

SEGURIDAD DE ABASTECIMIENTO EN EL COMBUSTIBLE NUCLEAR

Ante un posible renacer de la energía nuclear dadas sus ventajas tanto en el terreno económico, como en la garantía de suministro y los aspectos medioambientales, existe inquietud acerca de si existen suficientes recursos de combustible. ¿El uranio es limitado y se está agotando? ¿Podrá el uranio hacer frente a la previsible creciente demanda mundial? ¿Durante cuánto tiempo? y ¿A qué precios?

Diversos factores a veces no son tenidos en cuenta a la hora de hacer estos análisis como son los avances en conocimientos y, por tanto, en tecnología. Los recursos son cada vez mayores si tenemos en cuenta los avances en prospección y minería. Mediante avances tecnológicos, recursos que antes no eran rentables pueden serlo ahora, por ejemplo mediante la lixiviación *in situ*.

La World Nuclear Association estima **que los recursos** de uranio pueden durar unos 200 años al ritmo de consumo actual. Un dato revelador es que hace diez años las reservas mundiales se estimaban en torno a 2,1 millones de toneladas y sin embargo hoy se cifran según el *Red Book* [1] de 2006 elaborado por la NEA (*Nuclear Energy Agency*) y la Organización Internacional de Energía Atómica (OIEA) en torno a las 5,5 millones de toneladas explotables a un coste de 130 dólares/kilogramo.

Pero la clave del combustible nuclear reside en la multitud de opciones abiertas para mejorar el ciclo de combustible, para hacerlo más eficiente y conseguir que los recursos sean más duraderos. Así desde hace algún tiempo se emplea combustible recuperado mediante el reprocesado del combustible gastado, en forma de Óxidos Mixtos de Uranio y Plutonio (MOX).

SEGURIDAD DE ABASTECIMIENTO EN EL COMBUSTIBLE NUCLEAR

Ante un posible renacer de la energía nuclear dadas sus ventajas tanto en el terreno económico, como en la garantía de suministro y los aspectos medioambientales, existe inquietud acerca de si existen suficientes recursos de combustible. ¿El uranio es limitado y se está agotando? ¿Podrá el uranio hacer frente a la previsible creciente demanda mundial? ¿Durante cuánto tiempo? y ¿A qué precios?

Diversos factores a veces no son tenidos en cuenta a la hora de hacer estos análisis como son los avances en conocimientos y, por tanto, en tecnología. Los recursos son cada vez mayores si tenemos en cuenta los avances en prospección y minería. Mediante avances tecnológicos, recursos que antes no eran rentables pueden serlo ahora, por ejemplo mediante la lixiviación *in situ*.

La World Nuclear Association estima que los recursos de uranio pueden durar unos 200 años al ritmo de consumo actual. Un dato revelador es que hace diez años las reservas mundiales se estimaban en torno a 2,1 millones de toneladas y sin embargo hoy se cifran según el *Red Book* [1] de 2006 elaborado por la NEA (*Nuclear Energy Agency*) y la Organización Internacional de Energía Atómica (OIEA) en torno a las 5,5 millones de toneladas explotables a un coste de 130 dólares/kilogramo.

Pero la clave del combustible nuclear reside en la multitud de opciones abiertas para mejorar el ciclo de combustible, para hacerlo más eficiente y conseguir que los recursos sean más duraderos. Así desde hace algún tiempo se emplea combustible recuperado mediante el reprocesado del combustible gastado, en forma de Óxidos Mixtos de Uranio y Plutonio (MOX).

SEGURIDAD DE ABASTECIMIENTO EN EL COMBUSTIBLE NUCLEAR

Se trata del llamado ciclo cerrado. Este sistema puede mejorar la eficiencia del uso del uranio hasta en un 30% y se hará más atractivo económicamente cuando se den condiciones de mercado favorables.

Otra fuente importante de combustible nuclear son los *stocks* de cabezas nucleares desmanteladas como consecuencia del acuerdo de desarme en un 80% de los arsenales nucleares de Estados Unidos y la antigua Unión Soviética, que se firmó en el año 1993. Las cabezas nucleares son de un enriquecimiento 25 veces superior al del combustible para las centrales nucleares, y éstas se han empezado a «diluir», en un proceso inverso al enriquecimiento, de manera que desde el año 2000 se han diluido 13.000 cabezas nucleares, que se han utilizado como combustible nuclear, representando en total un 13% de la necesidad mundial de combustible al año.

