la obtención de semejante ingenio.

Lo que vino después de las bombas de Hiroshima y Nagasaki es conocido: ensayos de bombas cada vez más potentes, entrada de los soviéticos en el siniestro grupo de potencias nucleares, bombas novedosas de hidrógeno –la fusión reemplaza a la fisión–, nuevos países nucleares... Entre tanto, en el decenio de los cincuenta comienzan a proliferar las aplicaciones civiles de la nueva energía. Se intensifican los usos médicos, ya iniciados por Marie Curie después de la Primera Guerra Mundial, pero en paralelo cobra una importancia cada vez mayor otro gran sector de actividad industrial: la energía eléctrica en centrales de fisión.

Tanto la obtención de la bomba atómica como la generación de electricidad en centrales nucleares son procesos industrialmente costosos. Que sólo pueden abordar los presupuestos de estados poderosos, en el caso de las bombas, pero que pueden afrontar también las grandes corporaciones privadas, en el caso de las centrales nucleoelectricas. Es obvio que en el mundo de la economía de mercado pueden producirse distorsiones derivadas de la ambición por crecer de los gigantes de la empresa. La sospecha ciudadana de que existen notables niveles de cohecho y soborno en los grandes negocios internacionales –sospecha muy extendida en España, y en muchos otros países del Primer Mundo– se ha visto refrendada por casos muy resonantes, como los famosos sobornos de la Lockheed, por ejemplo.

Al tiempo, está igualmente extendida en la opinión pública la idea de que el medio ambiente sale siempre mal parado cuando se trata de confrontar ecología y economía. En este caso, los ejemplos fueron muy numerosos, y casi todos quedaron impunes hasta finales del siglo XX, cuando comenzó a cuestionarse seriamente la idea del desarrollo industrial a costa de lo que sea, y se comenzó a hablar del freno posible a dicho desarrollo cuando el impacto ambiental llegara a ser inasumible. Aparece entonces el cuestionamiento, al menos filosóficamente, del tipo de desarrollo y modelo energético que hemos ido perfilando los países ricos, planteando la posibilidad de que ambos puedan no ser ya sostenibles y deban ser orientados en otra dirección.

Así las cosas, tragedias como la de Bhopal, ocasionada por una industria química americana instalada en la India sin las garantías ambientales y de seguridad que hubiera tenido en territorio estadounidense, han venido alimentando en la opinión pública la idea, seguramente falsa por generalizadora –aunque no exenta de ejemplos ilustres–, de que las grandes empresas suelen cometer irregularidades por dinero. Y que tales conductas desviadas siempre desembocan en una menor seguridad y ocasionan evidentes daños ambientales.

Lo pernicioso de semejantes creencias generalizadas –y hay que repetirlo, injustamente generalizadoras– es que, cuando se produce algún caso, siempre es convenientemente aireado como algo que ocurre sistemáticamente. Lo hacen todos los que se oponen a determinados comportamientos industriales –no sólo en el mundo nuclear, basta con mirar lo que ocurre con los cultivos transgénicos o ciertas industrias químicas–, y consiguen un éxito mediático tan fácil como eficaz. En realidad, es fácil asustar a la población con amenazas de todo tipo, sobre todo si además tienen que ver con algo tan inquietante como lo “radiactivo”.

Y así, se asume como obvia la posibilidad de que la “chupuza nacional”, en su momento la de la Rusia soviética, pueda provocar en cualquier lugar del mundo un grave incidente como el de

Chernobil. Que no sería la excepción, como de hecho lo fue, sino una especie de norma cuasigeneralizada, aunque convenientemente ocultada por los poderes fácticos...

Con todo, no cabe ignorar que las empresas del sector nuclear, sean éstas privadas o semipúblicas, están sometidas a la dura competencia del mercado y pudieran no estar exentas de tentaciones en cuestiones de seguridad reducida o menor vigilancia ambiental. Porque se trata de cuestiones altamente costosas, especialmente en el mundo nuclear, debido a las exigentes salvaguardias que impone la legislación internacional.

Esta sospecha, que planea desde siempre sobre la sociedad civil aunque sin prueba alguna, se agudiza en estos momentos cuando se ha abierto de nuevo un negocio que parecía declinante, como la construcción y los nuevos proyectos de centrales nucleares en distintos países.

El balance que cabe hacer en este sentido es, una vez más, muy negativo para la industria nuclear, en general, y para la gestión de sus residuos en particular. La situación es tal que la mayoría de la población piensa, sin excesiva racionalidad, que no basta con ser inocente mientras no se demuestre lo contrario, sino que se es culpable mientras no se demuestre, y de forma muy radical, que se es inocente. Lo cual puede incluir la demostración de que hay riesgo cero en lo que se hace; algo obviamente imposible.

Estas opiniones están presentes casi a diario en los medios de comunicación social cuando abordan noticias, por ejemplo, sobre procesos normales de operación en una central nuclear o en un almacenamiento de residuos -una parada para recarga del combustible o el sellado de alguno de los grandes contenedores del Cabril-, que son consideradas muy reseñables per se, aunque no haya la más mínima incidencia. Noticias que, además, no se incluyen en las páginas tecnológicas, o incluso económicas: siempre aparecen bajo el epígrafe "Ecología". Buena prueba de que se presupone que cualquier cosa que ocurra con las centrales, los residuos u otros sectores nucleares tiene necesariamente una incidencia ambiental. Obviamente negativa, claro; porque si no, no se daría la noticia.

En España, la gestión de los residuos está encomendada por ley a una empresa pública que depende del Ministerio de Industria, Enresa, cuyos accionistas son asimismo personas que representan a instituciones públicas. Pero no por ello está dicha empresa al abrigo de sospechas de malas actuaciones profesionales; no sólo por estar directamente implicada en el sector nuclear -aunque sea resolviendo un problema, el de los residuos, faceta positiva rara vez tenida en cuenta- sino porque además dispone de grandes sumas de dinero con las que el Estado quiere garantizar en el futuro la gestión sin agobios económicos de los residuos de alta actividad y el desmantelamiento seguro de las instalaciones.

Quizá si las grandes empresas constructoras de centrales nucleares, y las no menos grandes empresas explotadoras de la energía eléctrica producida, fueran públicas habría menos desconfianza acerca de la posible existencia de fraudes, sobornos o desviaciones en las cuestiones de seguridad y protección ambiental. A este respecto, cabe preguntarse si en Francia la más que notable aceptación social de la energía nuclear y de los problemas que plantea allí la gestión de sus residuos depende, aunque sea sólo en parte, de la existencia de una empresa eléctrica estatal, EDF, y de centros de investigación, procesamiento de combustible y otros, también de titularidad pública o semipública.

Y no es que los poderes públicos no puedan corromperse, pero siempre se piensa que las empresas privadas en la economía de mercado tienen un único interés, el afán de lucro. Algo que en una empresa pública puede verse matizado por otros intereses, políticos pero, sobre todo, colectivos. ¿Sería mejor percibida por la población una gestión nuclear, en todas las fases del ciclo de combustible y la generación de energía, exclusivamente en manos estatales y no privadas?

Otro temor convenientemente aireado por ciertos medios de comunicación tiene que ver con una especie de conjura de las empresas para impedir soluciones que pudieran resultar lesivas para sus intereses, aunque fueran más económicas, seguras o ambientalmente aceptables. Un ejemplo no nuclear podría ser el de las grandes compañías petroleras que, según muchas personas piensan, podrían estar impidiendo el desarrollo de energías renovables para no perder su cuota de mercado. Aunque es imposible demostrar nada, parece difícil creer que una conjura así tuviera éxito más allá de un tiempo forzosamente breve. Pero muchas personas lo afirman contundentemente, y los medios de comunicación sensacionalistas, incluso algunos de los más serios, suelen aludir al tema.

También aparecen con frecuencia en los medios de comunicación, en el cine o en la televisión, las cuestiones relacionadas con los enormes intereses de las empresas –farmacéuticas, por ejemplo, pero también y sobre todo energéticas–, que siempre priman por encima de la seguridad. En el caso de la famosa película *El Síndrome de China*, la encausada era directamente la empresa explotadora de una central nuclear. Incluso se presupone que los poderes públicos también pueden dejarse tentar por los intereses particulares; que pueden ser personales, como ocurre con la corrupción urbanística, por ejemplo, o incluso nacionalistas, como los intereses de una gran potencia que se antepone al interés del resto del mundo. Un buen ejemplo no nuclear de este estado de ánimo en las poblaciones de los países desarrollados –y no digamos en las de los países menos desarrollados– lo constituye la idea, no exenta de base, de que los americanos iniciaron la guerra de Irak para controlar el mercado del petróleo en la zona.

En suma, por injusto que parezca, son muchas las personas que temen que el mundo nuclear, en manos de intereses privados egoístas o de poderes públicos ambiciosos y corrompibles, no ofrezca nunca las mejores soluciones por razones indebidas. Y lo malo es que, aunque de ningún modo de forma generalizada, existen ejemplos de este tipo de comportamientos tanto en las empresas como en los gobiernos.

### ► Nuclearización de países conflictivos

La opinión pública es sensible a los temas internacionales sólo si le pueden afectar de forma directa. Y cuando el país es muy grande, como ocurre en Estados Unidos, sólo se ve el mundo exterior con interés cuando supone una amenaza potencial; por ejemplo, la “guerra de las galaxias” de Reagan se asentó en ese tipo de temores de la sociedad americana, algo que ocurrió también mucho más tarde, con el terrorismo internacional a partir del 11-S. O bien, claro, cuando se ve como una oportunidad de mercado por la que extender los tentáculos del poder económico. En cambio, los países más pequeños, como la mayoría de las potencias europeas, tienen mucho más acentuada su sensibilidad al sector exterior porque su propia historia se ha configurado a través de múltiples interacciones, a menudo belicosas, entre unas y otras regiones del continente.

En este sentido, la sensación de riesgo percibido por causa de una nuclearización de países que hasta ahora no poseían la bomba atómica es más que notable en la población europea. A ello hay que añadir la relativa proximidad de las zonas de conflicto potencial, esencialmente el Próximo Oriente, sede del casi permanente conflicto árabe-israelí, que podría ampliarse por el Este hasta los confines de la India occidental.

Esa zona del mundo incluye quizá las regiones más inestables social y políticamente consideradas. Pero son países con poderío porque precisamente ahí se localizan los mayores yacimientos de crudo del mundo, y los que más reservas acumulan. Además, las confrontaciones por motivos religiosos o étnicos –árabes e israelíes, pero también iraquíes-iraníes-kuwaitíes, sin olvidar la permanente disputa por Cachemira entre India y Pakistán-, son recurrentes y sin aparente solución, a pesar de los decenios transcurridos desde que se iniciaran.

Todo este panorama sería ya lo bastante preocupante si no fuera porque, además y sobre todo, algunos de esos países poseen la bomba atómica: con seguridad, Pakistán e India. Y muy probablemente Israel. Otros países como Irán quizá desearan poseerla, y ha sido muy comentada en la prensa occidental en estos últimos meses la posibilidad de que el dominio de la tecnología nuclear con fines pacíficos –para generar electricidad- pudiera ser utilizada por los iraníes con fines bélicos.

