

GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS: SITUACIÓN, ANÁLISIS Y PERSPECTIVA



FUNDACION PARA ESTUDIOS SOBRE LA
ENERGÍA



Resumen
técnico

© 2007. Fundación para Estudios sobre la Energía
C/ Alenza, 1. 28003 Madrid
www.fundacionenergia.es

Depósito legal: M-
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 equipo de técnicos siguiente:

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.

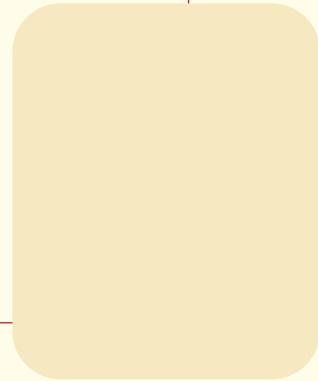
Juan Manuel Kindelán
Vicepresidente Ejecutivo de la Fundación
para Estudios sobre la Energía

Jose María Martínez Val
Adjunto al vicepresidente

Sumario

Introducción	7
1. Situación y perspectivas a nivel internacional de la gestión del Combustible Gastado (CG) y los Residuos de Alta Actividad (RAA)	8
2. Estado actual de las tecnologías de gestión del C.G.	15
3. Análisis comparativo de las diferentes opciones de gestión del combustible gastado	23
4. Situación de la gestión del combustible gastado y los RAA en los principales países de la OCDE	33
5. Situación y perspectiva de la gestión del combustible gastado y los RAA en España	36
Referencias	45

Resumen técnico



Introducción

La Fundación para Estudios sobre la Energía ha elaborado el estudio “Gestión de Residuos Radiactivos. Situación, Análisis y Perspectiva”. En este Resumen 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 m³. Ello da una idea de la amplia experiencia técnica y operativa alcanzada.

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 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. Los principales aspectos considerados en las páginas siguientes son:

- ▶ Descripción y estado del arte de las diferentes tecnologías aplicables.
- ▶ Análisis y comparación de las diferentes opciones de gestión del combustible gastado, incluyendo aspectos estratégicos y económicos.
- ▶ Situación, estrategias y previsiones en los principales países.
- ▶ Análisis de la situación y alternativas para la gestión del combustible gastado en España. 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.

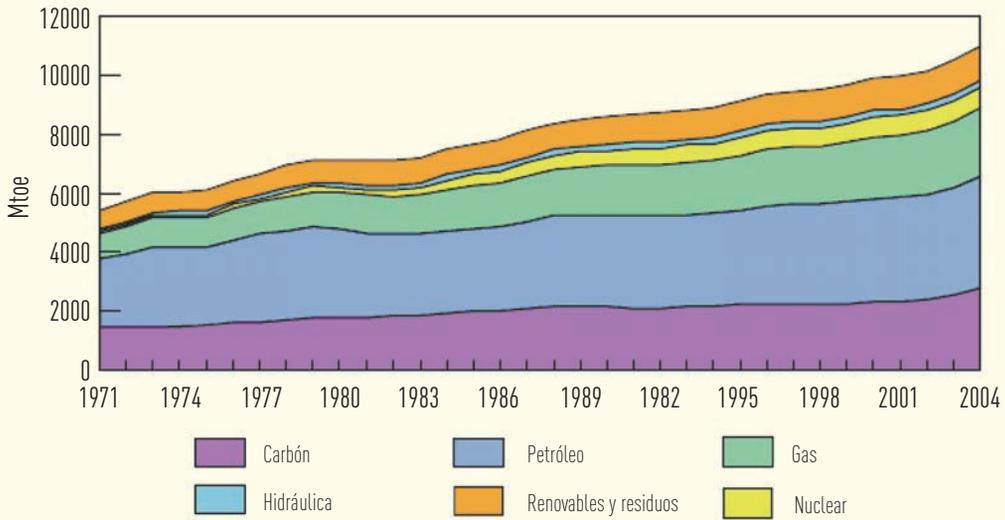
1. Situación y perspectivas a nivel internacional de la gestión del Combustible Gastado (CG) y los Residuos de Alta Actividad (RAA)

1.1. 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. **Figura 1**. En el ámbito de la OCDE, supone el 23,4% de la electricidad generada, con 351 reactores en funcionamiento a finales de 2005. 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, [NEA-05], [OIEA-05].

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 Mwe¹ que produjeron en dicho año 60.110 Gwh, el 20% de la electricidad generada en España, **figura 2**, siendo, después del gas natural y del carbón, la tercera fuente de generación [UNE-06].

¹Una vez producido el cese definitivo de la explotación de la C.N. Jose Cabrera en Abril de 2006



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

Figura 1. Evolución de la generación de energía primaria mundial por combustible desde 1971 hasta 2004.

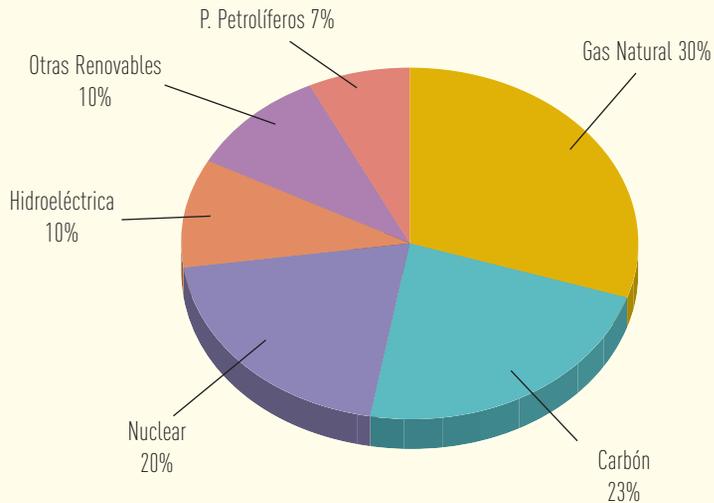
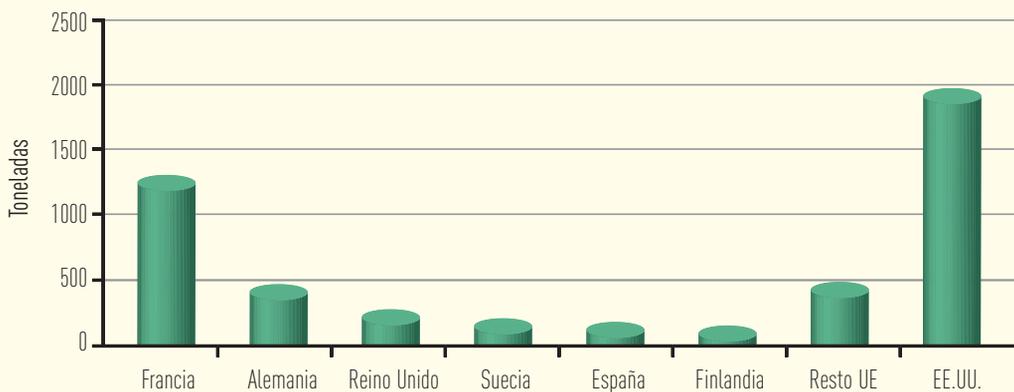


Figura 2. Estructura de la producción eléctrica en España en 2006.

Se estima que, anualmente, en la producción de electricidad de origen nuclear, se producen en el mundo unas 10.500 t de combustible gastado (expresado en tU), 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. 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 5º productor de combustible gastado de la UE (figura 3).



Fuente WNA

Figura 3. Generación anual de combustible gastado. Estimación 2006.

1.2. Características del Combustible Gastado (CG) en reactores térmicos de agua ligera (LWR)

La mayoría del combustible gastado, figura 4, 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.

La radiactividad del combustible gastado es muy elevada. 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 5) [ENR-01].

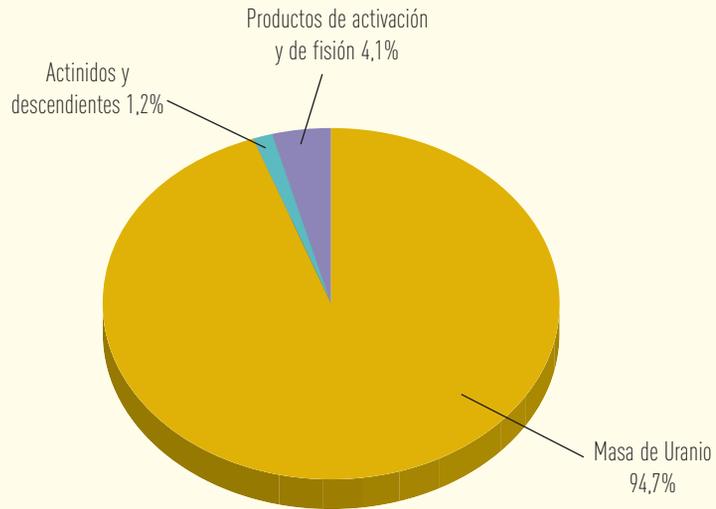


Figura 4. Composición en porcentaje másico en una pastilla de combustible gastado con un quemado de 40.000 MWd/tU (Enresa).