Además se ha de tener en cuenta la existencia del torio, que es tres veces más abundante que el uranio en la Naturaleza y cuyo único isótopo el torio-232 (Th-232) es fértil, pudiendo por reacciones con neutrones producir el isótopo fisil uranio-233 (U-233). Este combustible puede emplearse en los reactores refrigerados por agua pesada.

Por otra parte los nuevos reactores que se encuentran actualmente en diseño mediante programas multinacionales como generación IV e INPRO (*International Project on Innovative Nuclear Reactor and Fuel Cycle*), basan sus programas en torno a tecnologías que reviertan en un mejor aprovechamiento del combustible. También actualmente se investiga en posibles ciclos cerrados avanzados, en donde el combustible no sólo se reprocessa para extraer el material fisil, sino que también se busca disminuir el volumen de residuos de larga vida mediante separación y también transmutación.

En el momento actual el abastecimiento de combustible para los reactores nucleares en operación se encuentra asegurado como veremos a continuación, porque los recursos mundiales se encuentran muy repartidos entre varios países que son geopolíticamente estables, y los suministradores del proceso de conversión y de enriquecimiento del uranio están bastante diversificados, así como la fabricación del combustible [2]. En particular en España la empresa fabricante del combustible nuclear, Empresa Nacional del Uranio, S. A. (ENUSA) se abastece de sus necesidades de uranio aprovechando la disponibilidad de recursos en varios países, y la diversificación de suministradores de conversión y enriquecimiento a través de grandes empresas mundiales, con las que mantiene sus relaciones comerciales, y en algunos casos incluso cierta participación accionarial.

SEGURIDAD DE ABASTECIMIENTO EN EL COMBUSTIBLE NUCLEAR

El coste del combustible supone entre el 10% y el 15% del coste total de la generación de energía de origen nuclear, y como el coste de los concentrados de uranio es del orden del 51%, la repercusión de la materia prima en esta fuente de energía es de sólo un 5% en el coste de generación. De manera que si hiciera falta explotar recursos más costosos, por que las necesidades de uranio aumentasen a nivel mundial, por la construcción de nuevas centrales nucleares, su influencia en el coste de la electricidad sería muy pequeña.

Recursos mundiales de uranio y precios

Las reservas mundiales conocidas y explotables actualmente a un coste inferior a 130 dólares/kilogramo de uranio, son de 5,5 millones de toneladas de uranio, que han ido aumentando constantemente con ligeras variaciones, y de una forma más acusada desde el año 1992, y los países donde se encuentran son los siguientes: Australia (25%), Kazajistán (17%), Canadá (9%), Estados Unidos (7%), Suráfrica (7%), Namibia (6%), Brasil (6%), y en menor cuantía en otros tantos países. De manera que se encuentran muy repartidas en la corteza terrestre.

Teniendo en cuenta que las necesidades anuales actuales para los reactores en operación en el mundo son de 67.000 toneladas de uranio, que han ido aumentando paulatinamente desde 5.000 toneladas en el año 1965, hasta las 67.000 actuales, las reservas conocidas pueden alimentar el parque nuclear actual durante 85 años. El número de años para los que se dispone de recursos de uranio suficiente se obtiene de la relación entre las reservas mundiales, y las necesidades de los reactores: este dato ha estado desde el 1970 hasta el año 2007 oscilando entre los 100 y los 50 años, estando actualmente en los 85 años mencionados.

Además a estas reservas hay que añadir las llamadas fuentes secundarias de material físil, éstas son, el material físil procedente del reprocesado del combustible quemado, y del desmantelamiento de las cabezas nucleares. Si se incluye el reprocesado, el número de años para los que se dispone de reservas de uranio, pasa a ser de 100 años.

Según el *Red Book* si se incluyen las reservas esperadas, es decir aquellas que no están suficientemente cuantificadas o no son económicas en este momento, que representan unos 10 millones de toneladas adicionales, se tendría suministro de uranio para 200 años al ritmo actual de consumo.

SEGURIDAD DE ABASTECIMIENTO EN EL COMBUSTIBLE NUCLEAR

La inversión en la exploración minera del uranio ha ido siempre paralela al precio del uranio en el mercado. La mayor inversión se hizo después del pico en el precio del uranio en el año 1978. La subida de precios al final de la década de los años setenta, se debió a la combinación de unas mayores demandas militares y un crecimiento en el uso civil de la energía nuclear. Después hubo una caída que ha durado unos 20 años, debido a un menor crecimiento del esperado en la construcción de centrales nucleares, como resultado del accidente de *Three Mile Island*, y a un exceso de inventario acumulado. Se alcanzó el menor precio en el año 2000, y después ha comenzado una subida que ha continuado hasta 2006, que es el último año incluido en el *Red Book*.