Desde luego, las personas normales –que conforman una opinión pública más bien inculta en temas científicos y técnicos, como ya hemos visto- no tienen por qué saber que no todas las tecnologías puestas en marcha para las centrales nucleoelectricas son válidas para poder luego fabricar armas atómicas. Pero es seguro que sí son capaces de percibir, aunque sea muy aproximadamente, la gravedad que podría encerrar en esa región explosiva la existencia de más países nuclearizados con fines bélicos.

Lo esencial, en todo caso, es que sin más reflexión se acepta que la energía nuclear para usos civiles, por ejemplo la producción de electricidad, es equivalente a la energía nuclear con fines militares. O, lo que es peor, que cuando se tiene la una ya se posee la otra.

Eso es cierto en algunos casos, claro. Y precisamente por eso la opinión pública las coloca a un mismo nivel, con una valoración obviamente negativa. Además, si el problema de los residuos radiactivos es ya de por sí delicado en los usos civiles, los que se generan en la industria nuclear militar, mucho más cuantiosos y peligrosos, suponen un lastre difícil de asumir, aunque sólo sea un corolario de la mera presencia de bombas nucleares en los arsenales de los países que las poseen. Empezando por las bombas ya “antiguas”, en las que el material fisible ya no es igual de eficaz que cuando fueron fabricadas y que se convierten así, por el simple paso del tiempo y sin haber sido nunca utilizadas –¡afortunadamente!-, en un residuo peligroso y muy incómodo de gestionar.

Al lado de ese problema, que han de encarar países tan próximos a España como Francia o el Reino Unido, las cuestiones relacionadas con los residuos radiactivos de las centrales nucleares, y no digamos con los de baja y media actividad, parecen muy sencillas de resolver. Hay más países nuclearizados, aunque están mucho más lejos de nosotros: China, sobre todo, pero también Corea del Norte. Este último país sigue dando que hablar en la prensa internacional a causa de su declarada ambición bélica, y se da por seguro que posee bombas

nucleares, probablemente de pequeño tamaño, e incluso misiles de corto alcance. Para la opinión pública occidental, todo ello ha sido posible por causa de la tecnología nuclear con fines energéticos civiles –lo cual, como ya hemos dicho, sólo es cierto en algunos casos-, y eso hace que, por extensión, se piense que las centrales de electricidad son el prelude de la bomba atómica allí donde eso se desee hacer.

Un argumento más –valga lo que valga, que no es mucho en realidad- para estar en contra de esta tecnología y de todo lo que conlleva, residuos incluidos. Se acepta como inevitable la siguiente ecuación: poseer centrales nucleares para producir electricidad es equivalente a poseer la bomba atómica. No es un tema específicamente de residuos radiactivos sino de geoestrategia política. Pero inevitablemente genera aun más desconfianza en las personas poco informadas, que son la mayoría.

### ► Desconocimiento de los organismos oficiales

A pesar de todos los esfuerzos realizados por Enresa prácticamente desde su creación, y posteriormente por organismos tales como el Consejo de Seguridad Nuclear y otros, son muchas las personas que siguen desconfiando del mundo nuclear, en general, y de la gestión de sus residuos, en particular. De hecho, casi nadie establece la distinción entre “lo nuclear”, referido casi en exclusiva a las centrales nucleares, y la gestión de los residuos y el desmantelamiento de instalaciones radiactivas.

Es cierto que en España el mundo de las centrales nucleares ha estado durante mucho tiempo, y no sólo en la época de la dictadura sino al menos dos o tres lustros después, en manos de personas que asumían que no había por qué dar explicaciones a la sociedad. En síntesis, la idea era que sólo los técnicos podían entender la complejidad del asunto, y que lo mejor que se podía hacer era, una vez tomada la decisión política, optar por la confidencialidad, cuando no el secretismo. “Ojos que no ven, corazón que no siente”, como dice el refrán castellano.

Posturas semejantes son posibles en las dictaduras, y aun así, todo acaba sabiéndose. Pero con la llegada de la democracia, no sólo el país se hizo más libre sino también más curioso. Más deseoso de obtener información con la que poder ejercer la crítica social a los sucesivos gobiernos. Aunque en las grandes empresas propietarias de las centrales seguía predominando la idea de que lo mejor era seguir siendo muy cautelosos con la información, algunas instituciones, como el Foro Nuclear, comenzaron a aproximarse a cierta prensa especializada y destilar información en tono abierto, incluso propiciando viajes de trabajo a otros países.

No obstante, con la democracia y la plena libertad de prensa llegan también las informaciones sensacionalistas, a menudo escandalosas aunque carezcan en ocasiones de fundamento. Y los ecologistas, rotundamente antinucleares desde su misma génesis, contribuyeron a la desinformación, propalando toda suerte de rumores y noticias sin confirmar, o presentando elementos inocuos como de gravedad exagerada. Todo lo cual contrarrestó, y sigue haciéndolo, más que notablemente la cautelosa labor inicial del Foro Nuclear, que luego sería reforzada en el caso de los residuos por la labor divulgadora de Enresa.

Los accidentes de la Isla de las Tres Millas, en Estados Unidos, sin víctimas pero muy aireado en todo el mundo como prueba evidente de que la tecnología nuclear era falible, y luego el de

Chernóbil, con muchas víctimas y un enorme despliegue informativo a escala mundial, fueron esgrimidos como los argumentos supremos y definitivos en contra de cualquier cosa que sonase a "nuclear". Ya se sabía que era peligroso: y ahí estaban las pruebas.

Una vez más, y al margen de lo científicamente dudosas que parecen semejantes percepciones, la inmensa mayoría de la población asume que "nuclear" y "magnético", lo mismo que "radiación" o "transgénico" y muchos otros, son sinónimos de peligroso e inaceptable. Sin más discusión.

Cuando la autoridad era ejercida por un gobierno emanado de una dictadura, como ocurrió hasta 1975, se podía o no estar de acuerdo, pero no había mucho que hacer. Sin libertad de expresión, de reunión o de prensa, por sólo citar estos elementos esenciales de la democracia, es difícil protestar; ni tan siquiera es posible estar convenientemente informado de los posibles problemas.

Pero ya en democracia, las cosas cambian. Claro que cuando la información es abusiva existe el control de la Ley, pero muchas formas de contar las cosas, creando alarmas exageradas, por ejemplo, no son necesariamente delictivas. Realmente, ante una sociedad con buen nivel de vida y que ha pasado muy rápidamente a asumir como imprescindible el estado del bienestar, como ocurre en España, lo más fácil es conseguir que la gente se asuste casi con cualquier cosa.

Algunos organismos públicos encargados de velar por la correcta aplicación de las leyes que tienen que ver con el mundo de los residuos conocieron desde el principio este estado de cosas y lo incluyeron en sus planes de acción. Es el caso, en particular, de Enresa, que desde su misma creación inició diversas acciones encaminadas a proporcionar información lo más veraz y contrastada posible no sólo respecto a su trabajo, del que rinde cuentas al Ministerio de Industria y al Parlamento, sino respecto a otros aspectos de la ciencia y la tecnología que pueden incidir, directa e indirectamente, en el estado de la opinión pública sobre estos temas. La revista Estratos, los cursos para periodistas, los centros de visitantes de El Cabril y de la sede madrileña de la empresa, las exposiciones itinerantes, la colaboración con organizaciones profesionales de comunicadores y profesores... han sido vías exploradas por Enresa que mal que bien han intentado contrarrestar las numerosas desinformaciones.

Incluso el Consejo de Seguridad Nuclear, que aun siendo un organismo regulador que ejerce una función no sólo arbitral sino también sancionadora, acabó por ser consciente de los problemas que le planteaba a su labor la desinformación ciudadana, e inició hace ya unos años acciones encaminadas a dar a conocer su tarea a escolares y visitantes, a través de su propio centro de visitas, mejorando al tiempo su contacto con el mundo del periodismo.

Pero todo ello sigue resultando insuficiente. El diagnóstico que se puede hacer en estos momentos no es muy halagüeño. La desinformación es casi generalizada, la credibilidad del CSN –como organismo estatal no sometido a los vaivenes de la política partidista (o, al menos, no a corto plazo)- o de Enresa –como empresa pública que ha de solventar problemas de residuos de cuya generación son responsables otras entidades- sigue siendo más o menos la misma que la de las empresas privadas directamente implicadas en la gestión de la energía nuclear. Por injusto que parezca, la percepción de la sociedad española es que da lo mismo Endesa o Iberdrola, el CSN o Enresa. Puestos a desconfiar, todos esos entes son colocados más o menos al mismo nivel, y gozan de la misma –poca- credibilidad.

Es evidente que son muchas las personas que ignoran que el CSN sólo responde ante el Parlamento, o que Enresa no tiene nada que ver -en su Consejo de Administración, en sus dirigentes ni en su actividad- con las centrales nucleares ni con las empresas eléctricas. Desconocimiento que, obviamente, repercute en su escasa credibilidad cuando han de afrontar algún tipo de incidente, o simplemente cuando han de ejercer la labor que les encomiendan las leyes.

Las discusiones públicas en torno a decisiones del CSN sobre la central de Vandellós, la de Zorita, en su momento, o en torno al trabajo de Enresa en la construcción del centro de almacenamiento de El Cabril, son ejemplos bien ilustrativos. Se han dado casos tan peregrinos como el hecho de bloquear la carretera de acceso a El Cabril por vecinos de la zona, con el fin de que los camiones cargados de residuos no pudieran llegar a su destino, quedando en medio del campo. Al margen de la vulneración legal que ello supone, aun hay algo peor: si El Cabril es una solución al problema de los residuos, ¿qué pretendían los manifestantes? Sólo cabe una respuesta, que es una pura contradicción per se: que no se resuelva el problema de dichos residuos.

Lo sorprendente de este caso, que visto con perspectiva histórica no deja de ser una anécdota, es que refleja bien lo que opina una parte de la opinión pública. Quizá no mayoritaria pero sí tan activa como para organizar actos como éste con total impunidad, y con el apoyo de muchos vecinos y alguna que otra autoridad. Un comportamiento sólo explicable ante, por ejemplo, algún tipo de sospecha fundada de que lo que se hace en El Cabril es claramente contrario a la salud de la población o dañino para el medio ambiente, vulnerando la legislación vigente. Algo que, obviamente, no ocurre. Pero entonces, ¿por qué hay tanta gente que actúa como si eso fuese cierto?

Sólo cabe una respuesta: la escasa credibilidad de los estamentos oficiales ante buena parte de la población. Quizá sean ciudadanos a los que se les puede atribuir cierta mala fe, pero probablemente no a todos...

## **1.2. Elementos para una mejor comprensión**

### **► Convivencia con la radiactividad para usos civiles**

La mala comprensión por parte de la sociedad del problema que plantea la gestión de los residuos nucleares -ligada, como hemos visto, de forma inevitable a la imagen de la energía nuclear en su conjunto, e incluso a la de sus usos militares- se contrarresta aunque sólo sea parcialmente con algunos factores menos negativos que, aunque en escasa medida, algo mejoran el balance. Son argumentos que a veces emplean los defensores a ultranza de este tipo de tecnologías, pero no cabe ignorar el hecho de que en ciertos aspectos han hecho mella en algunos sectores de la población.

