

Primer ejercicio. Grupo B - Física y tecnología nucleares.

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

ÍNDICE

1. INTRODUCCIÓN.
2. GESTIÓN DEL COMBUSTIBLE IRRADIADO. OPCIONES.
3. ASPECTOS TÉCNICOS Y SISTEMAS DE REELABORACIÓN.
4. SEPARACIÓN. TRANSMUTACIÓN.
5. BIBLIOGRAFÍA

RESUMEN.

La reelaboración o reprocesado se enmarca dentro del ciclo cerrado del combustible, como un conjunto de procesos a los que se somete al combustible gastado con el objeto de reutilizar parte del mismo, debido al material fisible que todavía contiene, el uranio y el plutonio.

La reelaboración consiste básicamente en una serie de procesos químicos, siendo el sistema PUREX el más comercializado, si bien hay métodos en seco que se están desarrollando en paralelo a los avances en transmutación.

La tendencia internacional, dentro de lo que se ha denominado ciclo cerrado avanzado, pretende reducir la radiotoxicidad de los residuos radiactivos mediante la separación de los elementos de alta actividad y vida larga, y su posterior transmutación.

La naturaleza fisionable de alguno de los constituyentes de los combustibles gastados origina la necesidad de un estudio previo de seguridad nuclear de la instalación, pues existe riesgo de criticidad, adicionalmente al riesgo de exposición a altas tasas de radiación.

Como aspecto relevante, en este tipo de instalaciones de reproceso del ciclo cerrado, además de los riesgos radiológicos intrínsecos del proceso químico industrial, existe el riesgo de proliferación nuclear, por lo que el Tratado de No

Proliferación establece una serie de requisitos de control de inventarios y diseños que eviten pérdidas de material fisible.

RELACIÓN CON OTROS TEMAS DE LA OPOSICIÓN:

PRIMER EJERCICIO

- B.6. Combustibles nucleares. Tipos. Propiedades. Diseño. Materiales. Evolución isotópica. Quemado.
- B.8. Residuos radiactivos. Tipos. Origen. Gestión.
- D.12. Definición, clasificación y gestión de los residuos radiactivos sólidos.

TERCER EJERCICIO.

- A.33. Gestión del combustible irradiado. Métodos de almacenamiento a corto, medio y largo plazo. Estudios de seguridad asociados.
- B.45. Protección radiológica en las instalaciones de almacenamiento de residuos radiactivos.
- B26. Políticas y estrategias de gestión de residuos radiactivos en España. El Plan General de Residuos Radiactivos.

1. INTRODUCCIÓN.

El combustible nuclear tiene en el reactor una utilización de unos tres a cuatro ciclos de operación años. El elemento combustible se considera gastado cuando el crecimiento de los productos de fisión (absorbentes de neutrones) y el decrecimiento del U-235 que se va consumiendo hacen que el elemento ya no colabore en el mantenimiento de la cadena de fisiones. Entonces se retira el elemento del reactor y se sustituye por uno nuevo.

El combustible gastado o irradiado, como resultado de la desintegración de los nucleidos presentes en él, produce calor y radiaciones, de las cuales deben ser protegidos los trabajadores y el público a corto y largo plazo. Los factores más importantes a considerar son:

- a) El calor, que disminuye rápidamente a medida que se desintegran los radionucleidos que lo producen. Sólo después de un enfriamiento adecuado pueden transportarse o tratarse estos elementos.

- b) Las radiaciones gamma (rayos X de alta energía), producidos principalmente por los radionucleidos de vida corta (con períodos de semidesintegración inferiores a 30 años).
- c) La emisión de radiaciones alfa por los radionucleidos de vida larga, con períodos de semidesintegración de hasta miles de años. La protección frente a las partículas alfa se logra mediante el confinamiento a largo plazo de la sustancia emisora.

En resumen, debe haber una etapa corta de enfriamiento para reducir la carga calorífica, una etapa más larga de blindaje para protección contra las radiaciones gamma, y una etapa muy larga de confinamiento hermético (sin necesidad de blindaje) para impedir que los emisores alfa lleguen por cualquier camino a la biosfera, donde puedan ser incorporados a los seres vivos. La tecnología dispone ya de las soluciones adecuadas para cada etapa, y están en desarrollo nuevas y más avanzadas alternativas para la gestión de estos residuos.