Concentrados de uranio y conversión

La primera fase en la producción del combustible nuclear es la producción de concentrados de uranio en forma de U_3O_8 . Encontrándose más de la mitad de la producción mundial de concentrados en Canadá y Australia, siendo estos dos países de los más estables políticamente en el mundo.

El parque nuclear español precisa al año 1800 toneladas de U_3O_8 , y ENUSA que es la empresa encargada de realizar las compras de los concentrados de uranio para las centrales nucleares españolas, lo realiza de una forma muy diversificada [3], siendo sus suministradores las mayores empresas del mundo: Cameco (Canadá, 21%), BHP Billiton (Australia, 9%), Río Tinto (Australia y Namibia, 13%), Tenex (Rusia y países de la antigua Unión Soviética), Nufcor (Sudáfrica) y Cominak (Niger). El coste de los concentrados supone el 51% del coste total del combustible.

La siguiente fase en la producción del combustible nuclear es la conversión química a UF_6 gaseoso, para poder pasar a la etapa de enriquecimiento en U-235. Mediante la conversión se obtienen las 1.500 toneladas de uranio en forma de UF_6 que son necesarias al año para las centrales nucleares españolas. Este servicio para las centrales españolas lo suministran también las grandes empresas mundiales, Comurhex (Francia), Cameco (Canadá), Converdya (Estados Unidos), Tenex (Rusia) y BNFL (Reino Unido), aproximadamente a partes iguales cada empresa. El coste de este proceso es el 3% del coste total del combustible.

El coste al año para los ocho reactores españoles de las 1.500 toneladas de uranio ya en forma de UF_6 es de 216 millones de dólares (precios de 2006).

SEGURIDAD DE ABASTECIMIENTO EN EL COMBUSTIBLE NUCLEAR

Enriquecimiento del uranio

La fase de enriquecimiento es un proceso de alto contenido tecnológico, para el que existen varias tecnologías en uso industrial, éstas son, la difusión gaseosa y la centrifugación, estando en desarrollo la utilización del láser.

Los ocho reactores españoles precisan al año 150 toneladas de uranio enriquecido al 4,4%, y para obtener este uranio enriquecido se necesitan 900.000 Unidades Técnicas de Separación (UTS), esto es una medida del esfuerzo que se realiza en la separación de las moléculas de UF_6 con U-235, y de UF_6 con U-238.

Las empresas que abastecen a ENUSA son las cuatro grandes empresas mundiales, Eurodif (Francia, 40%), Urenco (Holanda, Reino Unido y Alemania, 20%), USEC (Estados Unidos 15%), y Tenex (Rusia, 25%). Teniendo ENUSA una participación accionarial del 11% en Eurodif, que es la mayor del mundo. El coste de este proceso es el 36% del coste total del combustible.

El coste para los ocho reactores españoles de las 150 toneladas de uranio ya enriquecido, que se precisan al año es de 335 millones de dólares (precios de 2006), esto es de 42 millones de dólares por reactor al año.

Fabricación de los elementos combustibles

La fase final en la producción del combustible nuclear es la sinterización de las pastillas de UO_2 , el ensamblado de barras combustibles, y el montaje de los elementos combustibles, esto es también la fabricación del combustible.

Para las centrales españolas lo realiza ENUSA en un 80%, en su fábrica de Salamanca, existiendo en el mundo además otros suministradores, como son: AREVA, ABB-ATOM, GE, etc.

Una característica del combustible nuclear es su alta potencia específica. Las centrales nucleares sólo cambian parte de su combustible cada 18 meses, de manera que esto unido a la facilidad de disponer de un *stock*, ya sea en forma de uranio enriquecido (*stock* estratégico) o de UF_6 natural, asegura el suministro del combustible durante al menos dos años. En España ENUSA dispone de un *stock* de uranio ya contratado para cinco años, y del combustible fabricado para dos recargas de combustible de una de las

SEGURIDAD DE ABASTECIMIENTO EN EL COMBUSTIBLE NUCLEAR

centrales de 1.000 MWe, y los elementos combustibles se deben encontrar en la central dos meses antes de su recarga.