Por lo que respecta a los residuos radiactivos, algo que incluso los más furibundos enemigos de la energía nuclear reconocen es que nunca se ha producido en España accidente alguno que ponga en riesgo al medio ambiente ni mucho menos a la salud de los ciudadanos. No existe, probablemente, ninguna otra industria que presente semejante balance. Y eso es algo que muchas personas reconocen, a poco que alguien se lo recuerde.

Lo cual no impide que se les considere muy peligrosos y, por tanto, inaceptables. Pero es más bien una sensación distorsionada en la que el riesgo percibido es incomparablemente mayor que el riesgo real.

En cuanto a la energía nuclear en su conjunto, parece obvia la contundencia del argumento antinuclear basado en la bomba atómica. Por mucho que se esgriman las bondades de los usos pacíficos de la energía contenida en el átomo, Hiroshima y Nagasaki seguirán pesando mucho más que los argumentos más racionales y ponderados. El estigma recae no sólo sobre el conjunto de armamento nuclear, hoy en manos de menos de una docena de potencias, sino sobre cualquier otro uso, pacífico o no, de la energía nuclear.

Y, sin embargo, el conjunto de los usos pacíficos de la energía nuclear desde que terminó la Segunda Guerra Mundial presenta un balance más que positivo en cuanto a la seguridad. Y eso es algo que la sociedad en su conjunto, sin entrar en matices, seguramente valora poco, a no ser que se pongan en oposición a otros riesgos de la vida cotidiana. Sin excluir, desde luego, del balance a los accidentes tan comentados de la Isla de las Tres Millas y, sobre todo, de Chernobil. La comparación con los daños a la salud de las personas y al medio ambiente producidos por las distintas actividades industriales no nucleares, considerando la mortalidad y la morbilidad de las personas implicadas y el daño al entorno tanto en suelos como en agua y aire, no resiste comparación alguna. Y es éste un argumento que no suele airearse mucho porque es rebatido inmediatamente por los que se oponen a la energía nuclear simplemente pronunciando de forma contundente la palabra Chernóbil.

Pero las cifras son elocuentes. Considerando tan sólo las actividades relacionadas con el mundo energético, desde la minería y el transporte de carbón y de crudo, hasta la generación de electricidad por los medios usuales no nucleares, esencialmente las térmicas, e incluso las hidroeléctricas, el número de muertos en el medio siglo que llevan funcionando las centrales nucleares es, de lejos, muy inferior al de fallecidos en ese mismo periodo de tiempo por la minería de carbón, por ejemplo; incluyendo asimismo el acortamiento de la vida de la inmensa mayoría de los mineros por silicosis y enfisema. En cuanto a los daños ambientales producidos por las mareas negras de crudo derramado en accidentes de petroleros, o en las operaciones de carga y descarga del crudo en los distintos lugares del mundo, es obvio que han sido mucho más numerosos y mucho más impactantes para el medio ambiente en ese medio siglo último que los accidentes nucleares; es decir, Chernóbil.

Son sólo dos ejemplos que, desde luego, no suelen ser citados a menudo. Pero los esgrimen algunos ciudadanos informados –y también algunos, muy pocos, medios de comunicación– cuando se debate de buena fe sobre el modelo energético gracias al cual hemos conseguido algunos países nuestro actual nivel de desarrollo. Si la población magnifica el riesgo percibido, no parece defendible que también lo hagan los líderes de opinión y, sobre todo, los políticos.

La convivencia con la energía nuclear para usos civiles es ya banal en los hospitales y en las centrales nucleares españolas que hay en activo. Una convivencia ya antigua y, a pesar de los interesados y no muy objetivos escándalos relacionados con posibles incidentes, bastante pacífica. Lo mismo ocurre, en mayor escala aun, con la gestión de los residuos radiactivos, que no suele ser cuestionada en la mayor parte de España y sólo registra altibajos de crítica en el entorno cordobés de El Cbril, sin razones que justifiquen dichas críticas, por otra parte muy esporádicas y localizadas.

Esta banalización de lo nuclear en la vida cotidiana de las gentes se ve, sin embargo, negativamente contrarrestada por algunos de los factores enumerados en el conjunto del apartado 7.1.1. Especialmente los que tienen que ver con el uso bélico, real o potencial, de la energía nuclear por los diversos países que han optado por esa vía en su política exterior. Pero lo cierto es que España, al no estar implicada en el arma nuclear, convive con bastante naturalidad con el mundo nuclear.

### ► **Enresa y su labor divulgadora**

Ya hemos citado la normalidad relativa con la que se acepta que los residuos radiactivos no suponen un problema real en España. Esta situación no es tan plácida en el entorno de El Cabril ni en otras zonas afectadas por desmantelamientos de uno u otro signo (Fábrica de Uranio de Andújar, o bien Zorita y Vandellós, por ejemplo), pero en conjunto la labor divulgadora que emprendió Enresa hace más de veinte años ha conseguido que los ciudadanos informados sepan que la solución dada a los residuos es perfectamente homologable internacionalmente.

Es cierto que, como pasa con el apartado anterior, estos ciudadanos son pocos; el resto de la población simplemente ignora el problema, si es que hay un problema, y sólo se sensibiliza cuando hay un desastre, obviamente internacional puesto que en España no se ha dado incidente grave alguno. En este sentido, la tragedia de Chernóbil, aun no teniendo nada que ver con la gestión de los residuos –aunque ahora la propia central sea toda ella un gigantesco y peligroso residuo radiactivo–, contrarrestó mucho de lo logrado anteriormente con las campañas de comunicación veraz y ajustada a la actualidad.

La edición de una revista de influencia nacional, Estratos, y de una revista más próxima a los intereses de la comarca cordobesa en la que se enclava El Cabril, ha servido para proporcionar a los periodistas y a diversos sectores de la población, básicamente “decididores” sociales y políticos, informaciones diversas sobre el trabajo de Enresa pero también acerca de distintos temas de cultura científica y tecnológica de la que tan necesitada está no sólo la sociedad española sino también y sobre todo sus líderes económicos, sociales y políticos.

Los medios de comunicación han sido especialmente preocupados por estas actividades informativas de Enresa. Y son muchos los periodistas que, sin que nadie les haya intentado convencer de nada en concreto, han comprendido como mínimo la complejidad que encierra una correcta gestión de los residuos radiactivos, y la importancia que tiene la existencia de una empresa estatal dedicada a este fin, lo más al margen posible de los avatares políticos y los vaivenes de los cambios de gobierno. En ese sentido se puede comprobar que las grandes líneas de la gestión misma de los residuos y del dinero público que se ha de destinar a ese fin, y la política informativa de la empresa han variado poco en lo sustancial cuando ha gobernado uno u otro de los dos partidos mayoritarios de la política española.

Es cierto que en determinados momentos se optaba más bien por modelos de gestión a largo plazo, por ejemplo el almacenamiento geológico profundo, y que ahora parece que se opta por otro más temporal. Pero al público estos debates técnicos no le llegan. Y cabría añadir que tampoco es necesario; basta con que la ciudadanía sea consciente de que una empresa pública vela por la más correcta gestión de esos residuos en función de las tecnologías más modernas y siguiendo las políticas que internacionalmente parezcan más acertadas.

La colaboración de Enresa con la universidad, por ejemplo la UIMP o diversas cátedras en Córdoba, Madrid y Tarragona, entre otras, ha sido eficaz para proporcionar al mundo universitario relacionado con estas cuestiones la información, e incluso la formación, que permita a los futuros profesionales comprender la magnitud del problema y la complejidad de las soluciones que habrán de adoptarse para gestionar los residuos de alta actividad y para desmantelar cuando llegue la hora las instalaciones hoy en uso.

Finalmente hay que volver a citar los centros de visitas de la sede madrileña de Enresa y del centro de El Cabril. Las visitas de escolares y de colectivos sociales muy variados han ido permitiendo que numerosos jóvenes y ciudadanos de a pie entiendan un poco mejor el mundo de los residuos. Y de paso sirven para eliminar la impresión, generalmente atribuida al mundo nuclear en su conjunto, de secretismo en sus trabajos. Nunca fue más cierta la vieja máxima de que sólo se teme lo que se desconoce.

En este sentido sólo puede constatarse que esa labor de Enresa no sólo era necesaria sino que parece cada vez más imprescindible para alcanzar objetivos de comunicación social más amplios aun que los hasta ahora conseguidos. Con todo, no es que lo hecho sea malo, sino todo lo contrario; pero en conjunto es posible que todavía sea insuficiente. Es más, quizá lo sea siempre.

### ► Debate social energía nuclear versus cambio climático

Los problemas relacionados con el cambio climático podrían ser en estos momentos la razón más clara por la que la opinión pública pudiera ir variando su mayoritario rechazo a la energía nuclear hacia una tibia aceptación progresiva.

Las informaciones en torno al calentamiento global han convencido a una gran mayoría de la población, y así lo confirman la casi totalidad de los medios de comunicación, de que en los últimos tiempos se están dando los años más calurosos nunca conocidos. Ese dato parece difícil de rebatir porque, en efecto, los científicos afirman que los cinco años más cálidos de los últimos cien años se han dado en el último decenio; en particular, 1998, 2003 y 2005 se discuten el dudoso honor de ser los más cálidos. Y aunque aun no ha sido confirmado, se afirma ya que 2006 les ha ganado a todos; todo el mundo parece estar de acuerdo en que nunca tuvimos un otoño y un comienzo del invierno tan escasos de frío. Algo bastante claro en España, pero bastante patente igualmente en casi todo el mundo; quizá baste el dato de que Hydroquébec, la compañía energética canadiense, afirmaba a finales de 2006 que en el otoño se había reducido el consumo eléctrico en un 25% debido a las altas temperaturas. De hecho, en ciudades como Montreal durante las fiestas de fin de año 2006 y los primeros días de enero 2007 hubo temperaturas sobre cero incluso en las mínimas, cuando lo normal es entre 15 y 25 bajo cero. Y no hace falta recordar que en España las estaciones de esquí estuvieron sin nieve y con temperaturas positivas hasta bien entrado enero.

¿Significa todo esto que, en efecto, el cambio climático ya está aquí? Probablemente no. Igual que en enero de 2006 se batieron todos los recordé de frío en enero (18,5 bajo cero en Utiel, zona vinícola de Valencia, el 27 y 28 de ese mes) y eso no impidió que el conjunto del año fuese extremadamente cálido (con una primavera y un otoño de temperaturas mucho más altas de lo normal, un invierno algo más breve pero riguroso, y un verano normal), el final de enero de 2007 también ha deparado fríos generalizados y copiosas nevadas no sólo en los lugares tradicionales sino en las tierras del interior... de Almería, Granada y Murcia.