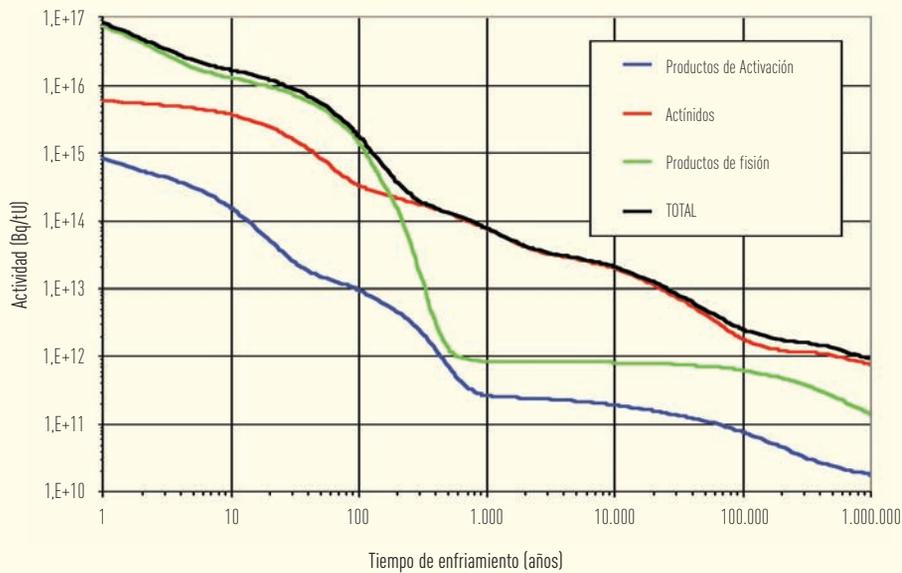


Figura 5. Radiactividad total del combustible gastado (Enresa).

1.3. 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, [OIEA-95]. Para esto, el OIEA aprobó en 1995 nueve principios que se resumen en la **tabla 1**.

1. Asegurar un nivel aceptable de protección de la salud de los seres humanos.
2. Asegurar un nivel aceptable de protección del medio ambiente.
3. Tener en cuenta los posibles efectos para la salud humana y el medio ambiente más allá de las fronteras nacionales.
4. Asegurar que el impacto en la salud de las generaciones futuras no sea superior a los niveles de protección actualmente considerados aceptables.
5. La gestión no debe suponer una carga indebida para las generaciones futuras.
6. 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. Principios de seguridad para la gestión de residuos radiactivos. (OIEA)

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.

1.4. 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 las personas, animales 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 (figura 6).

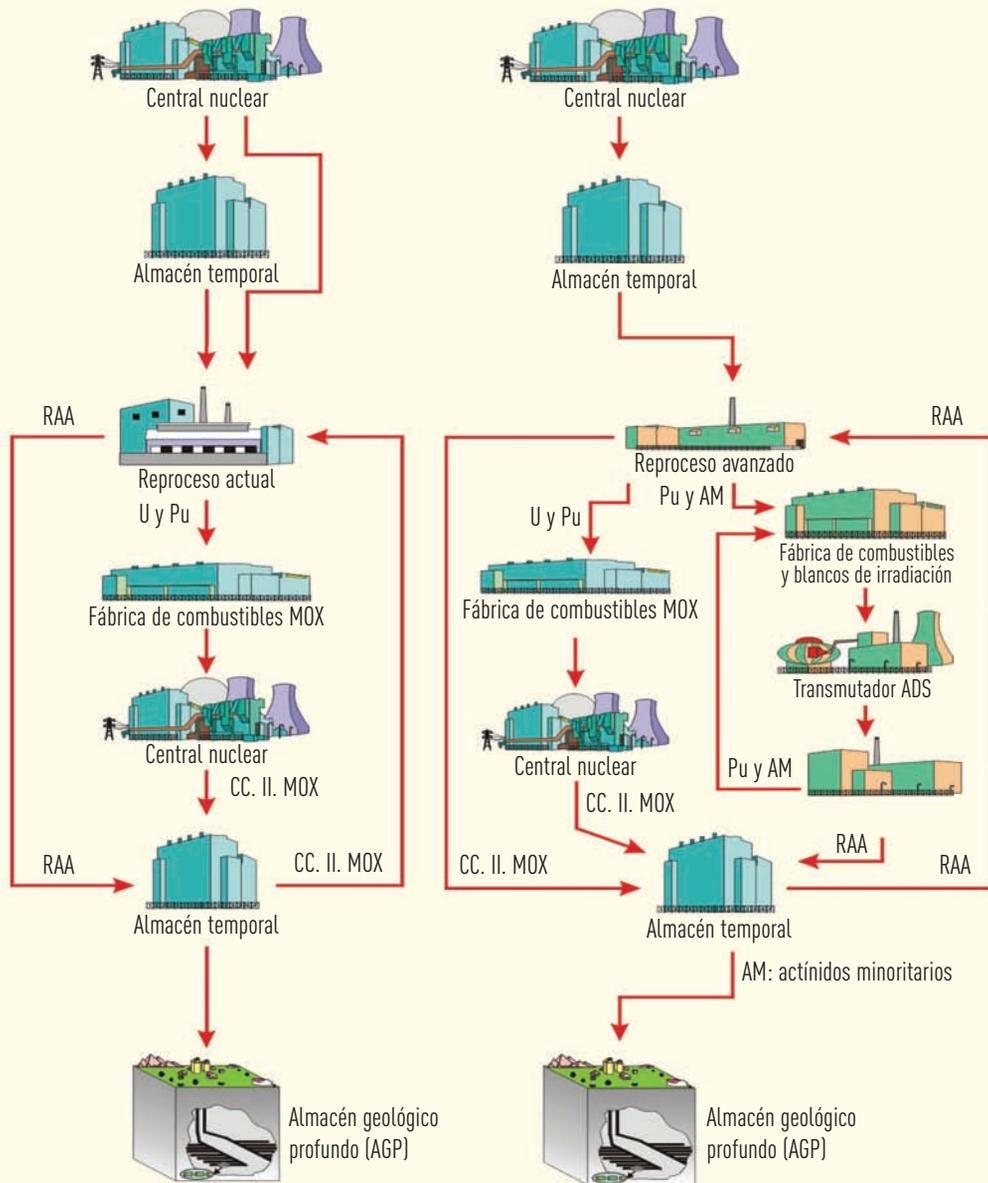


Figura 6. Esquema de gestión del ciclo abierto (Enresa).

- ▶ **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 (figura 7) como materiales energéticos, mejorando el aprovechamiento de la potencialidad energética del U.
- ▶ **Ciclo cerrado avanzado:** incluye el ciclo cerrado y la separación y transmutación de los actínidos minoritarios (AM) y algunos productos de fisión (figura 7).

En la primera opción, todo el combustible gastado es considerado como residuo radiactivo, mientras que en la segunda, una vez separados el uranio y el plutonio, los RAA producidos son acondicionados mediante vitrificación para su posterior manejo y almacenamiento final. La tercera opción, busca la separación y transmutación de los actínidos minoritarios (Np, Am y Cm) presentes para disminuir su actividad y radiotoxicidad. En los ciclos cerrados, los RAA y RMA (Residuos de Media Actividad) 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.



Fuente Enresa

Figura 7. Esquemas de gestión en los casos de los ciclos cerrados (izquierda) y cerrado avanzado con transmutación (derecha)

2. Estado actual de las tecnologías de gestión del C.G.

2.1. El Almacenamiento Temporal (AT)

Toda central nuclear dispone de una piscina para albergar el CG, descargado del núcleo del reactor, con el fin de su enfriamiento y decaimiento radiactivo.

La necesidad de disponer de instalaciones adicionales a las piscinas de cada reactor para almacenar temporalmente el CG y los RAA viene condicionada en cada país por la generación de CG prevista, la capacidad de almacenamiento en las piscinas de los reactores y los plazos previstos para las etapas posteriores del ciclo 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 algunos países, como es el caso de España, y el retraso en la gran mayoría de los programas de almacenamiento geológico profundo, posponiendo la decisión sobre la gestión final del CG, han generalizado la necesidad de aumentar la capacidad de almacenamiento temporal y de extenderlo a periodos mayores que los previstos inicialmente. Esas circunstancias también han permitido que se vayan acumulando años de experiencia operativa en cuanto al almacenamiento temporal, que en muchas instalaciones supera ya ampliamente los 30 años.

Los principales criterios generales de diseño de las instalaciones de AT son, de acuerdo con las recomendaciones del OIEA:

- ▶ Mantener condiciones subcríticas (no puede mantenerse una reacción en cadena)
- ▶ Proporcionar protección contra la radiación, mediante un blindaje adecuado
- ▶ Facilitar la evacuación de calor
- ▶ Incluir medidas de salvaguardias y protección física
- ▶ Mantener la contención de la radiactividad
- ▶ Garantizar la recuperabilidad de los elementos combustibles

Existen distintas soluciones tecnológicas que permitirían satisfacer las funciones y criterios requeridos. En general se pueden considerar que pertenecen a dos grupos según el medio empleado para el almacenamiento: el de almacenamiento en húmedo, donde se utiliza el agua, y el de almacenamiento en seco, donde el medio refrigerante es un gas. La elección entre uno u otro está condicionada, además de por factores económicos, estratégicos o de disponibilidad tecnológica, por el tipo y características del CG.

Actualmente, la tecnología dominante, por número de instalaciones, es el almacenamiento en húmedo, si bien la mayoría de instalaciones más recientes utiliza diferentes modelos de la tecnología en seco, tendencia que va en aumento.

En resumen, cabe concluir que los diversos sistemas de almacenamiento temporal del combustible, 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.

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.

2.2. Reproceso y Reciclado del Plutonio y del Uranio

Cualquier estrategia de "ciclo cerrado" conlleva, como etapa inicial, el reproceso de los combustibles gastados tipo UOx para recuperar, separar y purificar el uranio y plutonio, presentes en los mismos, para su reciclado posterior y el acondicionamiento de los RAA y algunos RMA producidos, para su almacenamiento definitivo en un AGP. A finales del año 2003 se habían reprocesado más de 89.000 t de combustibles gastados procedentes de reactores comerciales, la mayor parte en Francia y el Reino Unido, que suponían casi un tercio del combustible gastado producido.