El coste de este proceso es el 10% del coste total del combustible. El coste de una recarga de combustible anual ha ido evolucionando con los años debido fundamentalmente al coste del concentrado. Teniendo éste su valor más alto en los años setenta, luego tuvo una bajada paulatina en los ochenta, hasta producirse su valor mínimo en los noventa, produciéndose luego una subida hasta el año 2006.

Ventajas del ciclo cerrado y empleo de MOX

El combustible MOX puede utilizarse en varios tipos de reactores con suficiente garantía, ya que desde 1963 se han realizado trabajos de Investigación y Desarrollo (I+D) para ello. Actualmente el combustible MOX tan sólo supone el 2% de los elementos combustibles que se usan en los reactores del mundo. En Europa es donde el MOX es más utilizado, sobre todo en Francia, Alemania, Bélgica y Suiza. Alrededor de 30 reactores lo usan habitualmente y otros 20 han sido licenciados para poder usarlos. Francia pretende utilizarlo en todos sus reactores de 900 MWe al menos en un tercio del núcleo. Japón también ha apostado por su utilización y pretende llegar al tercio de reactores usando MOX hacia el año 2010 y ha aprobado la construcción de un reactor con capacidad para cargar 100% MOX. Se espera que el uso del MOX a nivel mundial aumente hasta el 5% hacia el año 2010.

Cada elemento MOX contiene 25 kilogramos de plutonio al inicio, y 453 kilogramos de uranio empobrecido. Tras su quemado el contenido en plutonio es de 19 kilogramos. La gran diferencia entre el combustible convencional a base de uranio enriquecido, y el uso de MOX es que mientras que con el primero se genera plutonio, con el segundo se elimina. Un reactor convencional de 900 MWe produce 785 kilogramos de plutonio a partir de la carga de uranio enriquecido, y elimina 288 kilogramos de plutonio si se carga con MOX. Por contrapartida la producción de actínidos aumenta, provocando una mayor potencia residual y una actividad mayor del combustible gastado.

La mayoría de los reactores del mundo son de agua ligera y la composición del combustible tan sólo puede estar formada en un 30% por combustible tipo MOX, y éste tan sólo contiene entre un 5% y un 7% de plutonio.

SEGURIDAD DE ABASTECIMIENTO EN EL COMBUSTIBLE NUCLEAR

Las plantas que fabrican combustible MOX de manera comercial son pocas y son las siguientes: en Francia existen dos plantas, una en Mecloux, con una capacidad de 195 toneladas/año, y otra en Cadarache. En Bélgica, Belgonucléaire tiene una planta en Dessel, cuyo cierre está previsto que ocurra en los próximos años. En Inglaterra, BNFL tiene una planta en Sellafield, con una capacidad actual de unas 230 toneladas anuales. En Japón hay cuatro plantas de producción de MOX a pequeña escala: Tokaimura con capacidad para 35 toneladas anuales de MOX; y las otras tres con capacidades menores a las 10 toneladas/año cada una.

Los sistemas que emplean un ciclo de combustible completamente cerrado pueden reducir tanto el espacio de almacenamiento de residuos, como los requisitos del emplazamiento. Los ciclos de combustible cerrados que se están estudiando para reactores de la generación IV permiten separar los desechos nucleares y realizar la gestión de cada parte aplicando la mejor estrategia. Entre las estrategias avanzadas se encuentra la transmutación de actínidos. Se cree que por esta vía será posible reducir la radiotoxicidad de periodo largo de los desechos destinados a repositorios geológicos en al menos un orden de magnitud, al recuperarse la mayor parte de los elementos pesados radiactivos de periodo muy largo.

También se podrían utilizar varios reactores juntos en ciclos del combustible simbióticos, combinando reactores térmicos y reactores rápidos. Los actínidos generados en los sistemas térmicos pueden reciclarse en sistemas rápidos, reduciendo las existencias de actínidos en todo el mundo. El aumento de la capacidad de quemado de los reactores térmicos refrigerados por agua o gas también puede contribuir a la gestión de los actínidos en un sistema simbiótico.

En estos estudios se ha llegado también a la conclusión de que la energía nuclear no tiene similar en el mercado, ya que su ciclo del combustible sólo representa alrededor del 20% de su costo de producción. Estos estudios indican además que es posible adoptar un ciclo del combustible más avanzado que el ciclo abierto a un costo razonable.