Con todo, no es ésa la cuestión que aquí interesa destacar, sino la conciencia generalizada de que el cambio climático ya está con nosotros, y para quedarse. Y que eso podría ser no ya malo sino incluso catastrófico. Con una contrapartida un poco absurda, si bien se mira: hemos ahorrado energía por causa de un otoño y un invierno no muy fríos, algo siempre positivo (puesto que la mayor parte de esa energía se genera a base de utilizar combustibles fósiles, con las correspondientes emisiones de gases de efecto invernadero). Si, además, llueve mucho más de lo normal, como ocurrió en el otoño de 2006 en casi toda España (excepto la costa este y sureste), tanto mejor. ¿Dónde está la catástrofe?

Obviamente, las estaciones de esquí han protestado porque su negocio ha sufrido en las vacaciones navideñas, pero nadie protesta cuando otros años hay mucha nieve desde muy pronto. Y, en todo caso, el refranero vuelve a darnos la pista: nunca llueve a gusto de todos.

En todo caso, a pesar de estas consideraciones y muchas otras que obviamente no caben en estas páginas, la población ha sido convencida de que el clima se ha desarreglado para siempre –nunca estuvo “arreglado”, dicho sea de paso, pero para la opinión pública eso es irrelevante– por culpa del modelo energético basado en quemar carbón, petróleo, gas natural y sus derivados. Y se decreta, como único remedio infalible, la reducción drástica de las emisiones de gases de efecto invernadero.

Y ahí viene el problema. Nadie quiere dejar el coche en el garaje, los aviones nunca han volado tanto, el transporte por carretera es el rey de las autopistas con un imparable descenso del tráfico ferroviario, el consumo eléctrico no deja de crecer cada año en todo el mundo desarrollado, y aun crece más deprisa en el mundo en desarrollo (China e India principalmente). En suma, el mundo cada vez consume más petróleo, más carbón, y lo que haga falta. Y sigue faltando energía.

¿De dónde sacarla, sobre todo si reducimos el consumo de carbón y de hidrocarburos? Obviamente, de las renovables. Pero todo el mundo asume, con mayor o menor conocimiento de causa, que con eso no basta; son energías complementarias, nunca alternativas. Y aquí es donde reaparece, como una especie de ave fénix, la panacea olvidada: la energía nuclear.

En Europa se empieza a hablar de ello, los periódicos –con cierto escepticismo, todo hay que decirlo– ya tratan abiertamente el tema, y la población civil se interroga si eso que siempre se supuso que era peligroso no va a resultar siendo, gracias a los avances tecnológicos, la solución al problema del clima y sus trastornos.

Inmediatamente se aduce como corolario que, aunque la energía nuclear produce mucha energía con emisiones prácticamente nulas de gases de efecto invernadero, en cambio produce residuos muy complicados de gestionar y para los que se asume que aun no existe solución.

Las afirmaciones de las que nos hacemos eco en este capítulo 7 no suelen ser muy realistas, pero constituyen verdades comúnmente aceptadas por el mundo periodístico y, sobre todo, por la mayoría de la población. Y ésa es la razón por la que la gestión de los residuos radiactivos –que sean de baja o alta actividad no es relevante para el gran público, a pesar de la enorme diferencia tecnológica y económica que requiere el manejo de unos u otros– se ha convertido en el principal protagonista de esta dicotomía “cambio climático-energía nuclear”. Suponiendo que la población, con mayor o menor acierto al respecto, tuviera claro que los residuos no

constituyen un problema grave, parece obvio que la aceptabilidad social de la energía nuclear subiría muchos enteros. Y no tanto por sus posibles ventajas sino porque se asumiría que podría ser el mejor freno posible al cambio climático.

### ► **Difusión de soluciones futuristas**

Aunque proceda de comunidades muy específicas, como determinados estamentos universitarios o tecnológicos, la información en torno a determinadas soluciones “milagrosas”, como la transmutación, ha acabado por llegar al gran público, aunque ciertamente de manera segmentada y no generalizada. Ha habido numerosos artículos de prensa, incluso sesiones parlamentarias a nivel estatal –en el Senado- y autonómico –en las Cortes de Aragón-, y desde luego numerosas intervenciones en radio y televisión hablando de este tema. Que indudablemente haría, de ser cierto, disminuir enormemente la trascendencia de los problemas relacionados con la gestión de los residuos radiactivos.

No es nueva la idea, y parte incluso de conceptos míticos –la transmutación de la materia gracias a la “piedra filosofal” que tanto buscaron los alquimistas- que persiguieron incluso algunas mentes geniales del pasado, como el propio Newton. La transformación de plomo en oro, que era el objetivo indisimuladamente materialista que subyacía tras aquellos intentos tan patéticamente infantiles, se hizo posible finalmente cuando la ciencia comprendió la estructura interna de los átomos e incluso nos dotó de los medios para alterar dicha estructura artificialmente.

Si los residuos radiactivos más preocupantes –elevada actividad y muy larga vida- pudieran ser transmutados en isótopos estables o, cuanto menos, de vida corta y menor actividad, es obvio que podríamos dar por cerrado el capítulo de la gestión de dichos residuos, al menos como problema de difícil solución.

Sobre todo si quien propone semejante solución es nada menos que un Nobel mediático e hiperactivo como Carlo Rubbia, prometiendo que, además de transmutar residuos de alta actividad en residuos mucho menos peligrosos, podría obtenerse energía. ¿Cómo? Utilizando neutrones rápidos en un acelerador de partículas, y bombardeando los residuos para producir nuevas reacciones cuyo calor podría aprovecharse, y que de paso engendraría residuos de la familia del torio, mucho menos activos al final de la escala.

El público en general no entiende muy bien entonces por qué se utiliza uranio, o plutonio, y no torio. Ni sabe por qué unos neutrones son rápidos y otros lentos. Ni, por supuesto, es consciente de que la tecnología que propone Rubbia no existe, sólo la teoría. Sencillamente, la opinión pública se interroga acerca del “milagro”: si es posible, ¿a qué esperamos? Y si no lo es aun, ¿por qué no se acelera su puesta en marcha con más medios en lugar de gastar mucho dinero en otras soluciones futuristas igualmente costosas y geniales, y tan a largo plazo o más, como por ejemplo la fusión nuclear?

Esta última pregunta la hemos tomado de un artículo aparecido en una revista generalista de divulgación, de gran tirada, hace dos o tres años. Y es sintomática de lo que puede llegar a pensar mucha gente acerca de las soluciones: éstas existen, pero hay oscuros intereses –una vez más, la teoría de la conspiración, que también se aplica a las renovables, cuyo desarrollo estaría supuestamente impedido por los intereses petrolíferos- que impiden que se desarrollen o se pongan en práctica.

Se trata de una especie de paranoia social, que funciona en casi todos los órdenes de magnitud, desde la propalación de la "noticia" según la cual los americanos jamás pisaron la Luna y todo fue un montaje hollywoodiense, hasta la idea de que en el 11-S los propios norteamericanos derribaron algunos de los aviones que no llegaron a su destino, incluyendo por supuesto la sospecha por razones políticas de que el 11-M en Atocha fue obra, directa o indirectamente, de ETA, con el inocuo ácido bórico como elemento explosivo clave. Pero no por eso cabe despreciar el estado de opinión que genera.

En el caso de los residuos radiactivos, quienes piensan, aunque sea erróneamente, que la solución a corto plazo pudiera venir de la transmutación –mediante el sistema propuesto por Carlo Rubbia, o mediante otro sistema ya existente o por llegar-, mostrarán indudablemente una mucho menor oposición a las cuestiones de tipo nuclear –energía, sobre todo- que quienes siguen pensando, y seguramente son mayoría, que este tema es uno de los principales talones de Aquiles de dicho sistema energético, y de tanta gravedad como para obligarnos definitivamente a prescindir de él.

## 2. Cómo afrontar el problema en España

### 2.1. Mejorar la información pública, fomentar la participación ciudadana, objetivar el debate

La legislación española impone determinadas condiciones para la actividad pública que requieren, en la mayoría de los casos, la necesidad de informar públicamente acerca de la actividad en concreto de que se trate. Tanto para temas urbanísticos como para muchas otras cuestiones que entiende el legislador que deben ser conocidas por los ciudadanos, e incluso que permita a éstos alegar cuanto estimen oportuno antes de tramitar la normativa correspondiente.

La teoría es ésa, pero la realidad es bien diferente. La administración, y eso es válido en el ámbito europeo tanto como en el estatal, el autonómico e incluso el local, se comunica a través de sus correspondientes Boletines Oficiales, que se suponen de pública lectura y comprensión, cuando en realidad ningún ciudadano no especializado los consulta jamás. Suele ocurrir que los periodos de la llamada "Información Pública" y los posteriores plazos dados por la administración para que los administrados puedan alegar lo que crean conveniente son sólo utilizados por personas especializadas en las cuestiones correspondientes, sin que los ciudadanos de a pie participen, o apenas, en los posibles debates sociales que pudieran abrirse con ciertas decisiones de los poderes públicos.

Esto es especialmente relevante en el caso de la energía nuclear, en general, y en las cuestiones referentes a la gestión de los residuos radiactivos, en particular. La consecuencia real es que muchas decisiones, que además probablemente sean técnicamente correctas, no sólo son ignoradas por los ciudadanos que posteriormente pueden verse afectados sino que, finalmente, acaban produciendo mayor rechazo en dichos sectores de la población precisamente porque pueden sentirse excluidos del debate previo. Aunque se hayan cumplido rigurosamente los plazos de esa "información pública" que suelen exigir la mayoría de los procedimientos administrativos.

En suma, dicho sistema de información pública no sirve para lo que se supone que debe servir. Máxime cuando, en ciertas cuestiones conflictivas, esos mecanismos perfectamente ajustados

a la legislación vigente suelen ser en cambio denunciados por grupos ecologistas –en el caso de los temas nucleares eso ocurre de forma casi sistemática- como mecanismos ocultistas y casi subrepticios, cuyo único fin es tomar decisiones negativas para la comunidad en beneficio de unos pocos –entiéndase grandes empresas del sector energético, cuando no intereses individuales delictivos-.

Existen numerosos ejemplos de esta situación que, desde el punto de vista de la Administración del Estado bien se podría calificar de kafkiana: el Estado informa a través de los mecanismos legales previstos, pero es denunciado precisamente por no hacerlo; y esa denuncia resulta creíble porque, en efecto, la información no llega prácticamente nunca a su destinatario previsto, que es el ciudadano de a pie.

¿Cómo solucionar este problema de manera efectiva? Porque es obvio que cuando un alcalde opta por presentar su municipio a una convocatoria pública –que obviamente tiene compensaciones positivas para el pueblo- a una instalación “delicada” como, por ejemplo, un laboratorio de experimentación para desarrollar métodos y tecnologías de caracterización de determinados sistemas geológicos (granitos) con vistas a determinar si este tipo de rocas serían válidas para un almacenamiento a largo plazo de residuos radiactivos (el caso es real, ocurrió en el municipio toledano de Nombela, a partir de 1995, y antes en Aldeadávila de la Ribera (Salamanca). Y la decisión de 2004 del Parlamento español para estudiar un Almacén Temporal Centralizado es calificada por todos los grupos ecologistas de “indefinida y ocultista”. ¡Una decisión del Parlamento, tomada con luz y taquígrafos y por unanimidad entre todos los partidos políticos!