Así pues, por combustible gastado se entiende aquél que ha sido utilizado, irradiado dentro del reactor, que se ha descargado permanentemente del mismo y que no puede ser reutilizado en su forma actual, por su empobrecimiento en material fisible, acumulación de veneno o deterioro por irradiación. Por tanto, en el combustible gastado estará presente el material fisionable no quemado así como el que se haya formado por la captura de neutrones en el material fértil.

El tratamiento de los combustibles irradiados, también denominado reproceso o reelaboración, consiste en una secuencia de operaciones a las que se someten los combustibles irradiados con el objeto de recuperar los materiales fisionables presentes (uranio y plutonio), descontaminándolos y purificándolos de los productos de fisión y otros actínidos, para su empleo posterior en la fabricación de nuevos elementos combustibles. La utilización del plutonio como combustible es posible en los reactores convencionales, en forma de combustibles mixtos (U, Pu).

Inicialmente la reelaboración se llevó a cabo en instalaciones diseñadas, construidas y operadas al amparo de los programas militares. Estas primeras instalaciones fueron: Handford (EE.UU); Windscale (Reino Unido); Marcoule (Francia). Todas ellas fueron concebidas para tratar combustibles metálicos y con bajo grado de quemado, con el fin primordial de recuperar el plutonio producido en los reactores. El método de tratamiento estaba basado fundamentalmente en el proceso PUREX (Plutonium-Uranium Extraction).

Posteriormente, en la década de los años 60, con la entrada en servicio de los reactores de agua ligera, se empleó el proceso PUREX con algunas modificaciones y se construyeron nuevas plantas de reelaboración, como

Eurochemic en Mol (bélgica) y Nuclear Fuel Services en West Valley (New York-EE.UU). Estas plantas no funcionan en la actualidad debido a problemas tecnológicos, económicos, políticos y ambientales.

Como problemas técnicos, el incremento del grado de quemado de los combustibles, que modificaba sustancialmente la composición química y radiológica, obligó a realizar estudios de investigación y desarrollo hasta llegar a tener un proceso PUREX que permita el tratamiento también del combustible con alto grado de quemado.

Actualmente, en occidente, sólo están en funcionamiento la planta THORP en Sellafield (Reino Unido), y las plantas UP2 y UP3 en La Hague (Francia). Además, Japón también cuenta con instalaciones para reelaboración en Rokkasho Mura.

Dentro de lo que sería la gestión del combustible irradiado, si bien en España se ha optado por el ciclo abierto, sin reelaboración, la central nuclear de Vandellós I envió su combustible a Francia para reprocesar, según lo estipulado en sus contratos de operación.

Según el vigente sexto Plan General de Residuos radiactivos, en el año 2010, está previsto el retorno a España de los residuos vitrificados resultantes de dicho tratamiento. Además, habría que añadir pequeñas cantidades de materiales de la central nuclear de Santa María de Garoña enviadas para su reproceso en el Reino Unido, con anterioridad a 1983.

En la perspectiva internacional, hay países como Francia, Reino Unido y Japón que han optado por el ciclo cerrado, con reproceso, mientras que otros, como EE.UU. y Suecia, han optado por almacenamiento final sin reprocesado (ciclo abierto). Países como Alemania, Suiza y Finlandia tienen una situación intermedia, con combustible irradiado y residuos vitrificados procedentes del reproceso.

La gestión del combustible gastado comienza realmente antes de la utilización del combustible en el reactor, pues existe el principio de interdependencia entre fases, establecido en la *“Convención conjunta sobre seguridad en la gestión del combustible gastado y sobre la seguridad en la gestión de desechos radiactivos”*, promovida por el Organismo Internacional para la Energía Atómica en 1997, que establece la necesidad de tomar las decisiones en cada fase atendiendo a las consecuencias en etapas posteriores y, por ello, debe valorarse el efecto de cada decisión en la gestión posterior del combustible tras su paso por el reactor.

Otro aspecto importante es el riesgo de proliferación nuclear, pues en las instalaciones de reprocesado se podría obtener plutonio para uso militar, por lo que el Tratado de No Proliferación exige un control de inventario de material

fisionable y que en el diseño de sistemas se garantice siempre el balance de productos radiactivos proliferantes.