Sin embargo, el plutonio sólo se ha utilizado como material energético a pequeña escala. Está demostrado industrialmente que el plutonio puede ser reciclado en reactores térmicos (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 (UO₂) y óxido de plutonio (PuO₂) llamada óxidos mixtos o mezclados (MOX, Mixed OXides). El aumento de la cantidad de plutonio civil separado y el retraso en el desarrollo de reactores rápidos ha dado como resultado que ciertos países, como Francia, Alemania, Bélgica, Suiza, Japón, etc., decidieran reciclar parcialmente plutonio en sus reactores térmicos tipo agua ligera (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 PuO₂, en el Reino Unido, Francia, Federación Rusa y EE.UU.

El reproceso de combustibles MOX gastados y el posterior reciclado del Pu recuperado (segundo reciclado) se ha realizado a nivel de experiencia piloto y demostración, no habiéndose realizado a nivel industrial. Según los estudios realizados no parece factible realizar más de tres reciclados, en reactores tipo LWR, del Pu presente en los combustibles tipo UOx, debido a la disminución progresiva del contenido en Pu fisionable (Pu-239 y Pu-241) y a los problemas radiológicos de los actínidos de mayor número atómico.

En las plantas de reproceso se generan residuos sólidos, líquidos y gaseosos con características radiactivas muy diferentes, que requieren tratamientos específicos.

En resumen:

- Existe una amplia experiencia, a nivel industrial, en el reproceso de los combustibles gastados de reactores de agua ligera, utilizando el proceso PUREX, no obstante, solo existen dos plantas comerciales en el mundo que ofrecen servicios de reproceso para combustibles irradiados de reactores de agua ligera: la de BNFL en el Reino Unido y la de AREVA en Francia.

- ▶ Existe una experiencia contrastada en la fabricación de combustibles de óxidos mixtos ($UO_2 - PuO_2$) y de utilización de estos en reactores tipo LWR.
- ▶ No existe experiencia industrial sobre el reciclado múltiple del plutonio.

2.3. Separación y Transmutación de Actínidos Minoritarios (AM) y algunos productos de Fisión (PF)

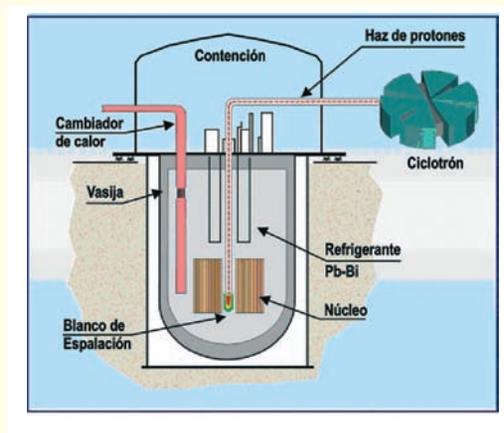
A comienzos de la década de los 90 se propuso una estrategia adicional al ciclo cerrado, basada en la transmutación de algunos radionucleidos de vida larga presentes en el CG, con el fin de disminuir el inventario radiotóxico de los RAA y larga vida que haya que enviar al AGP.

Para llevar a cabo la transmutación es necesario previamente reprocesar y efectuar la separación de los actínidos minoritarios (AM), Np, Am y Cm y de algunos productos de fisión de vida larga (Tc-99 y I-129), significativos desde el punto de vista radiológico, presentes en los residuos líquidos de alta actividad (RLAA), procedentes del reprocesso de los combustibles gastados tipo LWR. La separación del Sr-90 y Cs-137 presenta también interés, ya que son emisores de calor y condicionan el diseño térmico del AGP.

Tras la separación de los AM y algunos PF, la transmutación debe transformar los elementos radiactivos de vida larga en elementos de vida más corta o estables. Para esto, el medio más eficaz es bombardear estos elementos de vida larga con neutrones rápidos muy energéticos. Los dos sistemas propuestos para realizar la transmutación son:

- ▶ Reactores de neutrones rápidos (FR).
- ▶ Sistemas híbridos, también llamados ADS (Accelerator Driven Systems) formados por un acelerador de partículas (protones) y un reactor subcrítico de neutrones rápidos (figura 8).

Los trabajos llevados a cabo por el CEA Francés han mostrado que la transmutación en reactores de neutrones térmicos (tipo LWR) es poco eficaz.



Fuente Enresa

Figura 8. Concepto de un reactor experimental ADS

Los beneficios potenciales que ofrecen la separación y transmutación pueden ser los siguientes [NEA-06]:

- ▶ Reducción del volumen y potencia calorífica de los RAA vitrificados que deben ser almacenados en el AGP, lo que significa que una mayor cantidad de RAA vitrificados puede ser almacenada en el mismo repositorio.

En todo caso, la separación y transmutación no eliminan la necesidad de disponer de un AGP, cualquiera que sea la opción de ciclo adoptada.

- ▶ Reducción, que podría ser importante, del inventario radiotóxico en el AGP.
- ▶ Si la transmutación de los elementos transuránicos (Np, Pu, Am, Cm) se pudiera hacer en un reactor rápido (FR) de forma homogénea y no hay separación entre ellos durante el reproceso, se habrá mejorado su resistencia a la proliferación nuclear (posibilidad de utilización del Pu para usos no pacíficos).

Aunque los fundamentos químicos de la separación y la física de la transmutación están bien establecidos, queda aún pendiente un importante y complejo trabajo de investigación, desarrollo y demostración hasta lograr la viabilidad tecnológica de estas actividades. En concreto [NEA-06]:

- ▶ La química de los actínidos es compleja, por ejemplo los procesos de separación del Am y el Cm de los lantánidos. Se han obtenido resultados significativos, pero la implementación industrial de los procesos desarrollados a escala de laboratorio es aún un gran reto.
- ▶ El desarrollo de los combustibles para la transmutación, y en particular de los combustibles libres de uranio previstos en los ADS o de blancos de irradiación, están aún en investigación.
- ▶ Los procesos pirometalúrgicos necesitan significativos esfuerzos para su desarrollo. La producción y gestión de los residuos secundarios es, asimismo, un tema de estudio.
- ▶ La alta emisión neutrónica y de calor de algunos elementos transuránicos, especialmente el Cm, presenta nuevos problemas para la fabricación de los combustibles apropiados para la transmutación.
- ▶ La transmutación de productos de fisión de vida larga es cuestionable². Sin embargo, la separación de Cs-137 y Sr-90 puede tener un impacto significativo en el diseño del AGP.
- ▶ Con respecto a los reactores que serían utilizables para realizar la transmutación, reactores rápidos (FR), complementados o no con ADSs, cabe recordar que:

² La Comisión Nationale d' Evaluation de las actividades de I+D sobre la gestión de residuos radiactivos, en su informe global de enero de 2006 a la Asamblea Francesa sobre la actividad de investigación realizada en Francia entre 1991 y 2005 considera: "Los compuestos conocidos del yodo no son aptos para ser transmutados en las condiciones actuales. El Cs-135 sólo podría ser transmutado después de su separación isotópica, lo que parece poco realista en vista de las cantidades de Cs a tratar". "El Tecnecio no es recuperable en su totalidad de las soluciones originadas en el proceso PUREX" ... "La transmutación a escala industrial plantea tales dificultades [ausencia de compuestos utilizables en el caso del yodo, volatilidad de los compuestos de americio y de curio...] que no se puede prever (en la actualidad) el éxito o el fracaso".

- ▶ En países como EE UU, Francia, Rusia, Japón y Reino Unido hay experiencia operativa con reactores rápidos refrigerados con metal líquido de potencias pequeñas y medias. No obstante, la operación de reactores de este tipo, de potencias superiores a 400 MW, ha demostrado importantes dificultades aún no plenamente resueltas en la práctica industrial.
- ▶ Los escenarios que incluyen ADS requieren la validación de nuevos conceptos tales como aceleradores de protones de alta energía y con alta operabilidad, blancos de espalación con metal sólido o líquido, un acoplamiento total de los diferentes componentes del ADS y validación del comportamiento dinámico de un sistema subcrítico.
- ▶ El incremento del porcentaje de actínidos minoritarios en combustible MOX, para ser transmutados en FR es otro punto de gran importancia a ser resuelto. El objetivo es aumentar el rendimiento de transmutación, probablemente mediante FR, refrigerados por gas de nuevo diseño (Generación IV), que trabajarían con combustible MOX con un 5% de contenido en AM, es decir cinco veces más que en los FR refrigerados por sodio líquido, tipo PHENIX.

En resumen, la Separación y Transmutación es una tecnología 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.

2.4. El Almacenamiento Geológico Profundo (AGP)

Principios generales

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 el almacenamiento final de los residuos radiactivos de alta actividad y larga vida. Este consenso³ se

³ 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)

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.

El almacenamiento geológico profundo se basa en el denominado principio multibarrera que consiste en interponer, entre el residuo y la biosfera, un sistema pasivo de barreras sucesivas y complementarias, tecnológicas y naturales, que aseguren que el tiempo de tránsito hasta la biosfera de cualquier radionucleido almacenado que pudiera liberarse desde el repositorio sea tan largo que, de alcanzarla, no modifique los rangos del fondo radiactivo natural ni supere los límites aceptables de dosis para las personas. Este funcionamiento debe asegurarse bajo cualquier hipótesis razonable de funcionamiento actual o futuro.

Las barreras consideradas son de dos tipos: tecnológicas y naturales. 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. Respecto a la barrera geológica, aunque pueden existir otras formaciones geológicas que en entornos específicos pudieran reunir los requisitos mencionados, las litologías más estudiadas son granitos, arcillas y sales. Las principales características de estas litologías 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.

Para alcanzar los objetivos de contención mediante un sistema de barreras múltiples, se han desarrollado conceptos de almacenamiento que, atendiendo a las características de las formaciones geológicas presentes en el emplazamiento, ubican el sistema de barreras de ingeniería en diferentes diseños de instalaciones subterráneas conectadas con la superficie mediante pozos verticales o rampas de acceso (figura 9).