No importa. Le realidad es que de esa decisión de los representantes de todo el pueblo español –decisiones parlamentarias unánimes, aunque sean tomadas en Comisión, hay bien pocas- no se ha enterado casi nadie. Y si algún alcalde de población opta por dicho ATC, en seguida es tildado de ingenuo por ignorar “lo que hay detrás” de semejante instalación, y ha de retirar su oferta si no quiere perder las siguientes elecciones.

Son innumerables los ejemplos, y la conclusión es clara: los mecanismos de información pública previstos por la legislación vigente son a todas luces insuficientes. Sobre todo en la era de Internet y en el mundo de la información devoradora de actualidad que todo lo invade. El Estado no puede seguir confiando esos mecanismos de información a los ciudadanos a los mismos sistemas que hace un siglo: boletines oficiales, resúmenes de la actividad parlamentaria, oficina de prensa de los ministerios...

La expresión misma “oficina de prensa” ya entraña, inevitablemente, un componente negativo: su información estará sesgada a favor del ministro, y eventualmente del Gobierno, de turno. Conviene, no tanto por denominación en si, sino por la filosofía que subyace en el término, rebautizarlas como Gabinetes de Información. Es decir, la empresa –o el Estado- informan a la ciudadanía, rinden cuentas públicamente de su gestión. Y eso implica una actitud proactiva, contando lo que ocurre –sea bueno o no- y explicando los porqués y los cómo. Con ello se evita uno tener que dar información tardía sobre un problema de otros denuncian desde fuera: no es lo mismo contarlo, y con los términos adecuados, que tener que salir tarde y mal a responder a informaciones externas, no siempre bien intencionadas, que pueden haber exagerado el asunto. La percepción del público es, obviamente, mucho más negativa en este segundo caso.

Por desgracia, son muchos los departamentos de prensa públicos –y no digamos privados- que siguen administrando cicateramente la información que ofrecen a los ciudadanos y a los medios de comunicación. Si uno quiere ocultar algo que no quiere que salga a la luz pública, ha de hacerlo muy bien; porque si acaba saliendo por otras vías, ya será mucho más difícil la defensa o la contra argumentación.

## 2.2. Implicar al ecologismo

Todo aquello que concierne a las actividades nucleares, todas ellas generadoras de algún tipo de residuo que resulta obligatorio gestionar, es rechazado de plano por el movimiento ecologista. Pero a esta generalización podemos oponer algunos matices muy significativos.

Por ejemplo, su caballo de batalla no es la bomba atómica –en España, obviamente, porque hemos renunciado a ella, pero ni siquiera atacan de frente este problema en los países que sí la poseen- ni tampoco los usos nucleares para la investigación o la medicina. Probablemente, porque existe la posibilidad de que esa oposición genere un rechazo social por oponerse a “lo nuclear” incluso si sirve para mejorar nuestras vidas y no digamos para ayudar a combatir enfermedades muy graves.

El principal enemigo a combatir para los ecologistas es constituido por las centrales nucleoelectricas. Una central nuclear para producir electricidad tiene unos costes inasumibles y casi imposibles de amortizar. Además, supone un peligro constante, como una especie de bomba atómica siempre al borde del estallido. Incluso en su funcionamiento normal, la central nuclear pone el peligro la salud de los ciudadanos que viven cerca. Y, por supuesto, genera la amenaza insoportable de unos residuos muy peligrosos y de casi imposible gestión. En suma, un capricho del mundo capitalista que pone en riesgo a la humanidad entera para beneficiar a unas pocas empresas multinacionales.

Al margen de la evidente exageración de semejantes postulados, no deja de ser interesante el que, en esencia, todos ellos son asumidos por la mayor parte de la población, con mayor o menor contundencia.

Existe una idea generalizada de que las centrales no sólo son caras sino que jamás pueden rentabilizarse a menos que los Estados compensen a sus empresas propietarias con regalías inaceptables.

También se piensa que seguras, lo que se dice seguras, no deben ser; a pesar de que muchas poblaciones viven cerca de una central desde hace varios decenios y son conscientes de que allí no pasa nada; pero siempre aletea la duda, el “nunca se sabe”.

Muchos reportajes periodísticos se han hecho eco de la mayor frecuencia de enfermedades de un tipo u otro, generalmente cáncer o leucemia, en localidades situadas más o menos cerca de las centrales nucleares; estadísticas jamás confirmadas epidemiológicamente y, además, en casos muy aislados imposibles de correlacionar con los promedios usuales. No importa, la duda ya está sembrada; y siempre acaba pesando más un reportaje sensacionalista que asusta mucho que los mensajes tranquilizadores de los expertos.

Y, finalmente, los residuos son considerados por la ciudadanía de forma muy mayoritaria como “el” talón de Aquiles de la industria nuclear. Esta expresión no es la primera vez que surge aquí, pero ello se debe a que casi todo el mundo, incluso el menos apasionado a favor o en contra

de “lo nuclear”, la emplea como argumento supremo en contra de los usos de la radiactividad con fines pacíficos. Evidentemente, prácticamente todos los españoles están en contra de las bombas atómicas.

El éxito mediático de los ecologistas no es tanto haber conseguido generalizar estos estados de opinión sino, como antes veíamos haber conseguido sacar del debate los usos científicos y médicos de la radiactividad. Es evidente que se trata de un capítulo minoritario, en cuanto al volumen económico y de residuos producidos, por ejemplo, comparado con el de las centrales nucleares. Pero no por ello podemos pasar por alto las precauciones obligadas a la hora de utilizar la radiactividad -y las radiaciones ionizantes en general- para la medicina o la investigación, ni el control que sobre esas instalaciones ha de ejercer el Consejo de Seguridad Nuclear, ni la correcta gestión de los residuos generados, que ha de gestionar Enresa como en el caso de los demás residuos radiactivos.

Otro éxito mediático más que notable de los ecologistas, que también hemos señalado más arriba, consiste en ignorar la enorme cantidad de residuos radiactivos peligrosos que produce la industria armamentística mundial. No sólo ahora, sino desde hace más de medio siglo. Porque muchas bombas han dejado de ser útiles ya, bien por “envejecimiento” de su material fisible o de la tecnología utilizada, bien por causa de los desarmes nucleares que algunas grandes potencias han acordado. El volumen de residuos que todo ello supone, añadido a los residuos generados en los centros tecnológicos donde se ha puesto en marcha la fabricación de dichas armas, no es fácil de calcular, y además está sometido a un riguroso control de confidencialidad militar. Pero no es difícil pensar que se trata de una cantidad muchas veces superior a la de todos los residuos radiactivos originados por las actividades civiles.

De todo esto la población civil no tiene realmente conciencia. A pesar de que esos residuos son generados en países tan próximos como Francia o el Reino Unido, por ejemplo. Otro éxito indudable de los ecologistas: estamos mucho más preocupados por el hecho de que China o la India estén construyendo o proyectando veinte o treinta centrales nucleares más, y no por el hecho de que esos dos países sean potencias nucleares y posean un arsenal de bombas realmente importante.

Ése es el poder del movimiento ecologista, y parece obvio que sólo cabe intentar implicarle en la solución de la problemática de los residuos si se quiere solventar a medio plazo la cuestión de los almacenamientos de residuos de alta actividad y larga vida.

Para ello, los ecologistas ponen como condición *sine qua non* la supresión de la energía nuclear para la generación de electricidad. Sólo entonces aportarían su apoyo a las soluciones técnicamente más recomendables que el Estado pudiera adoptar.

Parece una postura inadmisibile, y tiene un indudable aroma a extorsión. Se comprende la renuencia de las autoridades y de las empresas a entrar en ese tipo de discusión.

Con todo, en el mundo del ecologismo hay personas muy diversas, y las actitudes no son tan monolíticas como pudiera parecer. Es obvio el rechazo sistemático a “lo nuclear”, pero no parece tan obvio, por irreal, ese mismo rechazo a las soluciones que se vayan arbitrando, sobre todo cuando cumplen todas las premisas técnicas, científicas y económicas que la ciencia mundial va descubriendo e imponiendo. Eso sucedió, por ejemplo, en el Cabil: en el inicio,

oposición frontal –recuérdese el cínico lema “cuanto peor, mejor”–, luego aceptación muy parcial y siempre exigiendo contrapartidas, a menudo muy poco realistas. Y finalmente, aceptación no explicitada pero sí “de facto”, con protestas muy aisladas de grupos locales y vecinales que no impiden, salvo casos aislados, el normal funcionamiento de la instalación. ¿Es posible tomar este modus operandi como ejemplo a seguir para las futuras actividades de desmantelamiento de instalaciones y almacenamiento temporal de residuos peligrosos?

En cuanto al desmantelamiento, los casos de Vandellós –casi modélico en este aspecto– y de Zorita –recién iniciado– parecen mostrar una pauta relativamente racional. Quizá porque la sociedad entendería mal la oposición ecologista a unas actividades que, después de todo, van en el sentido de lo que predicán: eliminar instalaciones nucleares.

El problema del ATC es diferente. Los ecologistas, aunque sin pronunciarse oficialmente porque el Gobierno no ha tomado la decisión de cerrar cuanto antes las centrales que ellos reclaman, parecen defender los almacenamientos “in situ”. Lo que en España significaría la existencia de siete Atas en diferentes regiones. Desde el punto de vista filosófico, el movimiento ecologista considera eso “más justo” que concentrarlo todo en un sólo lugar, que habría de purgar las penas, por así decirlo, de todos. También piensan los ecologistas que el transporte de los residuos de alta actividad suponen riesgos inasumibles, y por ello deberían quedarse donde están, en las centrales. A cambio, reconocen que la seguridad y vigilancia de estas instalaciones –por ejemplo, contra un ataque terrorista– es mucho más complicada y costosa: hay que defender igual un sólo ATC centralizado que cada uno de los siete ATCs locales.

En todo caso, parece evidente algo sustancial: el movimiento ecologista, al margen de la extorsión que supone su actitud (no hablar de residuos mientras no se cierren las centrales), ha considerado en serio el problema y ha llegado a una conclusión provisional: uno o varios ATCs, con ventajas e inconvenientes más o menos similares. A lo que sí parecen oponerse es al almacenamiento geológico profundo, más definitivo.

Es por ello que, con toda la carga de apasionamiento e incluso irracionalidad que suelen conllevar los discursos ecologistas “oficiales”, parece obligado implicar a estos movimientos sociales tan influyentes –en la prensa y, por ende, en la opinión pública– en el debate en torno a las posibles soluciones, quizá ofreciéndoles contrapartidas si ellos no obstaculizan las actuaciones que haya que emprender. En ese sentido, y aunque parezca una cierta claudicación, la integración de los grupos verdes en determinados estamentos consultivos, e incluso en consejos de administración de empresas públicas, podría ser el germen de una mejor comprensión que bien podría mejorar la situación actual, por poco que fuera.

### **2.3. Mejorar la comprensión de escolares y público en general**

Ya ha quedado señalado el grave problema que existe en España, y en muchos otros países industrializados, por la distancia existente entre lo que saben los ciudadanos y lo que sabe la ciencia. Y aun es mayor el abismo que media entre lo que saben esos mismos ciudadanos y las diversas tecnologías que están a su disposición en todos los órdenes de actividad, tanto sanitaria y cultural como meramente recreativa o doméstica.