2. GESTIÓN DEL COMBUSTIBLE IRRADIADO. OPCIONES.

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

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

- a) Ciclo abierto: después de un período indefinido de almacenamiento temporal (bien en húmedo: piscinas, bien en seco: contenedores), se procede al acondicionamiento y encapsulado del combustible para su almacenamiento definitivo como residuo.
- b) Ciclo cerrado: tras un periodo de almacenamiento temporal, se procede al reproceso del combustible gastado, con objeto de separar el uranio y el plutonio del resto de componentes, para su utilización posterior en un nuevo proceso de fisión nuclear como materiales energéticos, mejorando el aprovechamiento de la potencialidad energética del combustible nuclear. Los residuos radiactivos de alta actividad producidos son acondicionados mediante vitrificación para su posterior manejo y almacenamiento final.
- c) Ciclo cerrado avanzado: incluye el ciclo cerrado y la separación y transmutación de los actínidos minoritarios y algunos productos de fisión para disminuir su actividad y radiotoxicidad.

En los ciclos cerrados, los residuos de alta y media actividad no susceptibles de ser almacenados definitivamente cerca de la superficie, deberán ser almacenados en un almacén geológico profundo (AGP), igual que el combustible gastado, 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.

La diferencia principal en la gestión de los residuos de alta actividad es que, en el caso de reproceso, se obtienen productos vitrificados, en lugar de gestionar el propio combustible gastado, siendo similares los requisitos para su gestión, a pesar de la reducción de volumen y radiotoxicidad conseguida. En las figuras 1 y 2 se representan sendos esquemas generales de las instalaciones que intervienen en la segunda parte del ciclo del combustible nuclear y de los procesos que intervienen.

En un combustible gastado se encuentra una compleja mezcla de isótopos radiactivos:

- a) *Actínidos*, que se generan cuando el U-238 captura los neutrones producidos en la desintegración del U-235. Los más importantes son el Pu y los llamados actínidos minoritarios: neptunio (Np), americio (Am), curio (Cm).
- b) *Productos de fisión*: generados por la fisión del U-235 y sus descendientes.
- c) *Productos de activación*: Se originan por la irradiación de neutrones sobre las vainas de zircaloy y demás elementos estructurales.

Estos últimos son los que tienen una menor contribución en el inventario radiológico.

La opción de **ciclo cerrado avanzado** pretende, una vez se hayan separado uranio y plutonio para su posterior reutilización, conseguir la transmutación de radionucleidos de vida larga, fundamentalmente actínidos, así como algunos productos de fisión presentes en los combustibles gastados, con el objetivo de disminuir el inventario radiotóxico de los residuos de alta actividad antes de su almacenamiento definitivo. La transmutación consiste en el bombardeo de núcleos atómicos por diversas clases de partículas (α , fotones, neutrones, etc.), consiguiendo otros núcleos que responden a un elemental balance de nucleones.

Para conseguir la transmutación se requiere la ejecución de una serie de actividades previas conocidas como “separación” que están basadas en una compleja serie de operaciones químicas y metalúrgicas cuyo objetivo es separar de forma selectiva, individualmente o por grupos, los diversos radionucleidos de vida larga.

La reelaboración como opción de ciclo cerrado es una alternativa en la que se están haciendo inversiones importantes en investigación y desarrollo, pues en la

actualidad se contempla como parte de la gestión de los residuos radiactivos, al permitir la separación y posterior transmutación de aquellos radionucleidos de vida larga, lo que permitiría obtener residuos radiactivos de inferior riesgo radiológico (menor vida, actividad, difusividad), motivando una custodia y gestión posterior más simple y de menor coste.

La reelaboración se realiza mediante el sistema PUREX. Otra opción en desarrollo son las técnicas de reelaboración en seco, si bien éstas pueden tener más interés para las técnicas de transmutación o el reproceso del combustible metálico de los reactores rápidos reproductores. Muchos de los conceptos avanzados de transmutación se basan en procesos secos o pirometalúrgicos de separación.

En la reelaboración se generan gran variedad de residuos sólidos, líquidos y gaseosos, siendo todos ellos radiactivos. Los gaseosos más relevantes se generan en la fase de troceado y disolución del combustible gastado. Los residuos líquidos de alta actividad se generan principalmente en el refinado de la operación de extracción de uranio y plutonio. Por cada tonelada de combustible gastado se generan aproximadamente 5 m³ de residuos líquidos de alta actividad que se almacenan tras su concentración por evaporación. Por último, los residuos sólidos más importantes son al final del proceso de solidificación.

En la figura 3 se indican las etapas básicas del reproceso del combustible gastado.