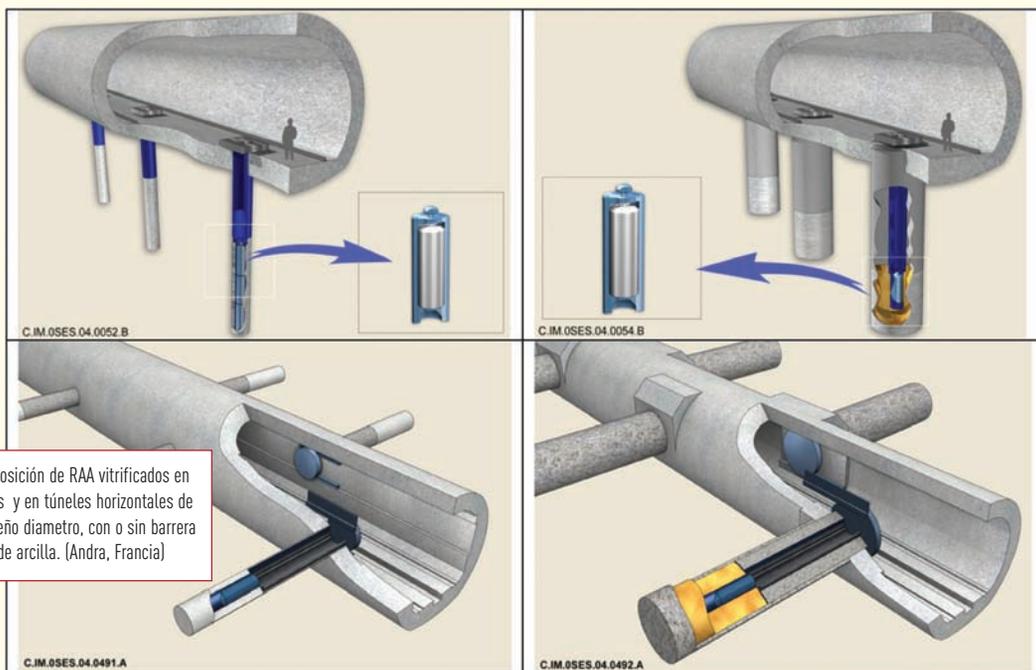
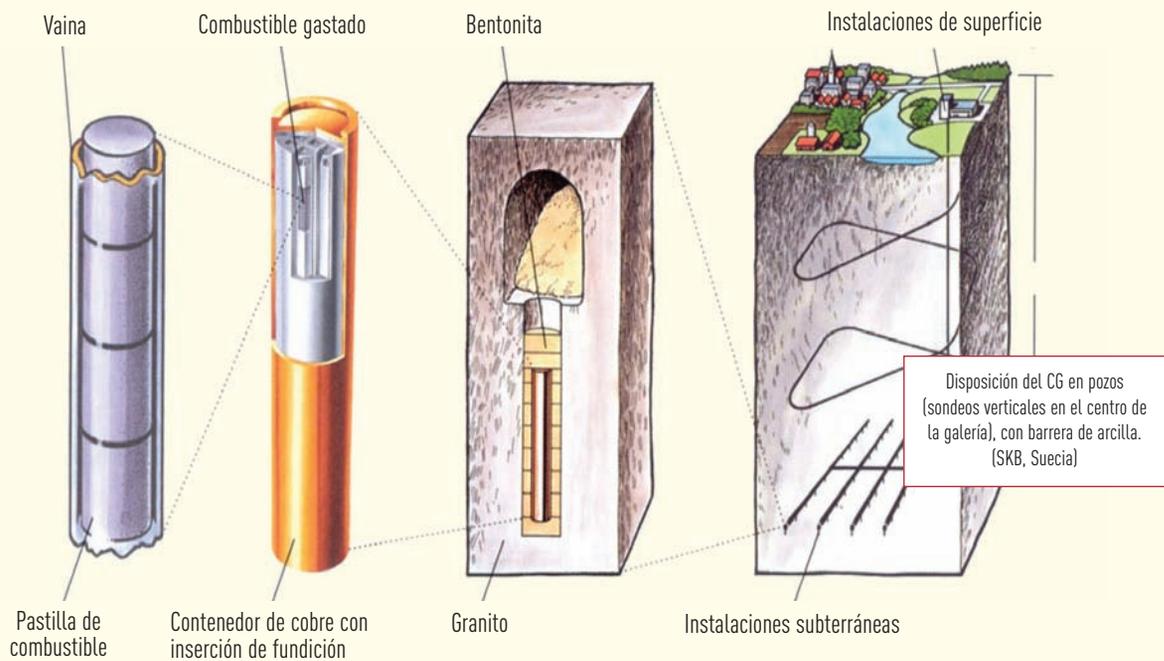


Figura 9. Ejemplos de conceptos de almacenamiento en pozos y en túneles horizontales.

Desarrollo de las instalaciones de un almacén geológico profundo

El desarrollo del AGP (la selección del emplazamiento, el 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 países 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.

El dialogo social mantenido en los últimos años en los países que más han avanzado en este campo, muestra una demanda, por parte de la opinión pública, de la **inclusión de opciones para la reversibilidad de las decisiones** 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.

Desarrollo y verificación del conocimiento y las tecnologías necesarias para el AGP

Un factor relevante del AGP 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 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 estimar, de forma razonablemente segura, mediante el uso de modelos numéricos, cómo será el funcionamiento a largo plazo de un repositorio.

El estudio de **análogos y sistemas naturales**, permite identificar y acotar procesos a largo plazo que son relevantes para la seguridad del repositorio [CSN 04-05], contribuyendo a la verificación de conocimientos, tecnologías y modelos. Así, como ha mostrado el estudio de análogos naturales como los reactores fósiles de OKLO (Gabón), el movimiento de los radionucleidos que pudieran liberarse por la alteración de la matriz del combustible puede ser similar al

movimiento del uranio, sus productos de desintegración y el resto de elementos traza presentes en este y otros yacimientos uraníferos en granitos y arcillas; el proceso de disolución del combustible puede ser similar al de alteración de minerales de uranio, tales como la uraninita; 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.

Conclusiones respecto a la implementación del AGP

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 robusto, 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 tipo TRU, y Finlandia, han designado el emplazamiento donde se construirá el AGP 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.

3. Análisis comparativo de las diferentes opciones de gestión del combustible gastado

3.1. Aprovechamiento del potencial energético del combustible

En la opción de **ciclo abierto** el combustible nuclear es utilizado en los reactores térmicos actuales, tipo LWR, una única vez, permitiendo sólo el aprovechamiento de alrededor del 0,6% de la energía térmica potencial del combustible. En este tipo de ciclo no hay una posterior utilización del combustible gastado por lo que será destinado finalmente al AGP como residuo RAA.

El ciclo cerrado tiene como finalidad el reciclado, fundamentalmente del Pu, posibilitando un mayor aprovechamiento energético del combustible. El aprovechamiento, dependerá del tipo de reactor en que se realice el reciclado del Pu. Si se realiza en reactores tipo LWR, no llegaría al 2% del potencial térmico.

Para incrementar de forma sustancial el aprovechamiento energético del combustible gastado se requiere la opción de ciclo cerrado con multireciclado y la utilización de reactores rápidos refrigerados por metal líquido (Na) y reproductores de Pu (Generación IV), de forma que durante cada reciclado de Pu, en forma de MOX utilizando uranio empobrecido en su fabricación, se produzca una mayor cantidad de Pu fisionable que el consumido en la producción de energía.

El ciclo cerrado avanzado, que incluye fundamentalmente la separación y transmutación de AM, no supone, prácticamente, un mayor aprovechamiento energético del CG que el obtenido en el ciclo cerrado con multireciclado de Pu en reactores rápidos

3.2. Disponibilidad, incertidumbres y horizonte temporal

Ciclo abierto

La opción de **ciclo abierto** combina actividades cuya tecnología está disponible y probada como son los casos de los reactores comerciales en operación y del almacenamiento temporal de combustible gastado, con otras en las que la tecnología está disponible, pero no hay experiencia industrial como son el encapsulado del CG y su almacenamiento final en un AGP.

El encapsulado es un proceso basado en tecnologías convencionales y conocidas en el campo de la metalurgia y de la transformación de metales, cuya aplicación industrial se adaptará al programa del AGP al que vaya destinado el CG a encapsular.

Para el almacenamiento definitivo del CG, los primeros AGP programados para su entrada en operación son los de EE UU en 2017, Finlandia en 2020 y Suecia en 2025.

Ciclos cerrados

En el caso de **ciclos cerrados**, la disponibilidad y horizonte temporal de las principales actividades que los constituyen son:

► Reproceso y reciclado del Pu

Hay amplia experiencia en el reproceso, mediante el proceso PUREX, del combustible gastado tipo UO_x en países como Francia y Gran Bretaña, EE UU, Rusia o Japón, pero el reproceso de combustibles MOX gastados sólo se ha realizado a nivel de demostración. Los nuevos tipos de reproceso y separación avanzados necesarios para la transmutación están en estado de desarrollo tecnológico, habiendo aún importantes dificultades a resolver, en especial en procesos de tipo pirometalúrgico, de gran importancia para conseguir la eficiencia de separación más adecuada para el reciclado múltiple y la transmutación. Ningún país tiene previsto el inicio de operación de una instalación industrial de reproceso y separación avanzados de combustibles gastados tipo MOX para antes de 2040.

Conviene también poner de manifiesto que no parece viable la separación de los diferentes componentes constitutivos de los residuos de alta actividad vitrificados generados en las plantas de reproceso actuales, por lo que no será posible la transmutación posterior de los mismos. Los vidrios generados hasta que se disponga de las nuevas plantas de reproceso avanzado deberán por tanto ser almacenados de forma definitiva en un AGP.