Desde luego, resulta utópico pretender que las personas corrientes acaben entendiendo lo que significa un Gray o un miliSievert, ni siquiera que comprendan bien por qué es diferente la

fusión de la fisión. Pero es obvio que en aquello que se utiliza todos los días, como por ejemplo los teléfonos móviles o la televisión, y en conceptos tan utilizados como “radiación” o “energía” si se podría aspirar a mejorar esa cultura básica de la población. En realidad, a lo que nos enfrentamos es al cada vez más patente, y en constante crecimientos, problema de la cultura científica del gran público.

¿Qué divulgación debemos favorecer? Obviamente, aquélla que se diferencie de manera notable de lo que se enseña en los colegios; sobre todo cuando afecta a un público adulto para el que no valen las recetas escolares al uso.

Ante todo, hay que considerar sólo los conceptos que tienen que ver con la vida cotidiana de las personas, y no con la abstracción de las ciencias especializadas. Y esos conceptos deben ser explicados en un lenguaje comprensible, cuando sea posible, o traduciendo de la manera más clara posible los términos que no haya más remedio que emplear. Por ejemplo, muchos informes sobre residuos radiactivos hablan de experimentos con “análogos naturales”. Ambas palabras, análogos y naturales, son de fácil comprensión; pero el concepto que subyace detrás de ellas no es nada sencillo de entender. Y por no explicarlo debidamente –por ejemplo, en el escándalo que montaron los ecologistas en Nombela- es fácil que la población entienda que lo que se quiere hacer es precisamente lo contrario de lo que se pretende. En lugar de comprender que aquellas granitos degradados podían servir para probar en unos pocos años cómo se comportarían los granitos más estables en muchos siglos, lo que realmente hicieron creer los ecologistas –con obvia mala fe científica- es que lo que se pretendía es probar la posibilidad, más que probable, de utilizar dicho lugar como almacenamiento definitivo. Por supuesto, con ocultamiento y de manera subrepticia, engañando a la población con pretextos poro creíbles. Al margen de los esfuerzos que de manera indudable hizo Enresa por explicar los experimentos –por cierto, con muy escaso apoyo de otras instituciones, que en algunos casos jugaban a la contra de manera claramente irresponsable-, es evidente que no se consiguió el propósito de explicar a la población por qué aquellas rocas eran unos magníficos análogos naturales con los que experimentar en años lo que la naturaleza puede conseguir en muchos siglos.

Es como el uso de modelos en física o en biología: sirven para esquematizar sistemas complejos imposibles de representar a su escala real en un libro o una pantalla –por ejemplo, por su tamaño excesivo, en los modelos cósmicos, o por su tamaño muy reducido, como en los modelos de moléculas y átomos-, pero obviamente cometen errores de simplificación y de escala. Como decían los matemáticos clásicos de la Geometría: el arte de razonar correctamente sobre figuras dibujadas incorrectamente.

En estos esfuerzos por mejorar la comprensión de la problemática de los residuos radiactivos en el público deberíamos distinguir al menos dos escalones bien diferentes: el de los escolares y el del público adulto en general.

Los escolares reciben su enseñanza reglada año tras año, de manera uniforme y convergente. Todos los niños y niñas de España aprender lo mismo y a las mismas edades. El contenido de esos programas ha ido variando según las distintas leyes educativas de los gobiernos han ido imponiendo, pero en esencia se observa una progresiva disminución de las asignaturas de ciencia en el curriculum del bachillerato. Pésima noticia por si misma, pero sobre todo por lo que respecta a la cultura científica de los futuros ciudadanos adultos. Es cierto que, como suele decirse con ironía, la cultura es lo que se nos queda tras olvidar casi todo lo que aprendimos

en el bachillerato. Por eso, cuanto menos aprendamos de jóvenes, en este caso ciencia, menos se nos quedará después.

Parece, pues, urgente acometer un programa serio de difusión de cultura científica en la población escolar. Reformar los planes de enseñanza parece utópico, y además seguramente irrealizable aunque se quisiera hacer. Además, una minoría de profesores jóvenes no debidamente informados pero sí muy activos en la difusión de sus ideas, defienden el romanticismo ecologista según el cual el mundo actual es rechazable porque rompe toda clase de equilibrios naturales que ponen en peligro al planeta entero. Y entre esas agresiones del mundo desarrollado el paradigma de lo negativo lo constituye la energía nuclear. No es caso ahora de discutir lo absurdo de semejante propuestas -¡nada menos que todo el planeta en peligro!- sino de constatar su efectividad entre la población juvenil a la que le llegan tales mensajes.

¿Cómo contrarrestar aquello que parece obviamente negativo a la luz de lo que hoy sabe la ciencia? En el caso de los escolares en general, quizá haya que pensar en acciones tendentes a proveer a los jóvenes, como complemento de la enseñanza reglada y no tanto como parte constituyente de los programas escolares, de suficientes elementos de conocimiento que les permita al menos tener acceso a una información neutral y contrastada sobre la problemática real que nos plantean los residuos radiactivos.

Algunas de esas acciones se ejercen en los centros de visitantes de El Cabril, de Enresa e incluso del CSN. Lo mismo que algunas exposiciones itinerantes propiciadas por Enresa en diversos museos interactivos españoles. Quizá habría que pensar en más elementos informativos, como cómics o animaciones, desde luego utilizando las nuevas tecnologías, con DVDs y vídeos sobre estas cuestiones tratadas de manera adecuada al público infantil y juvenil; incluso con videojuegos en los que se introduzcan conceptos correctos sobre la temática de los residuos... Es evidente, en todo caso, que habría que diseñar todo un plan de diseminación cultural para jóvenes en lo que concierne al problema de la gestión de los residuos radiactivos. El problema de los profesores se puede abordar a través de los Centros de Profesores y Recursos (CPR, también llamados según la comunidad autónoma correspondiente CEP, CEFIRE, etc.). Los responsables de dichos centros, a su vez profesores de instituto, están muy necesitados de material gráfico, de vídeos o DVDs, incluso de conferenciantes o jornadas de visitas sobre cualquier tema que ayude a que los profesores reciclen sus conocimientos y mejoren la eficacia de su labor docente. Eso no va a evitar que los más exaltados antinucleares sigan siéndolo, pero al menos proveerá de información neutral y contrastada a todos los demás. Un profesor no debidamente informado en el mejor de los casos se inhibirá ante las preguntas que sobre estas cuestiones le planteen los alumnos. Pero si dispone de material de apoyo suficiente, quizá sea capaz de ofrecer información equilibrada que en otro caso jamás podría difundir.

En cuanto al gran público, existen dos grandes polos de divulgación de masas, muy poco o nada empleados para los fines que aquí estamos comentando: la televisión, sobre todo en cadenas de mucha audiencia y en horarios buenos (todo lo cual resulta costoso en términos económicos) y los museos de ciencia, especialmente los interactivos, que tienen un enorme público que les es fiel -suelen repetir la visita al menos una vez al año- y que conocen los resortes de la diseminación posterior de lo que se hace en sus sedes (por ejemplo, a la prensa local, a las asociaciones de la zona, a los enseñantes...)

El caso de la televisión será analizado en el último apartado de este capítulo, dedicado a los medios de comunicación. Nos limitaremos aquí, pues, a los museos interactivos.

Son centros de enorme éxito de público. Al margen de cualquier otra cuestión, eso les convalida como interlocutores sociales de primer orden para la transmisión de cultura científica, sólo superados, en cuanto al número de personas a las que llegan, por la televisión de alcance nacional y en buen horario (“prime time”).

Ese éxito no es gratuito sino que se debe a que estos centros, siguiendo el pionero ejemplo del Exploratorium –puesto en marcha por Frank Oppenheimer a finales de los años 60 en San Francisco, ofertan una enseñanza divergente y no formal de la ciencia y la tecnología, a través de elementos interactivos que pueden ser manipulados de forma libre por los visitantes. La idea de base es que las personas que se acercan a alguno de estos módulos interactivos –porque se ofrecen a la manipulación manual y, de esa forma, generan reflexiones nuevas e incluso sensaciones no previstas- acaban experimentando algo parecido a lo que sienten los científicos en su exploración de la naturaleza en busca de respuestas a sus preguntas.

El lema, sin duda provocador y no exento de cierto humor, de que en estos museos atípicos está prohibido no tocar, no pensar y no sentir –en inglés, “hands on, minds on, hearts on”- viene a significar que, en todo caso, lo que es obvio es que uno acaba aprendiendo algo en la visita al centro. Y que suele salir a veces con más preguntas que al entrar, tras una visita en la que se le oferta una ciencia sin encasillamientos, porque se asume que “la Naturaleza no tiene la culpa de que el hombre haya inventado las asignaturas”. En suma, en estos museos está prohibido no aprender...

La divulgación de la ciencia así ofertada busca un objetivo quizá demasiado ambicioso, pero sin duda estimulante: provocar en las personas diversas situaciones anímicas que puedan llevarles, sin darse cuenta, a desarrollar valores como la curiosidad, la creatividad, el espíritu crítico o la constancia. Que les inviten a definir, clasificar, extrapolar, formular hipótesis, identificar variables o comprobar modelos. Que les fuercen a medir, leer gráficas o manejar instrumentos. Que les hagan pensar en los ecosistemas, las interacciones, los materiales, las fuentes de energía...

La educación científica que se busca en estos centros debe, en suma, prestar especial atención al fomento y al desarrollo de actitudes esenciales en el hombre racional, tales como la curiosidad y el espíritu crítico. Son elementos que parecen haberse perdido en muchas personas, pero resultan claves para la interpretación racional de la Naturaleza y de los elementos de la tecnología que utilizamos a diario. Son actitudes, en suma, que resultan esenciales como motores de la cultura científica.

#### **2.4. Buscar el apoyo de instituciones no estatales prestigiosas (academias, colegios profesionales, asociaciones...)**

Las instituciones relacionadas con la gestión de los residuos radiactivos, y en particular Enresa, como empresa pública dependiente del Ministerio de Industria, y el CSN, como organismo regulador dependiente del Parlamento, debieran ser suficiente garantía de eficacia en tan delicado cometido. Y no es que no lo sean; pero lo sean o no, la sociedad casi en pleno recela de ellas.

Por injusta que parezca esa valoración, la realidad es que los españoles no acaban de fiarse de los órganos oficiales democráticamente establecidos para el control de esas actividades. Sin duda, a causa de algunas críticas casi siempre carentes del más mínimo fundamento –y procedentes casi en exclusiva del mundo ecologista, que siempre encuentra un eficaz amplificador en los medios de comunicación-, y debido a muy contadas actuaciones de alcance limitado y que pudieran interpretarse negativamente.

Es una situación que se debe intentar cambiar, pero entre tanto parece obvio recabar la voz autorizada, quizá más aun que la de los organismos públicos *ad-hoc*, de otras instituciones no estatales pero que el público asume como neutrales y prestigiosas. Por ejemplo, las academias, los colegios profesionales y determinadas asociaciones.