Empleo actual y futuro del torio

El torio, como el uranio, se puede utilizar como combustible nuclear. Aunque no es fisible por sí mismo, ya que en la Naturaleza solo existe el isó-

SEGURIDAD DE ABASTECIMIENTO EN EL COMBUSTIBLE NUCLEAR

topo Th-232, pero sin embargo, mediante la absorción de neutrones lentos produce U-233, que si es fisil.

El U-233 tiene una ventaja respecto al uranio (U-235) y al plutonio-239 (Pu-239), y es su mayor producción de neutrones por cada neutrón absorbido. El combustible de torio irradiado se puede entonces descargar del reactor, separar el U-233 del torio, e introducirlo en otro reactor como parte de un ciclo de combustible cerrado.

Durante los últimos 30 años ha existido interés en utilizar el torio como combustible nuclear puesto que es tres veces más abundantes en la corteza terrestre que el uranio. Los recursos de torio están también muy repartidos en el mundo según se observa en el cuadro 1.

Desde el comienzo de los años noventa Rusia tiene un programa para desarrollar un combustible de torio-uranio. El programa se desarrolla en el Instituto Kurchatov de Moscú y está implicada la US Company Thorium Power de Estados Unidos y el Gobierno de Estados Unidos que financian el diseño del combustible para los reactores rusos WER-1.000. Mientras que el combustible normal utiliza el óxido de uranio enriquecido, el nuevo diseño tiene el plutonio en el centro y el torio (con uranio) alrededor de él.

El material combinado permanece en el reactor durante nueve años pero la porción del centro se quema solamente tres años (como en un WER normal).

El combustible del torio-plutonio tiene tres ventajas sobre el MOX: la resistencia de la proliferación militar, la compatibilidad con los reactores existentes, que necesitarían una modificación mínima para poder quemar-

Cuadro 1.- Recursos de torio en el mundo económicamente extraíbles

| Países | Reservas | Reserva |
|--------------------|------------------|------------------|
| Estados Unidos | 160.000 | 300.000 |
| Australia | 300.000 | 340.000 |
| Brasil | 16.000 | 18.000 |
| Canadá | 100.000 | 100.000 |
| India | 290.000 | 300.000 |
| Malasia | 4.500 | 4.500 |
| Noruega | 170.000 | 180.000 |
| Suráfrica | 35.000 | 39.000 |
| Otros países | 90.000 | 100.000 |
| <i>TOTAL MUNDO</i> | <i>1.165.500</i> | <i>1.351.500</i> |

Fuente: U.S. Geological Survey, Mineral Commodity Summaries, January 2006.

SEGURIDAD DE ABASTECIMIENTO EN EL COMBUSTIBLE NUCLEAR

lo, y el combustible se pueden hacer en plantas existentes en Rusia. Además, se puede poner mucho más plutonio en un solo elemento combustible que un elemento combustible tipo MOX. El combustible gastado supone alrededor de la mitad del volumen de MOX y es incluso menos probable permitir la recuperación del material para usos militares que con el combustible gastado de MOX, puesto que menos cantidad de plutonio fisible permanece en él.

El uso de los ciclos de combustible basados en torio se ha estudiado desde hace más de 30 años, pero en una escala mucho más pequeña que el uranio. La investigación básica y el desarrollo se han realizado en Alemania, India, Japón, Rusia, Reino Unido y Estados Unidos.

Los experimentos más significativos que se han realizado empleando combustible de torio son los siguientes:

1. En Alemania, el reactor experimental de Jülich, que funcionó con 1.360 kilogramos de torio, mezclados con el HEU (*High Enrichment Uranium*), y se alcanzó un quemado máximo de 150.000 MWd/t. Posteriormente el reactor de 300 MWe THTR funcionó entre los años 1983 y 1989 con 674.000 elementos en forma de bolas.
2. En Inglaterra, el reactor *Dragón* de Winfrith (Reino Unido) de 20 MWth, empleó un combustible de Th/U durante 741 días.
3. *Peuch Bottom*, reactor de grafito de HTGR (*High Temperature Gas Reactor*) de General Atomics en Estados Unidos funcionó entre los años 1967 y 1974 con 110 MWth, usando uranio altamente enriquecido con torio. Entre 1976 y 1989 funcionó *Fort St Vrain* con 330 MWe.
4. En la India, las dos unidades de *Kakrapar 1 y 2* se cargaron con 500 kilogramos de torio para su operación. *Kakrapar 1* fue el primer reactor en el mundo en usar torio. Varios reactores están en construcción como el *Katga 1 y 2* y *Rajasthan 3 y 4* en los que está previsto usar torio como combustible.