► Separación y transmutación: Nuevos reactores rápidos y ADS

El reciclado múltiple y la transmutación requerirán de nuevos tipos de reactores rápidos o de un mix de estos y de ADSs. Sus diseños están actualmente en estado de desarrollo conceptual, quedando pendiente un largo periodo de tiempo hasta que puedan ser licenciados y entren en operación los primeros prototipos industriales. La operación comercial de estos nuevos reactores no será posible hasta los últimos años de la primera mitad de este siglo, ello en el supuesto de que se resuelvan todas las dificultades tecnológicas para hacerlos viables.

► Almacenamiento geológico de los residuos

En la actualidad, el único AGP en operación que almacena residuos radiactivos de larga vida es la planta WIPP, en EE UU, para residuos TRU no emisores de calor provenientes de su programa de defensa.

Entre los países con ciclo cerrado, el de programa más adelantado para el inicio de operación de un AGP para residuos de alta actividad, con posibilidad también para albergar CG, es el de Francia, previsto para 2025.

3.3. Costes

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 10** se representa la

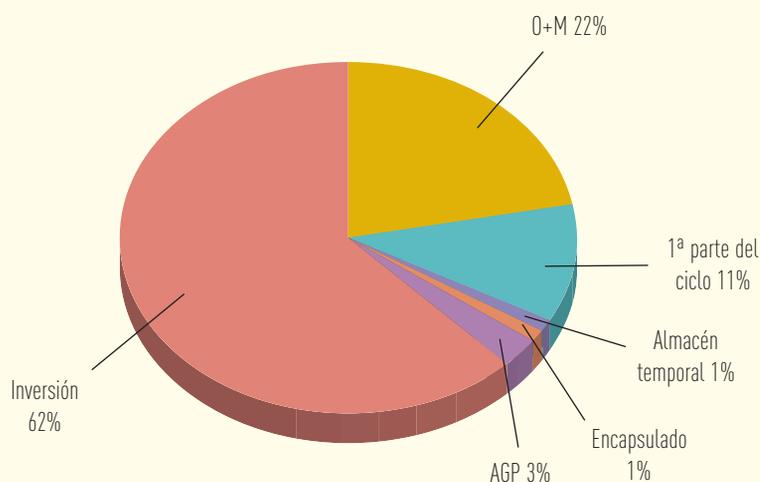


Figura 10. Estructura del coste unitario de producción eléctrica en ciclo abierto.

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.

Para ciclos cerrados utilizando nuevos tipos de reactores, bien sean rápidos o mix de éstos con ADSs, la previsión es que la mayor inversión esperada para su construcción, eleve la contribución del coste de la central (construcción, operación y mantenimiento) hasta el entorno del 90%.

A efectos de la gestión de residuos es relevante tener en cuenta que el coste de la segunda parte del ciclo de combustible viene a representar del orden de sólo el 5% del coste total de producción de electricidad.

La comparación de costes entre los diferentes tipos de ciclo se ha realizado en base a la información contenida en los dos estudios que se han considerado más fundamentados y objetivos entre los realizados en los últimos años. En concreto los estudios *"The economics of reprocessing versus direct disposal of spent nuclear fuel"* de la Universidad de Harvard [NUT-05] y *"Advanced Nuclear Fuel Cycles and Radioactive Waste Management"* [NEA-06]. Se resumen a continuación sus resultados más relevantes:

- ▶ Para el **ciclo abierto**, se estima un coste de la segunda parte del ciclo de combustible que oscila entre 0,15 y 0,30 c€ / KWh, dependiendo de variables como la economía de escala, la tecnología utilizada para el almacenamiento temporal, el tipo de roca albergue del AGP, etc. La principal componente de este coste corresponde al AGP, entre el 65% y el 70% del mismo.
- ▶ El coste de producción de electricidad del **ciclo cerrado mediante un reciclado en reactor térmico tipo LWR**, resulta ser ligeramente superior al correspondiente al del ciclo abierto en 0,13 c\$/ KWh, entre un 3 ó 4% mayor.

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 combustible en el conjunto del ciclo (primera y segunda parte), el ciclo parcialmente cerrado es del orden de un 20% más caro que el ciclo abierto. O lo que es equivalente, el coste de la segunda parte del ciclo de combustible en el ciclo parcialmente cerrado es alrededor de un 80% superior al de la segunda parte del ciclo abierto.

El coste de producción de electricidad de ambos ciclos sólo se igualaría para un precio del mineral de uranio de 370 \$ / kg U.

La incertidumbre asociada a los costes indicados viene explicada principalmente por la inexistencia de AGPs en operación para la validación de las estimaciones.

- ▶ El coste de producción de electricidad en **ciclo cerrado con reciclado en reactores rápidos**, se estima mayor al correspondiente del ciclo abierto en 0,7 c\$ / KWh en caso de un único reciclado y entre 0,30 y 0,35 c\$ / KWh de mayor coste en caso de reciclados múltiples.

En el caso de un único reciclado el coste de producción de electricidad de ambos ciclos sólo se igualaría para un precio del mineral de uranio de 340 \$ / kg U, mientras que para el caso de reciclado múltiple el equilibrio se obtendría para un precio entre 140 y 230 \$ / kg U, según el tipo de reactores rápidos utilizado.

La incertidumbre asociada a esta opción de ciclo es muy elevada, ya que además de la falta de referencias del AGP y del reciclado múltiple a escala industrial, se ve incrementada por el incierto coste de inversión y de operación y mantenimiento de los futuros reactores rápidos.

- ▶ La bibliografía referida a **ciclos cerrados avanzados con transmutación** se centra esencialmente en aspectos relacionados con la viabilidad científica y tecnológica de estas opciones, 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 se están considerando como referencia, el de la Universidad de Harvard se limita a concluir que *“la separación y transmutación no será económica mientras el coste de la gestión final del CG en el caso del ciclo abierto no supere los 3.000 \$ / Kg U”*, es decir entre cinco y diez veces el coste estimado para esta actividad en ciclo abierto. 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 considere necesario esperar a desarrollos adicionales de esta tecnología previamente a proceder a una estimación consistente de los mismos.

El estudio de la NEA, a pesar de las incertidumbres asociadas, estima costes de diferentes tipos de ciclos con transmutación. La fiabilidad de estas estimaciones es muy baja debido a la falta de definición de las principales instalaciones y procesos constitutivos de estos ciclos:

- ▶ En los casos de ciclos basados en un mix de reactores rápidos refrigerados con metal líquido 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 de ciclo cerrado considerada.
- ▶ Entre los ciclos basados en reactores rápidos, los que parecen ofrecer menores costes son los de combustible de carburo, refrigerados por gas, la estimación del incremento del coste unitario de producción de electricidad respecto al correspondiente al ciclo abierto es del orden del 20%. Este valor está afectado por la mayor incertidumbre de todas las alternativas estudiadas debido al estado conceptual en que aún se encuentra el desarrollo de este tipo de reactores.

Evolución del precio del Uranio

La influencia del precio del U en la comparación económica de las diferentes opciones de gestión del CG y el reciente incremento de precios del U (figura 11) justifica el que se analice su evolución pasada y tendencia en los próximos años.

Si bien durante los años ochenta, noventa y principios de los dos mil, el precio del uranio ha venido oscilando entre los 20 y los 35 \$ / kg U, a partir de 2004 el precio ha venido 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.

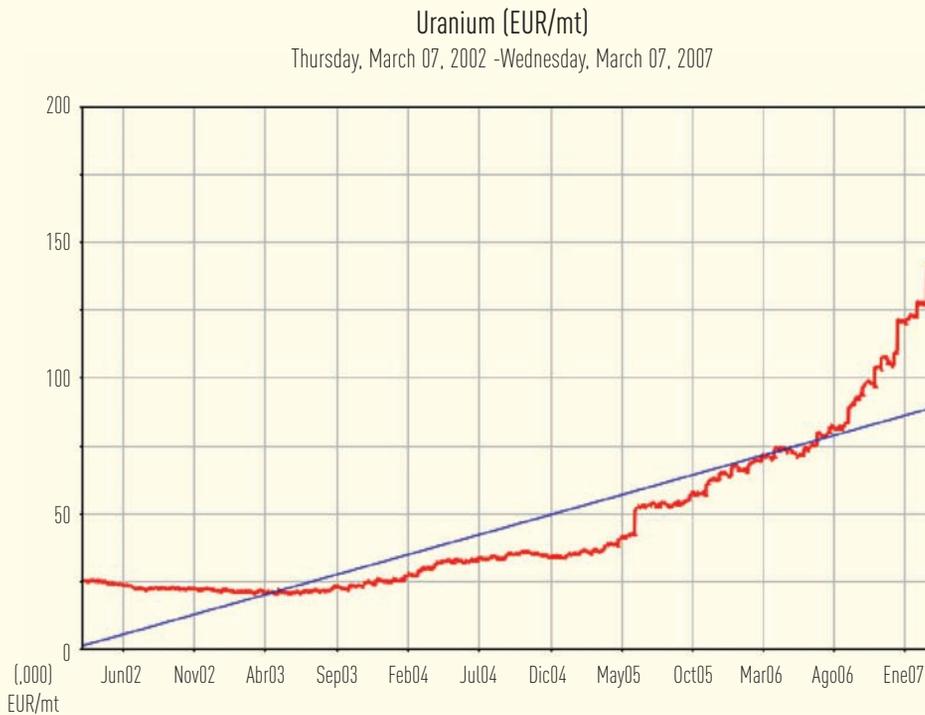


Figura 11. Evolución del precio spot del uranio desde abril 2002.