En España, aunque casi nadie la conoce, existe una Academia de Ciencias, cuyo nombre completo es, por cierto, Real Academia de Ciencias Físicas, Exactas y Naturales. Lo curioso es que una institución muy antigua, que tiene sus antecedentes nada menos que en el reinado de Felipe II, cuando se creó la Academia de Matemáticas en 1582. Tras diversos avatares, aparece en 1834 la Real Academia de Ciencias Naturales, convertida en 1847 en la actual Real Academia de Ciencias Exactas, Físicas y Naturales.

En ese más de siglo y medio de existencia, la Academia de Ciencias ha conseguido un ilustre anonimato y en muy contadas ocasiones ha liderado el debate social en torno a la ciencia y su importancia en la sociedad. Quizá fuera hora ya de solicitar de tan prestigiosos científicos que, de manera colegiada, afronten los debates que hoy preocupan en España a cuantos observan la realidad del desarrollo científico y tecnológico: la incultura científica de la población, los poderes más o menos ocultos de instituciones ancladas en el pasado, el temor al progreso... Entre esos debates está, obviamente, la utilización de la energía nuclear con fines pacíficos, y la discusión en torno a su mejor y más segura gestión, incluyendo los residuos que se generan. Por supuesto, no se trata de que la Academia tome partido por unas u otras opciones –la responsabilidad recae en el Gobierno, bajo control del Parlamento-, sino que sepa ilustrar acerca de la realidad científica que subyace detrás de los conceptos que se barajan. Instituciones similares en Francia (Collège de France) o Inglaterra (Royal Society) tienen una influencia real sobre la opinión pública, y se pronuncian con mesura y neutralidad no necesariamente exenta de contundencia en documentos oficiales que son difícilmente rebatibles incluso por los ecologistas más conocidos.

En cuestiones como la cultura científica y la divulgación científica que se debería fomentar en todos los estratos de la población, se echa de menos la voz de la Academia de Ciencias. Y en el caso de las cuestiones relacionadas con la radiactividad, un informe neutral y ponderado, explicando conceptos y aclarando riesgos reales y no imaginarios, sería sin duda bien recibido por el público en general y por los medios de comunicación, que a menudo carecen de esa especie de “árbitro” científico.

Se podría aducir que la Universidad podría cumplir esa función. Pero cuando unos catedráticos descalifican en público a otros, sobre los mismos temas –y ello es frecuente, no sólo en temas de ciencia sino en muchas otras disciplinas-, la Universidad pierde buena parte de su fuerza arbitral ante la sociedad perpleja. En cambio, igual que la Real Academia de la Lengua fija, limpia y da esplendor, sancionando el lenguaje que el pueblo va acuñando y dirigiendo el rumbo de las novedades que inevitablemente se van incorporando al habla escrita y oral de los

hispanoparlantes, la Real Academia de Ciencias debería salir al paso de las novedades conflictivas que nos ofrece la ciencia –desde el debate acerca de los transgénicos o las células madre hasta los problemas de la energía, incluyendo la energía nuclear, o bien los riesgos del cambio climático, de la telefonía móvil, de Internet, y tantos otros desarrollos del mundo moderno.

Lo mismo podría decirse, por ejemplo, de las Reales Academias Nacionales de Medicina, por una parte, y de Farmacia, por otra, especialmente en aquellos debates en los que la salud se ve implicada: desde la posible afectación de las líneas de alta tensión o los teléfonos móviles, hasta la eventual influencia de las radiaciones ionizantes y sus diferentes dosis sobre la salud de los ciudadanos, pasando obviamente por los riesgos –grandes o pequeños- ligados a una alimentación cada vez más industrializada, transgénicos incluidos.

Además de las academias, otras instituciones podrían asimismo tener mayor presencia social e ilustrar con su parecer la cada vez más huérfana opinión pública, que sigue a merced de cualquiera que sepa introducir el elemento de miedo al progreso que tan buenos resultados suele dar. Una población que posee un bienestar grande y un confort de vida del máximo nivel, en un estado del bienestar como, probablemente con justicia, se denomina al nuestro, es fácil presa de los que quieren asustarla con cualquier amenaza próxima o remota, por poco realista que pudiera parecer. Y lo es, entre otras cosas, porque no dispone de referencias científicas sólidas a las que creer.

Entre esas otras instituciones podríamos citar los colegios profesionales. Es cierto que han sido constituidos en defensa de los intereses profesionales de sus colegiados, pero muchas veces esos intereses coinciden con esa necesidad a la que nos hemos referido de manera recurrente: colmar la incultura científica de los españoles. Una tarea a la que bien podían dedicarse determinados colegios oficiales de ámbito nacional (por ejemplo, el de Físicos o el de Químicos) o bien el propio Instituto de la Ingeniería, que agrupa a numerosos colegios de Ingenieros.

Sin olvidar otras asociaciones que gozan de cierto prestigio ante los pocos ciudadanos que las conocen, pero que son apreciadas por los propios medios de comunicación. Por ejemplo, las asociaciones relacionadas con el periodismo especializado en ciencia y tecnología. La antigua Asociación Española de Periodismo Científico, rebautizada en el verano de 2006 como Asociación Española de Comunicación Científica, AECC, tiene precisamente entre sus fines la divulgación de la ciencia entre los españoles y el fomento y mejora de las vocaciones de comunicadores de la ciencia al gran público. También existe una prestigiosa Asociación Nacional de Periodistas de Información Ambiental (APIA). En Cataluña, la ACCC (homóloga en idioma catalán de la AECC) incluye tanto a unos como a otros.

El apoyo de las instituciones públicas y privadas concernidas por el problema de la gestión de los residuos radiactivos a estas y otras asociaciones debería servir para canalizar una información más fluida e informada que la que normalmente llega a los ciudadanos a través de los muy diversos medios de comunicación. Cuya importancia merece, sin duda, que le dediquemos en el siguiente capítulo.

## **2.5. Mejorar la relación con los medios de comunicación, especialmente la televisión**

La prensa escrita, especialmente la diaria, la radio y la televisión son todavía hoy los principales transmisores de noticias y los creadores de opinión pública más activos y eficaces.

Lamentablemente, la incultura científica de la población también es una característica de los periodistas. A pesar de los meritorios esfuerzos de una minoría, agrupada desde hace más de seis lustros en torno a la Asociación Española de Periodismo Científico y su fundador Manuel Calvo Hernando, lo cierto es que el nivel cultural en cuestiones científico-técnicas de la clase periodística no ha alcanzado, aún, el nivel que sería deseable..

Por otra parte hay que consignar que los medios de comunicación suelen dar cabida, de forma inmediata y con suficiente extensión, a todas aquellas informaciones que proceden del mundo ecologista. Por dos razones principalmente: suelen ser denuncias llamativas y que suelen entrañar algún tipo de amenaza para el medio ambiente o la salud de la población, y suelen ser creíbles y creídas. Dos ingredientes esenciales para un buen periodista: malas noticias con las que asustar al ciudadano y vender más periódicos, y noticias cuya fuente rara vez es puesta en duda.

La segunda afirmación es probablemente la más grave: lo que dicen los ecologistas ni siquiera merece la pena ser contrastado con fuentes de otro tipo que eventualmente contradigan lo que se afirma. Así como en toda información suele ser requisito periodístico casi sagrado contrastar los datos que se ofrecen cuando existe algún tipo de debate o controversia, en este tipo de cuestiones la noticia en si es la denuncia ecologista. Sin que ello requiera casi nunca la contraposición de opiniones eventuales adversas o, al menos, matizadoras de lo que se dice.

La credibilidad de los ecologistas por parte del gran público es realmente grande. Se asume que no tienen interés alguno en los hechos que denuncian –como se supone que sí lo tienen las empresas, que son sospechosas *per se*, e incluso los políticos o los científicos, que de alguna manera podrían estar defendiendo “lo suyo”- y que su postura es claramente generosa y desinteresada. Y esta opinión imperante en la ciudadanía también se produce, quizá con mayor intensidad, en el mundo periodístico; porque, además, los ecologistas no sólo dan “buenas” noticias para la prensa (o sea, denuncias, amenazas de problemas, etc.) sino que lo hacen en lenguaje muy periodístico y muy bien estructurado, de tal modo que facilitan enormemente el trabajo de profesional de la información. Algo que deberían de aprender los gabinetes de información de los organismos públicos y de las empresas privadas, que suelen empeñarse en utilizar un lenguaje técnico y riguroso... que nadie entiende.

Un ejemplo bien patente, del mundo ambiental pero no nuclear, lo tuvimos en televisión cuando, recién ocurrido el desastre del Prestige en Galicia, el reportero entrevistó sucesivamente a un experto piloto portuario, a un científico del Instituto de Oceanografía, a un meteorólogo, a un ingeniero experto en mareas negras, para añadir al final de tan completa información: “Todo esto está muy bien, pero estamos a la espera de lo que diga Greenpeace para saber realmente qué es lo que ha pasado”.

Todos lo que dijeron aquellos técnicos y científicos –por cierto, no salía ningún político- en realidad no valía nada frente a lo que pudiera decir una organización ecologista. Ellos poseen la verdad ambiental por encima de todas las cosas.

Ésta es la situación, por injusta que pueda parecer. Y no es fácil de corregir, excepto si se trabaja de manera continuada con la prensa no tanto para contrarrestar lo que digan los ecologistas, que eso probablemente no serviría de mucho, sino sobre todo para ofrecer información contrastable acerca, en particular, del mundo de los residuos radiactivos.

No pocas cosas se han hecho, una vez más, desde Enresa; y en algunas etapas, también desde el Gabinete de Comunicación del CSN. Pero otras iniciativas, por ejemplo en algunas centrales nucleares, han ido más encaminadas a algo parecido a comprar voluntades más que a proporcionar información no sesgada y bien contrastada. A corto plazo, puede ser interesante disponer de periodistas “amigos”, pero si eso no se sustenta en informaciones veraces y rigurosas, acaba siendo contraproducente.

Mención aparte merece la televisión. Existen dos grandes tipos de programas televisivos: los informativos y los de entretenimiento. A su vez, los informativos pueden ser periódicos –telediarios- o semanales y esporádicos –programas de reportajes, incluso documentales–.

En cuanto a los programas de entretenimiento, poco se puede hacer: una problemática tan específica como la del mundo nuclear, y aun más los residuos radiactivos, jamás tendrá cabida en programas de ese tipo. Y si por casualidad sale en la conversación entre el presentador y unos concursantes, por ejemplo, mejor ignorarlo porque eso siempre reflejará el estado medio de la opinión pública; que ya hemos que es esencialmente ignorante en estas cuestiones.

En cambio, los informativos de televisión tienen mucho más interés. Y no tanto los informativos diarios, que a este respecto presentan una problemática similar a la de los periódicos y los informativos de radio, sino los otros, los programas no diarios que al estilo de Informe Semanal o Documentos TV, pueden abordar en profundidad cuestiones que normalmente no tienen cabida en los informativos diarios.

También cabe imaginar el patrocinio directo o indirecto de otros programas de debate en torno al mundo de la energía y sus problemas, sin partidismos pero con buenos documentales de apoyo a los pros y contras de las distintas opciones.