El proceso de vitrificación permite que el residuo resultante de la solidificación tenga una estabilidad química, radiológica y térmica, debiendo garantizarse una homogeneidad. Este proceso consta de una serie de operaciones que incluyen su concentración por evaporación, secado, calcinación y formación de vidrio. El producto calcinado se funde junto con los aditivos necesarios para producir vidrio a temperaturas entre 1000° y 2000°C, enfriándose y solidificando posteriormente la masa fundida.

Una vez formado el vidrio que contiene los residuos de alta actividad, se introduce en unos contenedores de acero inoxidable, con revestimiento de plomo y titanio, que una vez llenos, son cerrados por soldadura de la tapa.

Posteriormente, estos contenedores son almacenados en la misma planta de reproceso, en cámaras refrigeradas por aire, durante al menos 30 años. Es transcurrido este tiempo cuando la producción de calor de los residuos vitrificados ha disminuido lo suficiente como para permitir su almacenamiento definitivo.

Por su parte, la opción de ciclo cerrado avanzado requiere de 4 etapas principales:

1. Recuperación de los radionucleidos de largo periodo de semidesintegración.
2. Fabricación de “elementos combustibles” (blancos de irradiación) adecuados.
3. Irradiación de los anteriores en un sistema generador de flujos neutrónicos muy altos.
4. Tratamiento de los “elementos combustibles gastados” para separar los radionucleidos transmutados de los no transmutados.

Es necesario investigar y desarrollar estas cuatro etapas que forman un conjunto inseparable.

3. ASPECTOS TÉCNICOS Y SISTEMAS DE REELABORACIÓN.

Cualquier estrategia de “ciclo cerrado” conlleva, como etapa inicial y obligatoria, el reproceso de los combustibles gastados tipo UOX en el que se recuperan, separan y purifican el uranio y plutonio, presentes en los mismos, para su reciclado posterior.

Como consecuencia de la operación de reproceso se producen residuos radiactivos de alta actividad y algunos de baja y media actividad, que son acondicionados para su almacenamiento definitivo en una instalación geológico profundo (AGP).

El reproceso del combustible gastado se inició en la década de los años cuarenta usando procesos de precipitación con el fin de separar plutonio muy puro con fines militares. Pronto el proceso de precipitación fue sustituido por el de extracción con disolventes que era más adecuado para operar en continuo, dentro de instalaciones de gran capacidad y con control remoto.

Después del uso de diversos procesos de extracción con disolventes (REDOX, BUTEX, etc.) se desarrolló, en EE. UU., un proceso genérico conocido como PUREX (Plutonium Uranium Recovery by EXtraction) que viene usándose desde el año 1954, principalmente para el reproceso a escala industrial de combustibles de uranio metal y óxido de uranio.

A finales del año 2006 se habían reprocesado más de 90.000 tU de combustible gastado procedentes de reactores comerciales, la mayor parte en Francia y el Reino Unido, que suponían casi un tercio del combustible gastado producido.

Reproceso hidrometalúrgico. Proceso PUREX

El proceso PUREX adoptado internacionalmente para reprocesar combustibles tipo UO_2 o U-metal, está formado por cuatro conjuntos de operaciones principales: transporte y almacenamiento temporal; troceado de los elementos combustibles y disolución del combustible UOX ; separación y purificación de materiales (U,Pu) y finalmente tratamiento y acondicionamiento de residuos radiactivos.

La reelaboración es un proceso químico en el que lo más relevante es la presencia de productos de fisión e isótopos pesados muy radiactivos. Se puede decir que en un combustible gastado existen casi todos los elementos de la tabla periódica, lo que da idea de la complejidad del proceso. Todo ello implica que las operaciones deben realizarse en recintos blindados con medidas extremas de seguridad y de protección radiológica para el personal de operación de estas instalaciones.

La naturaleza fisiónable de alguno de los constituyentes de los combustibles gastados origina la necesidad de un estudio previo de seguridad nuclear de la instalación, pues existe riesgo de criticidad. Las normas de seguridad para impedir estos accidentes se basan en la limitación de volúmenes, geometrías, concentraciones y otros aspectos de diseño y construcción de las instalaciones.