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 y a la reducción de la contribución a los stocks de fuentes secundarias de producción. Los bajos precios que han dominado el mercado en el pasado obligaron a cerrar muchas minas, quedando en operación sólo las de

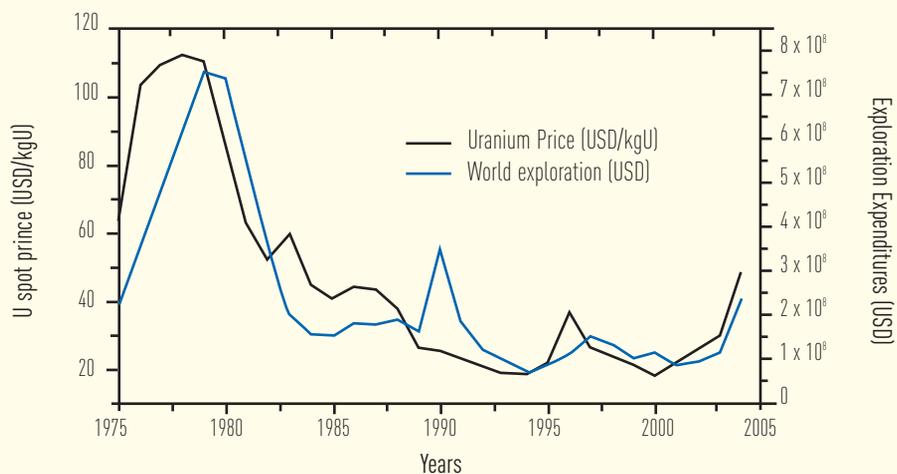


Figura 12. Evolución de los precios spot de U (en \$ 2005) y relación con los gastos en exploración [NEA, IAEA - 06] [NEA-07].

menor coste. Este rápido aumento 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 M\$. Parece por tanto previsible, como ya se produjo en los años 80, (figura 12) 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.

3.4. Proliferación nuclear

En términos generales puede afirmarse que el aumento de la cantidad de plutonio separado incrementa el riesgo de proliferación. La dificultad de desvío de cantidades de plutonio dependerá de la cantidad, forma química y situación en que se encuentre el material.

La utilización del plutonio con fines militares requiere en primer lugar su separación mediante reproceso del combustible gastado y además, una composición isotópica pobre en isótopos del plutonio de pesos atómicos superiores a 239. 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. En todo caso, las salvaguardias del OIEA consideran al plutonio como un material nuclear especial sin hacer distinción en su contenido isotópico.

En el **ciclo abierto** el plutonio producido durante la utilización del combustible en el reactor no es separado del combustible gastado. Adicionalmente, la fuerte radiación gamma producida por los productos de fisión presentes en el combustible gastado, hace difícil el robo de este material por la necesidad de disponer de medios e instalaciones complejas para su transporte, almacenamiento y manipulación.

En la opción de ciclo abierto el combustible gastado será finalmente almacenado en un AGP sin que se haya separado el plutonio en él contenido. Por las razones antes apuntadas ("mala calidad" del Pu procedente de los reactores térmicos tipo LWR para usos no comerciales y dificultad para una supuesta extracción y posterior manejo y separación), es muy poco probable la hipótesis de intrusión en un AGP con el propósito de obtener el Pu contenido en el CG al objeto de su proliferación.

A efectos de proliferación nuclear, el elemento diferencial del ciclo cerrado, en sus diferentes versiones, respecto al ciclo abierto, es la separación del plutonio mediante el reproceso del combustible gastado. La posibilidad de robo o desviación del plutonio es por tanto obviamente mayor en los ciclos cerrados. Precisamente por esa razón están en estudio y desarrollo nuevas tecnologías de reproceso del combustible gastado, como el UREX y el UREX +, cuyo objetivo sería la separación del plutonio conjuntamente con otros componentes haciéndole no apto para fines militares pero haciéndole susceptible de reutilización en un reactor con fines comerciales. La iniciativa GNEP anunciada por Estados Unidos (*Global Nuclear Energy Partnership*) es una propuesta que pretende desarrollar tecnologías de reproceso sin proliferación, y reactores avanzados que consuman los transuránidos contenidos en el combustible reprocesado, considerándose el horizonte 2020-25 para el reciclado del combustible y la demostración del ciclo cerrado en los EEUU.

3.5. Gestión de los residuos radiactivos generados

En el **ciclo abierto** el combustible gastado es considerado residuo y es prácticamente el único residuo de alta actividad que se genera en esta opción. Después de un periodo de enfriamiento de unos 50 a 100 años en almacenamiento temporal, su destino final es un AGP.

Los procesos constitutivos de los **ciclos cerrados**, en especial el reproceso y separación, generan una tipología mucho más variada de residuos que deben ser acondicionados, vitrificados en su caso y almacenados temporalmente hasta que se proceda a su almacenamiento definitivo en superficie o en un AGP, según sus características. También hay que almacenar temporalmente los materiales recuperados para su posterior reciclado como es el caso del plutonio y del uranio.

La necesidad de capacidad de almacenamiento temporal para esta opción es en general mayor que para el ciclo abierto, incluso teniendo en cuenta las últimas optimizaciones puestas en práctica en la planta de reproceso de La Hague, que permiten generar una proporción de 0,15 m³ de residuos de alta actividad vitrificados y 0,15 m³ de residuos sólidos supercompactados por cada tU del combustible gastado reprocesado. Comparando sólo residuos de alta actividad, la capacidad de almacenamiento temporal requerida para los residuos vitrificados sería de ésta forma menor que la requerida para el almacenamiento temporal del CG en el ciclo abierto, por unidad de electricidad producida. Sin embargo la cantidad de calor a disipar por unidad de masa sería mayor, requiriendo un periodo de residencia superior en el almacenamiento temporal previamente a su disposición en un AGP.

Con respecto al almacenamiento geológico profundo, en el caso de un ciclo cerrado con un único reciclado y para una misma cantidad de energía eléctrica producida, el tamaño requerido para un AGP que almacenara los residuos vitrificados y combustible MOX irradiado procedentes de este ciclo, sería similar al necesario para almacenar el combustible gastado en caso de un ciclo abierto [NEA-06]. 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 ciclos cerrados sin transmutación, 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 [NEA-06]. 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 la longitud de las galerías a excavar 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 reducida, al menos parcialmente, por los volúmenes de residuos de media actividad y vida larga generados en los diferentes procesos de este tipo de ciclos que por sus características debieran ser almacenados en el AGP.

La información facilitada en los párrafos anteriores está basada en periodos de unos cincuenta años de enfriamiento de los residuos, combustible gastado o residuos de alta actividad, previamente a su almacenamiento en el AGP. Periodos de enfriamiento mayores requerirían capacidades menores del AGP, en especial en los ciclos cerrados con transmutación.

3.6. Seguridad y protección radiológica a corto y largo plazo

En el **corto plazo**, la principal fuente potencial de emisión radiactiva es la operación y mantenimiento de las respectivas instalaciones constitutivas de los diferentes tipos de ciclo. Los ciclos cerrados, debido al reproceso, separación y fabricación de combustibles para reciclado o transmutación, requieren una actividad de operación y mantenimiento muy superior a la requerida en el ciclo abierto, donde el combustible gastado ni siquiera es extraído de su vaina.

En el **largo plazo**, será el AGP que albergue el combustible gastado, los residuos de alta actividad o ambos, según el tipo de ciclo considerado la fuente potencial de emisión radiactiva.

El reciclado sucesivo del plutonio y la potencial transmutación de actínidos minoritarios en los ciclos cerrados avanzados, permitiría reducir el inventario radiotóxico de los residuos a almacenar en el AGP hasta en dos órdenes de magnitud, en comparación con el del combustible gastado que sería almacenado en el caso de 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 residual 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 parece impracticable.

Como conclusión a la problemática comentada 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 la Asamblea de la República el pasado 13 de enero de 2006 al respecto [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”*.

3.7. Transporte

En el caso de **ciclo abierto**, además de los suministros de combustible fresco a la central, los transportes se limitan al del combustible gastado desde la central que lo generó hasta la planta de encapsulado, previsiblemente ubicada en las cercanías del AGP, y posterior traslado al AGP una vez encapsulado. En países en que se haya complementado la capacidad de almacenamiento temporal de las centrales con un almacenamiento centralizado, se produciría el traslado del CG desde las centrales al ATC y posteriormente desde éste a la planta de encapsulado. Previsiblemente todos los transportes serían de ámbito nacional.

Los **ciclos cerrados**, requieren una mayor actividad de transporte de materiales con alta actividad. El primer transporte correspondería al traslado del CG desde la central que lo ha generado a la planta en que se realizara su primer reproceso. Los materiales fisibles recuperados

serían enviados a la planta de fabricación de combustible y los residuos generados en el proceso trasladados a almacenamientos finales (en superficie o en AGP según sus características) directamente o después de su paso por almacenes temporales. Los combustibles fabricados con materiales fisibles recuperados deberían ser transportados a los emplazamientos de las centrales en que serían utilizados. Buena parte de esos transportes serían internacionales si las plantas de reproceso o de fabricación de combustibles están en países diferentes de las centrales de procedencia del combustible gastado, de las centrales que reutilizarían el combustible o de los almacenes temporales o finales.

3.8. Sostenibilidad

El concepto de Desarrollo Sostenible es hoy día una referencia indispensable para todo aquello que comporte implicaciones medioambientales relevantes, particularmente si pueden extenderse a largo plazo. En tal sentido, las opciones y estrategias de gestión de residuos radiactivos han de evaluarse respecto de los principios más significativos de este concepto como son:

- ▶ **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.

Para efectuar esta evaluación es preciso considerar que 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, el objetivo de su gestión es su contención segura durante los largos periodos de tiempo en los que pueden presentar algún peligro. Los expertos ven este objetivo técnica y económicamente viable. Existe una capacidad de almacenamiento temporal adecuada para cubrir las necesidades durante varias décadas. A más largo plazo podrían considerarse 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. El Comité de Gestión de Residuos Radiactivos de la AEN/OCDE emitió, en 1995, una Opinión Colectiva sobre las Bases Medioambientales y Éticas del Almacenamiento Geológico, [NEA-95b], en la que se establecieron las bases de la gestión de residuos radiactivos.