Y, desde luego, se debe reforzar el contacto con las asociaciones especializadas, tanto la AECC como APIA u otras. Los periodistas ambientales, que iniciaron su andadura siguiendo una vía ecologista casi militante, parecen haber tomado ahora un rumbo más neutral, aunque entre sus miembros todavía abundan los extremismos del tipo “Nucleares no”.

Si se pretende que la cultura científica en general, y la información correctamente contrastada en torno al mundo de los residuos radiactivos, en particular, lleguen de manera efectiva al gran público, es obvio que hay que considerar como esencial el escalón de los medios de comunicación. Y en ellos, la televisión como reina indiscutible de la influencia sobre la opinión pública; al menos, si se consideran las grandes cadenas generalistas y de ámbito nacional.

# Índice

## Resumen ejecutivo

Introducción .....	VII
<b>1. La gestión del combustible gastado (CG) y residuos de alta actividad (RAA) .....</b>	<b>VIII</b>
<b>2. Situación y perspectiva de la gestión del combustible gastado y los residuos de alta actividad en España .....</b>	<b>XIII</b>

## Capítulo 1

<b>1. Introducción: energía nuclear y residuos radiactivos .....</b>	<b>1</b>
1.1. Energía nuclear .....	1
1.2. Aplicaciones de los isótopos radiactivos .....	6
<b>2. Definición y clasificación de los residuos radiactivos .....</b>	<b>6</b>
2.1. Definición de residuo radiactivo .....	6
2.2. Clasificación de los residuos radiactivos según el Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA) .....	7
2.3. Clasificación de los residuos radiactivos en España .....	8
<b>3. Origen de los residuos radiactivos .....</b>	<b>9</b>
3.1. Residuos radiactivos generados en medicina e industria .....	9
3.2. Residuos radiactivos generados en el ciclo del combustible nuclear .....	10
3.3. Residuos radiactivos generados en el desmantelamiento de instalaciones nucleares y radiactivas .....	14
<b>4. Generación de residuos radiactivos. Volúmenes generados .....</b>	<b>14</b>
4.1. La generación de combustible gastado en el mundo .....	14
4.2. Generación de residuos radiactivos en España .....	16

<b>5. Principios, etapas y bases éticas de la gestión de residuos radiactivos</b> .....	19
5.1. Principios de la gestión de residuos radiactivos .....	19
5.2. Etapas de la gestión de residuos radiactivos .....	20
5.3. Bases éticas y medioambientales de la gestión de residuos radiactivos .....	21
<b>6. Conclusiones</b> .....	22
<b>Referencias y fuentes de información</b> .....	23

## Capítulo 2

<b>1. Bases biológicas de la protección frente a radiaciones ionizantes</b> .....	25
1.1. Radiactividad y radiación ionizante .....	25
1.2. Magnitudes dosimétricas empleadas en protección radiológica .....	31
1.3. Efectos de las radiaciones ionizantes sobre la salud .....	32
1.4. El concepto de radiotoxicidad .....	40
<b>2. Objetivos y principios de seguridad y protección radiológica</b> .....	43
2.1. Recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) .....	44
2.2. Principios de seguridad en la gestión de los residuos radiactivos .....	46
<b>3. Normativa aplicable a la gestión de residuos radiactivos en España</b> .....	47
3.1. Normas de rango constitucional .....	48
3.2. Normas de rango legal .....	51
3.3. Normas de rango reglamentario .....	52
3.4. Elementos de rango administrativo .....	53
3.5. Normas técnicas, guías y recomendaciones .....	54
<b>4. Conclusiones</b> .....	56
<b>Referencias y fuentes de información</b> .....	58

## Capítulo 3

<b>Presentación</b> .....	61
<b>1. Alemania</b> .....	62
1.1. Programa nuclear alemán .....	62
1.2. Clasificación y generación de los residuos .....	62
1.3. Estructura institucional .....	63
1.4. Gestión de los residuos de media y baja actividad .....	64
1.5. Gestión de los residuos de alta actividad HLW y combustible gastado .....	64
1.6. Principales restricciones e incertidumbres .....	66
1.7. Costes y aspectos financieros .....	66
<b>2. Francia</b> .....	66
2.1. Programa nuclear francés .....	66

2.2. Clasificación y generación de residuos .....	67
2.3. Estructura institucional .....	68
2.4. Instalaciones de almacenamiento de residuos radiactivos de media y baja actividad .....	68
2.5. Combustible gastado y residuos de alta actividad .....	69
2.6. Principales restricciones e incertidumbres .....	71
2.7. Costes y aspectos financieros .....	71
<b>3. Reino Unido</b> .....	<b>72</b>
3.1. Programa nuclear del Reino Unido .....	72
3.2. Estructura institucional .....	73
3.3. Gestión de los residuos de media y baja actividad .....	74
3.4. Combustible gastado y residuos de alta actividad .....	75
3.5. Necesidades de I+D y generación de tecnología .....	76
3.6. Costes y aspectos financieros .....	76
<b>4. Suecia</b> .....	<b>77</b>
4.1. Programa nuclear sueco .....	77
4.2. Clasificación y generación de los residuos .....	78
4.3 Estructura institucional .....	78
4.4. Gestión de los residuos de media y baja actividad .....	79
4.5. Gestión del combustible gastado .....	79
4.6. Necesidades de I+D e instalaciones para investigación, desarrollo y demostración del AGP .....	80
<b>5. Estados Unidos de América (USA)</b> .....	<b>81</b>
5.1. Programa nuclear USA .....	81
5.2. Clasificación y generación de residuos .....	81
5.3. Residuos de media y baja actividad .....	83
5.4. Residuos de alta actividad (HLW) y combustible gastado .....	84
5.5. Principales restricciones e incertidumbres .....	86
5.6. Necesidades de investigación y desarrollo .....	86
5.7. Financiación y costes .....	87
<b>6. Finlandia</b> .....	<b>87</b>
6.1. Programa nuclear finlandés .....	87
6.2. Gestión de los residuos radiactivos .....	87
6.3. Instituciones .....	87
6.4. Costes .....	87
<b>7. Otros países: Bélgica, Holanda, Japón y Suiza</b> .....	<b>88</b>
7.1. Bélgica .....	88
7.2. Holanda .....	88
7.3. Japón .....	89
7.4. Suiza .....	90
<b>8. Resumen y conclusiones</b> .....	<b>91</b>
<b>Referencias y fuentes de información</b> .....	<b>96</b>

## Capítulo 4

<b>Presentación</b> .....	97
<b>1. Introducción</b> .....	97
1.1. Organización, sistemas y estrategias para la gestión de residuos radiactivos en España .....	97
1.2. Enresa como entidad pública empresarial: incidencia en las responsabilidades y la financiación .....	103
<b>2. Líneas de actuación</b> .....	104
2.1. Gestión de residuos de muy baja, baja y media actividad (RBMA) .....	104
2.2. Gestión del combustible gastado y residuos de alta actividad (RAA) .....	108
2.3. Clausura de instalaciones .....	113
2.4. Otras actuaciones .....	116
2.5. Investigación y desarrollo .....	117
<b>3. Aspectos económico-financieros</b> .....	120

## Capítulo 5

<b>1. Introducción. Historia y situación actual de la gestión de los combustibles gastados</b> .....	127
<b>2. Características del combustible gastado</b> .....	131
<b>3. Opciones de gestión del combustible gastado</b> .....	141
3.1. Almacenamiento temporal .....	142
3.2. Ciclo abierto .....	142
3.3. Ciclo cerrado .....	142
3.4. Almacenamiento definitivo .....	143
<b>4. Almacenamiento temporal</b> .....	143
4.1. Funciones y criterios de seguridad para el almacenamiento temporal .....	144
4.2. Tecnologías existentes para el almacenamiento temporal del combustible gastado. Instalaciones en operación y en proyecto .....	147
<b>5. Reproceso del combustible gastado</b> .....	159
5.1. Reproceso hidrometalúrgico. Proceso PUREX .....	159
5.2. Reciclado del plutonio .....	172
5.3. Aspectos relacionados con las plantas de reproceso .....	173
<b>6. Separación y transmutación de actínidos minoritarios y algunos productos de fisión</b> .....	176
6.1. Separación de actínidos minoritarios y algunos productos de fisión mediante procesos hidrometalúrgicos y pirometalúrgicos .....	178
6.2. Transmutación de actínidos minoritarios y algunos productos de fisión .....	182
<b>7. Encapsulado de combustibles gastados y residuos de alta actividad vitrificados</b> .....	186

<b>8. El almacenamiento geológico profundo</b> .....	190
8.1. El almacenamiento geológico profundo. Principios generales .....	190
8.2. Las instalaciones subterráneas del AGP: conceptos de almacenamiento .....	197
8.3. Desarrollo de las instalaciones de un almacén geológico profundo .....	200
8.4. Evaluación de la seguridad y del comportamiento del AGP .....	208
8.5. Desarrollo y verificación del conocimiento y tecnologías necesarias para el AGP .....	222
8.6. Conclusiones respecto a la implementación del AGP .....	227
<b>Referencias y fuentes de información</b> .....	230

## Capítulo 6

<b>1. Estado del conocimiento y desarrollo de las diferentes opciones tecnológicas</b> .....	235
1.1. Almacenamiento temporal .....	235
1.2. Reproceso y reciclado del plutonio .....	237
1.3. Separación y transmutación (S&T) de AM y PF .....	240
1.4. Almacén Geológico Profundo .....	242
<b>2. Influencia del tipo de gestión en las instalaciones de almacenamiento</b> .....	245
2.1. Necesidades de almacenamiento temporal en función de la opción de gestión del CG .....	245
2.2. Influencia en el AGP de las diferentes opciones de gestión del CG .....	247
<b>3. Consideraciones económicas</b> .....	250
3.1. Ciclo abierto .....	250
3.2. Ciclo cerrado .....	254
3.3. Ciclo cerrado avanzado con separación y transmutación de AM .....	255
3.4. Evolución del precio del uranio .....	255
<b>4. Análisis de la situación y alternativas en el caso de España</b> .....	257
4.1. Estrategia del PGR para la gestión del combustible gastado .....	257
4.2. Análisis de opciones de gestión del combustible gastado aplicables al caso español .....	258
<b>Referencias y fuentes de información</b> .....	269

## Capítulo 7

<b>1. Percepción social y gestión de residuos radiactivos</b> .....	271
1.1. Mala comprensión de un problema complejo .....	271
1.2. Elementos para una mejor comprensión .....	282
<b>2. Cómo afrontar el problema en España</b> .....	288
2.1. Mejorar la información pública, fomentar la participación ciudadana, objetivar el debate .....	288
2.2. Implicar al ecologismo .....	290
2.3. Mejorar la comprensión de escolares y público en general .....	292
2.4. Buscar el apoyo de instituciones no estatales prestigiosas (academias, colegios profesionales, asociaciones...) .....	295
2.5. Mejorar la relación con los medios de comunicación, especialmente la televisión .....	297

# GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS: SITUACIÓN, ANÁLISIS Y PERSPECTIVA

VOLUMEN 1



FUNDACION PARA ESTUDIOS SOBRE LA  
ENERGÍA