El resultado final es un producto de gran pureza, con recuperaciones del 99%. Cuando el combustible gastado llega a la planta de reprocesado se descarga de los contenedores de transporte para almacenarlo en piscinas desde las que se transfieren a la celda mecánica. A continuación, las principales operaciones en la reelaboración de un combustible LWR son las siguientes:

A) Desenvainado y troceado:

En la celda mecánica, se separan la vaina de zircaloy de las varillas combustibles, para dejar libre el UO_2 gastado con vistas a su disolución. Se hace mediante un sistema mecánico (aunque podría hacerse químicamente). Como opciones para realizar esta operación están:

- (1) troceado total del combustible mediante cizalla.
- (2) corte de cabezas y troceado de varillas.
- (3) corte de las cabezas, separación de varillas y troceado de éstas.

Esta última opción requiere más operaciones mecánicas con el combustible gastado, si bien como ventaja genera menos residuos sólidos de alta actividad en la etapa de disolución. La selección de uno u otro sistema dependerá de la capacidad y tecnología de la planta.

La rotura de las vainas deja en libertad gases radiactivos de fisión, como algunos gases nobles (Kr-85) y tritio (H-3), que deben ser tratados antes de la emisión de efluentes a la atmósfera.

B) Disolución:

La disolución posterior del óxido de uranio gastado se hace con ácido nítrico (HNO_3), obteniéndose una mezcla líquida de nitrato de uranilo, $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$; nitrato de plutonio, $\text{Pu}(\text{NO}_3)_4$, nitratos de productos de fisión, nitratos de otros actínidos (Np, Am...) y ácido nítrico libre (HNO_3). El óxido de uranio contiene productos de fisión como zirconio, molibdeno, rutenio, rodio, paladio, etc. que son difíciles de disolver, y además, su composición va a depender del tipo de combustible, grado de quemado y tiempo de enfriamiento.

La disolución obtenida tiene concentraciones del orden de 300 gr/l de uranio y 2 gr/l de plutonio, con una actividad de unos 800 Ci/l.

C) Extracción de uranio y plutonio:

Esta es realmente la primera etapa del proceso PUREX, extrayéndose el uranio y plutonio conjuntamente, separándolos de los productos de fisión. La extracción selectiva de los nitratos de plutonio y de uranilo se realiza mediante un éster del ácido fosfórico, el fosfato de tributilo (TBP): $(\text{C}_4\text{H}_9)_3\text{PO}_4$. Como aspectos técnicos más relevantes de esta fase, se encuentran los siguientes:

- Acumulación de sólidos en el equipo de extracción. Estos sólidos proceden de los productos de fisión no disueltos en la operación anterior y de los compuestos insolubles formados en la mezcla. Es necesaria una buena clarificación de la disolución nítrica procedente de la operación anterior.
- Disminución de los factores de descontaminación, debido fundamentalmente al incremento de la complejidad química de la disolución a tratar.
- Los equipos más importantes utilizados en esta etapa son: mezcladores-sedimentadores y columnas pulsadas. También se podrían emplear extractores centrífugos que evite la radiólisis del disolvente.

Como productos principales resultantes de esta extracción se obtienen $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2 \cdot 2\text{TBP}$ y $\text{Pu}(\text{NO}_3)_4 \cdot 2\text{TBP}$. Ambos son solubles en diluyentes orgánicos, como queroseno, dodecano u otros.

La mayor parte de los productos de fisión, parte del uranio y del plutonio, y otros actínidos (Np, Am, Cm, etc.) permanecen en la fase acuosa como nitratos, constituyendo los residuos líquidos de alta actividad.

También se genera una cantidad importante de residuos de baja y media actividad (resinas, filtros, residuos de descontaminación, lavado, etc.) que se inmovilizan en conglomerantes hidráulicos (matriz de cemento).

D) Separación del plutonio:

Por medio de un reductor químico, el plutonio tetravalente de la fase orgánica pasa a la fase acuosa en estado trivalente $\text{Pu}(\text{NO}_3)_3$, que no es extraído por el TBP, consiguiéndose la separación del uranio y el plutonio.

La reducción del plutonio, presente en la fase orgánica, se ha venido realizando por medio de reactivos químicos reductores como sulfamato ferroso, nitrato uranoso, nitrato ferroso y otros, empleando además estabilizadores del medio reductor como la hidracina e hidroxilamina.

También, como medio reductor, se han desarrollado columnas pulsadas en las que los platos perforados actúan como cátodo y un tubo central como ánodo, efectuando una reducción por electrolisis.

Mezclando la restante fase orgánica, $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2 \cdot 2\text{TBP}$, con agua ligeramente acidulada, el uranio pasa a la fase acuosa como nitrato de uranilo $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$.