En este sentido, 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]. El Comité de Gestión de Residuos Radiactivos de la AEN también recomienda la implementación de los programas de almacenamiento geológico por etapas, para no excluir otras opciones que en algún momento dado puedan ser favorecidas.

Obviamente, la estimación cuantitativa de los impactos medioambientales potenciales que podrían presentar los residuos depende esencialmente de la naturaleza y cuantía de éstos, lo que a su vez depende del tipo de despliegue que se haga del ciclo de combustible nuclear y el uso de éste en diverso tipo de reactores, incluyendo o no reciclado del combustible. Ello dependerá de la política energética que se adopte en cada país, y en tal sentido es preciso subrayar la existencia

de suficientes reservas de uranio para satisfacer la demanda, incluso suponiendo un fuerte incremento de la misma; lo cual permite garantizar las necesidades de futuras generaciones, durante varios siglos, igualando, al menos, la capacidad de suministro de los combustibles fósiles.

4. Situación de la gestión del combustible gastado y los RAA en los principales países de la OCDE

4.1. Introducción

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.

Todos los países aplican Criterios de Seguridad para la protección de la salud humana y del medioambiente basados en los del Organismo Internacional de la Energía Atómica, OIEA, y en su reglamentación (Guías, Normas y Prácticas de Seguridad), así como en los Convenios y Convenciones suscritos en su seno, entre los que merece la pena destacar la Convención Conjunta. 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.

4.2. 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.

En general, 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 las instalaciones de gestión de residuos.

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 gestionados.

4.3. Estrategias de gestión del combustible gastado

En cuanto a las estrategias seguidas para la gestión de los residuos radiactivos 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, que han implementado importantes capacidades de reproceso del combustible gastado comercial, que han puesto a disposición de otros países, ofreciendo servicios de reproceso. Algunos países como Japón, han utilizado estos servicios y mantiene la opción del reproceso del combustible gastado. Sin embargo, EEUU, con un amplio programa de defensa, no ha dispuesto, prácticamente, de capacidad de reproceso comercial, excepto la planta de West Valley (New York) que operó solo durante 6 años, por lo que casi todo el CG producido en sus centrales nucleares, que se encuentra almacenado temporalmente, será enviado al almacén geológico de Yucca Mountain. 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 el almacenamiento final, nuevas investigaciones en curso, etc.
- ▶ El tamaño del programa nuclear de cada país, tiene la relevancia de la economía de escala a la hora de abordar las instalaciones del ciclo de combustible.
- ▶ Otro factor clave es la disponibilidad de tecnología nuclear y de centros de investigación capaces de llevar a cabo la demostración de la seguridad de las soluciones de almacenamiento propuestas.
- ▶ Es obviamente primordial el criterio de los ciudadanos y opinión pública a la hora de hacer viables la ubicación y construcción de las instalaciones.

La gestión de los Residuos de Alta Actividad (RAA / HLW) constituye, en la actualidad, el verdadero reto para todos los países con generación nuclear y es donde se están concentrando mayores esfuerzos, tanto desde el punto de vista tecnológico, como financiero o de comunicación y participación de la sociedad.

Algunos países han adoptado la opción de ciclo cerrado, esto es el reproceso del combustible gastado, y otros han adoptado el ciclo abierto y por tanto consideran al combustible gastado como residuo radiactivo. Hay varios países que reprocesaron en años anteriores y posteriormente han cambiado su 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 CG.

El ciclo abierto lo han adoptado, entre otros, Suecia, Finlandia, Alemania, Estados Unidos (para el CG de centrales comerciales) y España, siendo, por tanto, el combustible gastado el residuo radiactivo de Alta Actividad (RAA). Estados Unidos ha anunciado recientemente un cambio de política, por motivos medioambientales, de gestión de residuos y de lucha contra la proliferación. La iniciativa GNEP, tal como está concebida por los Estados Unidos, sería un esfuerzo internacional que incluiría el desarrollo, demostración e implantación de tecnologías de reciclado sin proliferación y con beneficios para la gestión de residuos; reactores avanzados que consuman los transuránidos contenidos en combustible reprocesado, y reactores sin proliferación apropiados para países y regiones en desarrollo.

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 extendido y separación de AM con transmutación, están en evaluación 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. Ello a pesar de los importantes esfuerzos de I+D que países como EEUU, Francia y Japon vienen realizando en el campo de la S+T.

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. Para ello, la solución de ATC presenta ventajas importantes para los países con programa nuclear significativo, como es el caso de España. Disponen de almacenes temporales, para los RAA, los países que reprocesan el CG como Francia, Reino Unido y Japón. En el caso de Francia y Reino Unido, también disponen de almacenamiento temporal para los residuos de otros países que enviaron determinadas partidas de CG a reprocesar, pero con fecha fija para su retorno a los países de origen.

También han construido o tienen proyectada la construcción de almacenes temporales centralizados para el combustible gastado y RAA vitrificados: Alemania (C.G. en contenedores en seco); EE.UU. (C.G. en contenedores en seco); Suecia (C.G. 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 CC.NN.: EE.UU. (en seco), Finlandia (piscinas) o España (CN.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 un Almacén Geológico Profundo (AGP), incluso en el supuesto de que la transmutación de Pu y AM 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). Por último, otros países no han concretado la fecha (Bélgica, Suiza, Japón.)

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. 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 subterráneos, con objetivos metodológicos, en antiguas minas como las de Stripa (Suecia) en granito, y Asse (Alemania) en sal. Posteriormente, se desarrollaron laboratorios subterráneos de 2ª generación, específicamente diseñados y construidos en una zona nada o poco perturbada por labores mineras. Es el caso de los laboratorios de, Mol (Bélgica) en arcillas, Mt. Terri (Suiza) en arcillas compactadas, Grimsel (Suiza), URL (Canadá) y Äspö (Suecia) en granitos. Actualmente se están desarrollando laboratorios subterráneos de 3ª generación, cuyo objetivo es demostrar la idoneidad de un emplazamiento específico, o de una determinada formación geológica, como paso previo a la construcción del repositorio. En ellos se desarrollan experimentos de demostración de los conceptos específicos de almacenamiento y se fomenta 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. En España no se han desarrollado laboratorios subterráneos, por lo que se ha fomentado la participación de equipos españoles en laboratorios de otros países, como es el caso de los experimentos desarrollados en Grimsel y Äspö en soporte del concepto español de almacenamiento en granitos y en los de Mt. Terri y Bure para el almacenamiento en arcillas.

Las fechas 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, según la Ley de 2006)

Como comentario final se puede añadir 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, aunque con la oposición de ciertos sectores de la opinión pública, los programas de gestión de los residuos radiactivos son vistos como la parte final de esa estrategia nacional y progresan hacia el objetivo de poner en práctica las soluciones requeridas.

En ese sentido es relevante la opinión de la British Commission on Sustainable Development en su informe de marzo 2006, de que "Sólo cuando esté establecido por el gobierno el proceso para seleccionar el sitio más apropiado (*para el almacén final de estos residuos*) el gobierno de UK podrá alegar que tiene establecida una solución aceptable" [SDC-06] .

5. Situación y perspectiva de la gestión del combustible gastado y los RAA en España

5.1. Situación de partida

La situación de la gestión de CG 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 representará 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 de CG y residuos de alta actividad y larga vida a gestionar, una vez encapsulados, se estima

en unos 13.000 m³, de los cuales unos 10.000 m³ (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.

El tamaño medio del programa nuclear español y del volumen de residuos a gestionar parece más una dificultad que una ventaja, pues al no poder ser considerado como un programa pequeño, parece obligado implantar en su propio territorio algunas de las instalaciones necesarias para la gestión como son los almacenamientos. Tampoco tiene un tamaño suficientemente grande para beneficiarse de economías de escala a nivel industrial o tecnológico.

- ▶ 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, 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 Vandellós 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 almacenamiento temporal en el entorno del 2010.

5.2. Estrategia establecida en el Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR)

El PGRR ha establecido el ATC 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 PGRR no establece una definición estratégica ni una programación de actividades constitutivas de la gestión final de los residuos que nos ocupan. No obstante, la estimación de costes y las necesidades de dotación de recursos financieros al Fondo para la gestión de residuos radiactivos se hace suponiendo la gestión final como ciclo abierto con almacenamiento geológico directo del CG. El Plan estima en más de 3.000 M€ el coste de su gestión final, 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.

5.3. 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.

Adicionalmente, la prevista existencia de un ATC con una vida operativa de 60 años facilita un horizonte temporal suficiente para disponer del AGP con antelación al final de la vida operativa prevista para el ATC, siempre que se mantenga la adecuada continuidad en las actividades relativas al AGP en todos sus aspectos geológicos, tecnológicos, sociales, y de I+D.

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, la puesta en práctica de esta alternativa, reprocesando el CG procedente de las centrales de agua ligera en las plantas de reproceso actuales y el consiguiente vitrificado

de los RAA, imposibilitaría la separación y transmutación futuras de los actínidos minoritarios y productos de fisión contenidos en los mismos.

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, complementados opcionalmente con ADSs, 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.

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.

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, complementados opcionalmente con ADSs. en caso de transmutación. Las fuertes inversiones estimadas para la construcción de los mismos, tendrían un impacto determinante en la estructura de costes de este tipo de ciclos, de forma que el coste de construcción y operación de los nuevos tipos de reactores representaría el 90% del coste total de esta opción, siendo sólo el 10% el atribuido al ciclo de combustible.

También es relevante poner de manifiesto que el diseño, construcción y operación de estos nuevos reactores, requieren un horizonte del orden de un siglo de actividad nuclear, lo que no parece compatible con la actual política energética española respecto a la construcción de nuevas centrales nucleares.

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.