Aumento de las reservas de material fisionable mediante el uso de reactores intermedios y rápidos

Lo descrito hasta ahora en este capítulo sobre la producción de electricidad mediante la energía nuclear, se limita básicamente a la utilización del isótopo U-235 en procesos de fisión en reactores térmicos. En este proce-

SEGURIDAD DE ABASTECIMIENTO EN EL COMBUSTIBLE NUCLEAR

so nos hemos encontrado con tres nucleidos que han sido, y siguen siendo, los principales protagonistas en el análisis y desarrollo de esta fuente energética; son los siguientes:

1. Uranio, que consta básicamente de dos isótopos: el U-235 que constituye el 0.7% del uranio natural, y el U-238 con el 99,3% restante. También tiene U-234 en pequeñas cantidades (partes por millón).
2. Torio, que aparece en la naturaleza con un solo isótopo: el Th-232.
3. Plutonio, que ha de producirse por métodos artificiales, porque no existe en la Naturaleza.

El proceso de fisión, se encontró por primera vez, bombardeando el uranio con neutrones procedentes de una fuente exterior. Después de numerosas pruebas se concluyó que de los dos isótopos que componían el uranio natural, U-235 y U-238, el primero de ellos se rompía en dos fragmentos, con emisión simultánea de dos o tres neutrones, y una cantidad importante de energía. La aparición de nuevos neutrones en este proceso tan exotérmico, hacía posible el proceso de reacción en cadena.

El U-235 es el único isótopo fisil del uranio. El U-238 no sólo no es fisil, sino que además captura parásitamente neutrones. Es por lo tanto, nocivo para obtener la reacción en cadena automantenida.

Los 2,5 neutrones que nacen en cada fisión tienen una energía de 2 MeV (Megaelectrónvoltio) en promedio, y sufren sucesivas colisiones con los núcleos del medio en que se encuentren, hasta ser absorbidos o escapar al exterior. En cada colisión pierden parte de su energía inicial, y si no son absorbidos o escapan, terminarán llegando a un equilibrio dinámico con la agitación térmica de los núcleos del medio.

La captura parásita del U-238 puede producir plutonio, primero se produce neptunio-239 (Np-239), y este a su vez por desintegración se transforma en un nuevo nucleido el Pu-239. Este nucleido que no existe en la Naturaleza, tiene propiedades nucleares muy parecidas a las del U-235. De manera que el U-238 es fértil por su capacidad para poder producir material fisil.

Existe otro nucleido en la Naturaleza, el torio, que sólo consta de un isótopo, el Th-232, que no es fisil, pero sí fértil, como el U-238, produciendo por captura neutrónica un nuevo nucleido (U-233) que no existe en la Naturaleza, y que es fisil, y muy parecido en su comportamiento nuclear al U-235 y al Pu-239.

SEGURIDAD DE ABASTECIMIENTO EN EL COMBUSTIBLE NUCLEAR

Resumiendo podemos decir que la reacción en cadena de fisión para producir energía, sólo se puede producir con los siguientes isótopos fisiles o combustibles: U-235, Pu-239 o U-233.

El uranio natural no puede utilizarse tal como se encuentra en la Naturaleza, debido a la presencia nociva del U-238, y hay que recurrir, en general, a la alteración de la proporción natural de estos isótopos en el uranio, según un proceso de enriquecimiento en U-235.

Parte de los neutrones producidos en la fisión pueden ser utilizados para ser capturados en el U-238, presente siempre en el combustible nuclear, y producir Pu-239 según lo ya expuesto.

Lo dicho para el Pu-239, puede aplicarse en gran medida al otro isótopo fisil, el U-233, cuyo comportamiento nuclear es prácticamente idéntico al del U-235 y Pu-239. Su obtención es inmediata a la vista de lo ya explicado. Tiene sin embargo un inconveniente, y es que en la Naturaleza se encuentra el Th-232 sin acompañamiento de ningún material fisil, por contraposición con el uranio que aparece como mezcla de U-235 y U-238. De manera que se debe acompañar al Th-232, de U-235 o de Pu-239 en la proporción pertinente para conseguir la primera reacción de fisión en cadena, que con su producción de neutrones produciría el U-233.