E) Purificación del uranio y del plutonio:

Una vez separada la mayor parte de los productos de fisión (más del 99%), se purifican el uranio y plutonio. Esta fase es técnicamente más sencilla que las anteriores, obteniéndose un producto final en forma de nitrato de uranilo ($\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$), trióxido de uranio (UO_3), hexafluoruro de uranio (UF_6), y plutonio en forma de disolución concentrada de nitrato de plutonio ($\text{Pu}(\text{NO}_3)_4$) u óxido de plutonio (PuO_2).

4. SEPARACIÓN. TRANSMUTACIÓN.

Entrando en lo que sería un ciclo cerrado avanzado, se parte del residuo líquido de la reelaboración, que contiene más del 99% de los productos de fisión no gaseosos y actínidos minoritarios. A continuación, se consigue la separación de éstos durante el propio proceso PUREX (se puede extraer el I-129, el Np-237, el Zr- y un elevado porcentaje del Tc-99) o bien con otros procesos (como SESAME que realiza la separación electrolítica del Am). Los procesos pirometalúrgicos de separación están en desarrollo.

Hasta la fecha se han investigado diversos procesos de extracción para la recuperación de diversos elementos presentes en los residuos líquidos de alta actividad procedentes de la reelaboración. Hay sistemas acuosos y procesos en seco. El más conocido es el proceso TRUEX ("Transuranic Elements Extraction") que es un método acuoso que utiliza solventes modificados del sistema PUREX.

En China se ha desarrollado un proceso similar (TRPO) que permite la extracción de Np, Pu y Am.

En el momento actual se están desarrollando múltiples proyectos de investigación en este campo, estando dentro del Programa Marco de la Unión Europea, siendo un centro de referencia el Instituto de Elementos Transuránicos de Karlsruhe (Alemania).

Después de la separación, es necesaria la conversión de los elementos químicos en formas sólidas adecuadas, es decir, combustibles o blancos de irradiación.

Estos pueden ser óxidos (MOX-Am), aleaciones metálicas (Pu, Am-Zr), barras de Tc-99 en forma metálica e yoduros metálicos para el I-129.

Los análisis científicos han demostrado que la transmutación, para conseguir el objetivo de reducir el inventario radiotóxico, debe realizarse en cierto orden. En primer lugar, el Pu; a continuación los actínidos minoritarios; y finalmente, los productos de fisión de vida larga (Tc-99, I-129, Cs-135, Zr-93).

La transmutación se puede efectuar mediante fisión o por captura neutrónica, siendo necesario un flujo elevado de partículas de alta energía (entre 10^{16} y 10^{17} neutrones/cm².s). En estudios comparativos se suelen considerar los siguientes sistemas transmutadores: reactores de fisión, tanto térmicos como rápidos; reactores de fusión; híbridos de fusión-fisión; y sistemas subcríticos que usan un acelerador de protones para producir neutrones, mediante reacciones de espalación.

Dados los elevados volúmenes de combustible gastado para almacenar (se calcula que en el 2015 habrá unas 250.000 toneladas) existe un gran interés a nivel internacional en los proyectos de investigación relacionados con la transmutación. El concepto de "amplificador de energía", establecido por el premio Nobel Carlo Rubbia es el más destacable y en el que están basados los diseños más importantes de transmutadores.

En el Laboratorio de Los Álamos (EE.UU.) se está desarrollando el proyecto ATW ("Accelerator-Driven Transmutation Waste") que pretende eliminar plutonio, actínidos y productos de fisión de vida larga, además de producir energía

simultáneamente. También en Japón está en desarrollo el proyecto OMEGA similar al anterior.

No parece fácil que se pueda llegar a eliminar la necesidad de un almacenamiento geológico profundo, si bien el proceso de transmutación disminuiría considerablemente el peligro potencial de los residuos de alta actividad a largo plazo.

En febrero 2006, se anunció un nuevo e importante programa de los EE.UU. para desarrollar tecnologías y construir un régimen internacional en torno a la energía nuclear, interrelacionando los objetivos de la gestión de los residuos y los de la no proliferación de armas nucleares.

Este programa se llama Global Nuclear Energy Partnership (GNEP) (Sociedad Global de Energía Nuclear).