5.4. Importancia del ATC y del AGP para el programa español

Una vez conseguida la puesta en marcha del ATC, tal como está programado en el PGRR, donde 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.

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. 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.

También se echa en falta una norma que guíe las actividades preliminares a ser desarrolladas en el corto plazo, fije los tiempos y formas en que los avances realizados deban ser puestos en conocimiento de la opinión pública y establezca los procedimientos y tiempos para el seguimiento del programa y para la toma de decisiones principales a lo largo de su desarrollo.

Habría que tener especialmente en cuenta que tanto la planta de encapsulado como el AGP deberán ser evaluadas por el Consejo de Seguridad Nuclear. El establecimiento de un programa explícito del desarrollo de estas instalaciones permitiría al CSN programar con tiempo sus necesidades de formación de personal, de adquisición de conocimientos y de evaluación de las diferentes actividades y procesos a realizar a lo largo del tiempo.

Al igual que en la actualidad existe un mercado internacional de servicios de reproceso del CG, es probable que en caso de que el ciclo cerrado avanzado alcance una dimensión industrial también exista un mercado de servicios de las diferentes etapas del mismo incluida la transmutación. Salvo alguna iniciativa realizada por Rusia, no existe sin

embargo 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.

5.5. Capacidad tecnológica 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 PGRR 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.

5.6. 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.

En consecuencia es de primordial importancia que las estimaciones de costes y presupuestos sean establecidas con la mayor precisión posible, así como que los mecanismos de control de cumplimiento y seguimiento presupuestario de las principales partidas sean de la mayor efectividad.

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.

5.7. 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 cual-

quier 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.

Pero este sencillo razonamiento no es fácil de entender, quizá porque no es fácil de comunicar. Y así se da la paradoja de que nadie quiere oír hablar del problema, aunque exista, ni mucho menos aportar algún tipo de solución que pudiera afectar con mayor o menor proximidad a su vivienda, a su ciudad, a su propia vida cotidiana. El famoso efecto NIMBY (*Not in my back yard: no en mi patio*) se ejerce con mayor crudeza que nunca. Y eso hace que, aunque nunca haya habido en España accidente alguno ni en la generación de energía nucleoelectrónica ni aún menos en el tratamiento de los residuos radiactivos que haya puesto en riesgo al medio ambiente, ni mucho menos a la salud de los ciudadanos, se siga considerando que se trata de algo muy peligroso, y por tanto inaceptable.

Se trata, obviamente, de una sensación distorsionada, en la que el riesgo percibido es incomparablemente mayor que el riesgo real. De ahí la enorme trascendencia de la comunicación pública de estas tecnologías, sus ventajas y sus eventuales problemas.

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.

Referencias

- [AND-05] [AND-05] ANDRA: Dossier Argile 2005 & Dossier Granite 2005.
- [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 (Monthly bulletin on electrical and economic indicators). January 2006.
- [CNE-05] Commission National d'Evaluation. Rapport d'Evaluation n° 11. Juin 2005.
- [CNE-06] Commission National d'Evaluation. Rapport Global d'Evaluation. Jan. 2006.
- [CNE-06] Commission National d'Evaluation. D'une CNE à l'autre : Quelques réflexions inspirées par douze années d'évaluation scientifique. Juillet 2006.
- [CSN-03] Consejo de Seguridad Nuclear. Almacenamiento geológico profundo de residuos de alta actividad en medios cristalinos. Estudio comparativo de evaluaciones de Seguridad. Colección Informes Técnicos. 10.2003.
- [CSN 04-05] CSN. Aplicación de los análogos a la evaluación de seguridad y comunicación del almacenamiento geológico. Catalogo (2004) y Síntesis Ilustrativa (2005).
- [DOE-01] U.S. Department of Energy. Analysis of the Total System Life Cycle Cost of Civilian Radioactive waste Management Program. May 2001
- [ENR-01] ENRESA. El Almacenamiento Geológico Profundo de los Residuos Radiactivos de Alta actividad y Larga Vida: Principios Básicos y Tecnología. Dic. 2001
- [ENR-06] ENRESA. Sexto Plan General de Residuos Radiactivos (6º PGRR). Technical report, 2006.
- [EST-05] Alvaro Rodríguez, Jose Antonio Gago. La gestión temporal del combustible gastado y de los residuos de alta actividad en el mundo. Revista Estratos. Volumen 26. 2005
- [ICR-00] ICRP Publication 81. Radiation protection recommendations as applied to the disposal of long-lived solid radioactive waste. 2000.
- [IEA-06] International Energy Agency. Key World Energy Statistics. 2006
- [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. 2003.
- [NEA-91] OECD Nuclear Energy Agency. ¿Can Long Term Safety be Evaluated?. Posición conjunta del Comité de Gestión de Residuos Radiactivos de la NEA y del Comité Asesor para la Gestión de Residuos Radiactivos del OIEA compartida por los expertos del Plan de Acción Comunitario para la Gestión de Residuos Radiactivos de la Comisión de las Comunidades Europeas. 1991.
- [NEA-95] OECD Nuclear Energy Agency. The Environmental and Ethical Basis of Geological Disposal of Long Lived Radioactive Wastes. A Collective Opinion of the Radioactive Waste Management Committe of the OECD Nuclear Energy Agency. 1995.
- [NEA-97] OECD Nuclear Energy Agency. Lessons Learnt from Ten Performance Assesment Studies. WG on integrated PA of deep repositories. 1997.

- [NEA-99] OECD Nuclear Energy Agency. Confidence in the Long-Term Safety of Deep Geologic Repositories – Its Development and Communication. 1999.
- [NEA-04] OECD Nuclear Energy Agency. The Handling of Timescales in Assessing Post-closure Safety. 2004.
- [NEA-05] OECD Nuclear Energy Agency. Annual Report 2005.
- [NEA-06] OECD Nuclear Energy Agency. Advanced Nuclear Fuel Cycles and Radioactive Waste Management. June 2006.
- [NEA-06 b] Nuclear Energy Agency. Physics and Safety of Transmutation Systems: A Status Report. June 2006.
- [NEA, IAEA-06] OECD Nuclear Energy Agency and International Atomic Energy Agency. Uranium 2005: Resources, Production and Demand. (2006)
- [NEA-07] “Future Development and economics aspects of the Nuclear Cycle” in “Assesing EURATOM 50 years of European Nuclear Policy”. Public Hearing. European Parliament/ITRE. Dujardin Th. OECD Nuclear Energy Agency.(Feb. 2007)
- [NUT-05] Matthew Bunn (Harvard University) et al. The economics of reprocessing versus direct disposal of spent nuclear fuel. Nuclear Technology. June 2005.
- [OIEA-95] OIEA. Principios para la Gestión de Desechos Radiactivos. Colección Seguridad nº 111-F, Viena, 1996
- [OIEA-05] OIEA. Nuclear Technology Review. Update 2005. GC(49)/INF/3. Technical report, 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.
- [SDC-06] British Sustainable Development Commission. Is nuclear the answer? March 2006
- [SKB-03] SKB. Plan 2003. Costs for management of radioactive waste products from nuclear power production. TR-03-11. June 2003.
- [UNE-06] UNESA 2006. La industria eléctrica. Avance estadístico.
- [USNRC-98] U.S. Nuclear Regulatory Commission. 10 CFR 72. 1998.
- [WNA-04] “Fueling The future, A new paradigm- Assuring Uranium Supplies in an Abnormal Market”, Combs J. WNA (Sept. 2004), <http://www.world-nuclear.org/sym/2004/pdf/combs.pdf>
- [WNA-06] World Nuclear Association. <http://www.world-nuclear.org>

Índice

Introducción	7
1. Situación y perspectivas a nivel internacional de la gestión del Combustible Gastado (CG) y los Residuos de Alta Actividad (RAA)	8
1.1. Energía Nuclear y Generación de Combustible Gastado	8
1.2. Características del Combustible Gastado (CG) en reactores térmicos de agua ligera (LWR)	10
1.3. Principios básicos de la gestión de los residuos radiactivos	12
1.4. Opciones de gestión del combustible gastado	13
2. Estado actual de las tecnologías de gestión del C.G.	15
2.1. El Almacenamiento Temporal (AT)	15
2.2. Reproceso y Reciclado del Plutonio y del Uranio	16
2.3. Separación y Transmutación de Actínidos Minoritarios (AM) y algunos productos de Fisión (PF)	17
2.4. El Almacenamiento Geológico Profundo (AGP)	19
3. Análisis comparativo de las diferentes opciones de gestión del combustible gastado ..	23
3.1. Aprovechamiento del potencial energético del combustible	23
3.2. Disponibilidad, incertidumbres y horizonte temporal	24
3.3. Costes	25
3.4. Proliferación nuclear	29
3.5. Gestión de los residuos radiactivos generados	30
3.6. Seguridad y protección radiológica a corto y largo plazo	31
3.7. Transporte	31
3.8. Sostenibilidad	32
4. Situación de la gestión del combustible gastado y los RAA en los principales países de la OCDE	33
4.1. Introducción	33
4.2. Organización institucional	33
4.3. Estrategias de gestión del combustible gastado	33
5. Situación y perspectiva de la gestión del combustible gastado y los RAA en España ..	36
5.1. Situación de partida	36
5.2. Estrategia establecida en el Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR)	37
5.3. Análisis de la viabilidad de los diferentes tipos de ciclo de CG en el caso español ..	38
5.4. Importancia del ATC y del AGP para el programa español	39
5.5. Capacidad tecnológica e I+D	41
5.6. Financiación de la gestión	42
5.7. Importancia de la comunicación al público, de la participación ciudadana y de la aceptación social	42
Referencias	45

GESTIÓN DE RESIDUOS RADIACTIVOS: SITUACIÓN, ANÁLISIS Y PERSPECTIVA

Resumen técnico



FUNDACION PARA ESTUDIOS SOBRE LA
ENERGÍA