De manera que existen tres isótopos fisiles: U-235, U-238 y Pu-239, y dos isótopos fértiles: U-238 y Th-232. Es fundamental el conocimiento del comportamiento nuclear de los isótopos fértiles, por cuanto adecuadamente tratados pueden suponer un incremento muy considerable, de las reservas de isótopos fisiles.

Para decidir las condiciones idóneas para la actuación de los isótopos fértiles, lo que en tecnología nuclear se conoce como capacidad de *Breeding* o reproducción, es necesario conocer previamente la distribución energética de los neutrones en el reactor nuclear, ya que la probabilidad de que tenga lugar uno u otro de los procesos que determinan el *Breeding* es función de su energía cinética. Los neutrones de fisión, como ya se ha dicho, tienen al nacer una energía promedio de 2 MeV, y sufren sucesivas colisiones hasta ser absorbidos en una de ellas, o escapar del sistema. Dependiendo de las propiedades nucleares de los materiales presentes en el sistema, los neutrones sufrirán dispersiones con la correspondiente pérdida energética, capturas, provocaran la fisión nuclear, o eventualmente podrán fugarse del combustible. Todos estos procesos configuran la distribución en energías de los neutrones de una o de otra forma. Así, si el sistema contiene solamente uranio natural, las colisiones de los neutrones producen una pequeña

SEGURIDAD DE ABASTECIMIENTO EN EL COMBUSTIBLE NUCLEAR

pérdida de energía, y su distribución en energías no variará apenas con respecto a la que tuvieron en el momento de producirse.

Teniendo en cuenta que del total de neutrones producidos en la fisión, aproximadamente 2,5, hace falta al menos un neutrón para proseguir la reacción en cadena, y otro más para que mediante la absorción en U-238 o Th-232 se pueda producir *Breeding*. Se concluye que es preciso un valor de η , esto es número de neutrones producidos por cada uno absorbido en el isótopo fisil, mayor que dos, puesto que siempre habrá además alguna captura en el refrigerante, material de estructura o en el propio combustible, y también alguna fuga desde el material combustible.

Para los tres isótopos fisiles se cumple que $\eta > 2$, aunque ligeramente, siendo el de mayor valor el del U-233. Para los neutrones de energía intermedia el U-233 es claramente el que tiene un valor superior, y el U-235 y Pu-239 son absolutamente inutilizables. Y para neutrones de alta energía, el Pu-239 es el isótopo fisil idóneo para producir *Breeding*.

El *Breeding* es una característica muy atractiva, por cuanto su uso de hecho equivaldría a aumentar las reservas de material fisil de una manera considerable. En efecto, si por efecto del *Breeding*, todo el U-238 presente en el uranio natural se transformara en Pu-239 sería como multiplicar el contenido fisil por 0,93/0,7, es decir, aproximadamente un factor de 1,3.

En el caso del torio, el aumento teórico es todavía mayor, puesto que se pasaría de un contenido nulo en U-233 en el torio, al 100% en su contenido.

A la vista de lo expuesto, la incorporación de esto al mercado energético exigiría el desarrollo de la tecnología del torio en reactores de energías intermedias, o la del plutonio en reactores de energías rápidas. En estos últimos el elemento diferencial más importante es el material empleado como elemento refrigerante. Es decir deben usarse para ello, metales pesados como el sodio, o el plomo, cuyo punto de fusión es lo suficientemente bajo como para hacerlos manejables como fluidos refrigerantes, además su capacidad de captura neutrónica es muy baja.

La utilización del torio en reactores intermedios ha sido menos estudiada debido a problemas de metalurgia extractiva, y finalmente para los reactores térmicos, η es tan ligeramente superior a dos, que no ha sido posible cumplir la condición de que $\eta > 2$ de modo adecuado.

La manera esquemática de construir un reactor nuclear de potencia que fuera reproductor, consistiría en el diseño de un núcleo con la reactividad adecuada para conseguir los largos tiempos de funcionamiento (grado de

SEGURIDAD DE ABASTECIMIENTO EN EL COMBUSTIBLE NUCLEAR

quemado) requeridos por las condiciones económicas, y evaluar a continuación el valor de η retocando adecuadamente el diseño nuclear hasta conseguir un $\eta > 2$ a lo largo de toda la vida de la carga del reactor.

Una vez decidido el ciclo de combustible U-238 y el Pu-239, en la carga inicial debe haber el contenido adecuado de U-235, para que arranque y produzca el Pu-239 que seguirá produciendo con sus fisiones el funcionamiento necesario para seguir produciendo más plutonio.