La solución a largo plazo del problema del combustible irradiado del reactor está incorporada en el plan GNEP, propuesto por EEUU para desarrollar un conjunto totalmente nuevo de instalaciones nucleares y procesos de “ciclo avanzado del combustible” para “volver a procesar” y “reciclar” el combustible irradiado, reduciendo el volumen de los residuos producidos por cada reactor nuclear, al tiempo que se usarían reactores rápidos y tecnologías transmutadoras.

5. BIBLIOGRAFÍA.

Ministerio de Industria, Turismo y Comercio. Sexto Plan general de Residuos Radiactivos”. Junio, 2006.

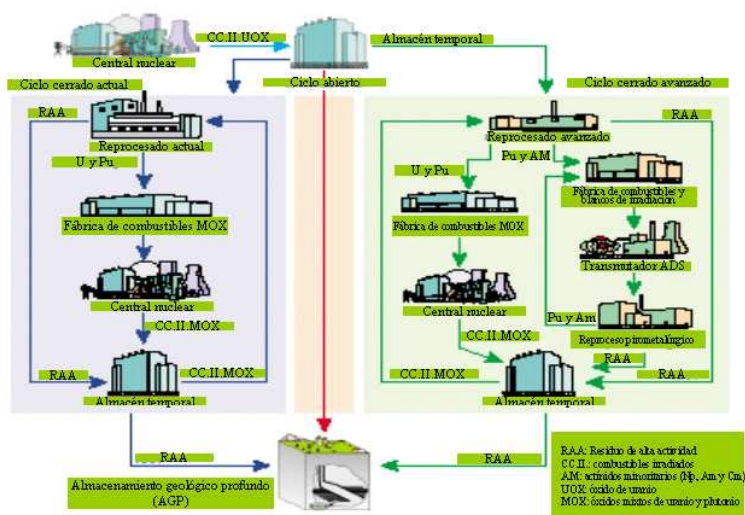
Ministerio de Industria, Turismo y Comercio. Convención conjunta sobre seguridad en la gestión del combustible gastado y sobre la seguridad en la gestión de desechos radiactivos”. Primer y Segundo informe nacional. España. 2003, 2006.

Ilustre Colegio Oficial de Físicos “Origen y gestión de residuos radiactivos” (2000).

Curso Gestión de Residuos Radiactivos. Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (Ciemat) y Universidad Politécnica de Madrid (UPM). Serie ponencias.

Gestión de residuos radiactivos: Situación, Análisis y perspectiva. Volumen 1. Fundación para estudios sobre la Energía. 2007.

FIGURA 1: ESQUEMA GENERAL DE LAS INSTALACIONES DE LA SEGUNDA PARTE DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR. CICLO CERRADO. CICLO ABIERTO Y CICLO CERRADO AVANZADO.



CC.II.: Combustibles Irradiados
 RESIDUOS RADIATIVOS DE ALTA ACTIVIDAD: residuos de actividad alta.
 AM: actínidos minoritarios (Neptunio, Americio, Curio)
 UOX: óxido de uranio.
 MOX: óxidos mixtos de uranio y plutonio.

FIGURA 2: ESQUEMA DE LOS PROCESOS DE LA SEGUNDA PARTE DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE.

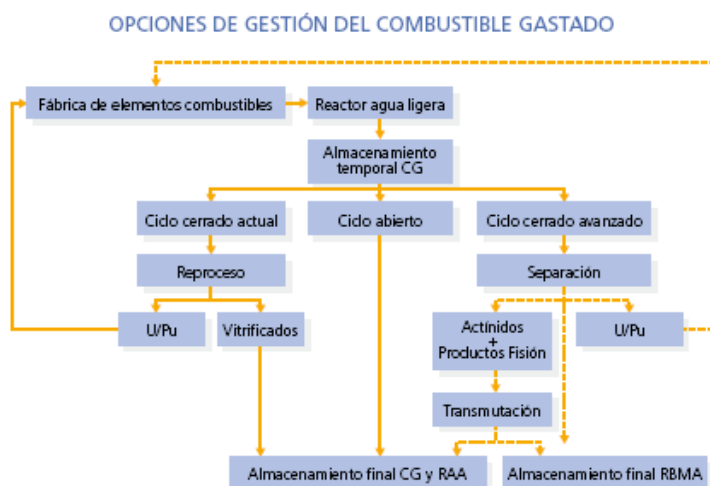


FIGURA 3: ESQUEMA DE LAS ETAPAS BÁSICAS DEL REPROCESO DEL COMBUSTIBLE. DIAGRAMA DE FLUJO SIMPLIFICADO. OIEA