Lo dicho es aplicable al ciclo U-232 y el U-233. En la carga inicial deberá haber U-235 o bien Pu-239, para que el sistema arranque y produzca U-233.

Por supuesto, con el funcionamiento del reactor se producirán productos de fisión y demás absorbentes neutrónicos, que llevarán inevitablemente a la parada del reactor, en general antes de que todo el U-238 se haya convertido en Pu-239, o todo el Th-232 en U-233. En ese momento se tiene que proceder al reprocesamiento del combustible, que es el conjunto de operaciones químicas necesarias para separar el Pu-239 y el U-235, de los absorbentes neutrónicos producidos.

Este proceso, que se tiene que realizar en un ambiente altamente radiactivo, se realiza mediante la técnica *Purex*.

En el ciclo del Th-232 y el U-233, el tipo de operaciones recibe el nombre de *Torex*, y es similar en su naturaleza, aunque no en los detalles al *Purex*.

La Administración del presidente James Carter de Estados Unidos, entendió que el país que realizara el reprocesamiento del combustible, para tratar el combustible de sus centrales nucleares, podría aplicarlo también a la producción de Pu-239 para fines bélicos, es decir la proliferación nuclear, y prohibió su uso en su área de influencia, con lo cual retrasó el desarrollo de los reactores rápidos e intermedios.

Conclusiones

Se observa que el combustible nuclear dispone de suficientes recursos de uranio para abordar el presente siglo sin ningún problema de abastecimiento.

El precio del combustible de uranio ha sufrido pocos cambios en los últimos diez años, y los recursos de uranio y los fabricantes de combustible se encuentran en países de la Organización para la Cooperación y Desarrollo Económico (OCDE).

SEGURIDAD DE ABASTECIMIENTO EN EL COMBUSTIBLE NUCLEAR

Se puede ver que un cambio en el precio del uranio es insensible al coste del kW/h, ya que sólo supone un 5% del coste de la energía, frente a más del 50% en las centrales de combustibles fisiles.

Las opciones de ciclo cerrado de combustible y, por tanto, la opción de usar MOX dan lugar a un aumento de los recursos de combustible.

Este aumento es mayor si se empleara el ciclo del torio como una opción comercialmente madura y extendida.

De manera que si se tiene en cuenta que la posibilidad de utilizar una determinada forma de energía depende de que se cumplan las condiciones de: utilización segura y no contaminante, disponibilidad garantizada, y buenas condiciones económicas, y de acuerdo con lo ya expuesto en este capítulo, resulta inevitable aceptar que la energía nuclear es de la mejor cualificadas en la mezcla de energético de cualquier país occidental.

Bibliografía

- [1] Forty years of uranium resources, production and demand in perspective, «The Red Book Retrospective» NEA-IAEA, 2006.
- [2] GONZÁLEZ, J. L. y TARÍN, E.: «La sostenibilidad del uranio como combustible», publicado en el Club ITM, ENUSA, 2006.
- [3] «El aprovisionamiento del combustible nuclear en España», ENLUSA, 2006. TARÍN, E.: «El mercado del uranio», reunión anual Sociedad Nuclear Española, 2006.

ACRÓNIMOS UTILIZADOS

BNFL (*British Nuclear Fuel Limited*).
ENUSA (Empresa Nacional del Uranio, S. A.).
HEU (*High Enrichment Uranium*).
HTGR (*High Temperature Gas Reactor*).
I-D (Investigación y Desarrollo).
INPRO (*International Project on Innovative Nuclear Reactor and Fuel Cycle*).
MeV Megaelectrónvoltio = $1.602 \cdot 10^{-13}$ J.
MOX (Combustible de Óxidos Mixtos).
NEA (*Nuclear Energy Agency*).
OCDE (Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico).
OIEA (Organización Internacional de Energía Atómica).
UTS (Unidades de Trabajo de Separación).

SEGURIDAD DE ABASTECIMIENTO EN EL COMBUSTIBLE NUCLEAR

CAROLINA AJINERT IGLESIAS

*Catedrática de Ingeniería Nuclear
de la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Navales (UPM)*

RAFAEL CARO MANSO

Investigador de la Junta de Energía Nuclear

EMILIO MINGUEZ TORRES

*Catedrática de Tecnología Nuclear
de la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales (UPM)*