

Experiencia de Areva en el diseño de combustible MOX y ERU

D. Porsch y D. De Lorenzo

Dentro del concepto de sostenibilidad aplicado a una fuente de energía entra en juego la capacidad de producir o tener a disposición combustible suficiente para su operación continua durante un periodo suficientemente largo de tiempo. En el caso de la energía nuclear de fisión, el reciclado de combustible es crucial para lograr este objetivo. Afortunadamente las técnicas de reciclado desarrolladas comercialmente por Areva están suficientemente probadas y los elementos de combustibles MOX ó ERU se han venido utilizando durante décadas en varios países en Europa principalmente y otros en el mundo. Este artículo quiere ser reflejo de la experiencia acumulada de estos tipos de combustibles y los resultados de su utilización en reactores comerciales de agua ligera.

In the sustainability concept being applied to an energy source, it is implied its capacity to produce or have available enough fuel for its continuous operation for a sufficiently long time period. In the case of fission nuclear energy, fuel recycling is crucial to achieve this objective. Fortunately, the recycling technologies developed in a commercial scale by Areva are sufficiently proved and MOX/ERU fuel assemblies have been used for decades in some European countries mainly and others in the world. This article aims to show the cumulated experience for these types of fuels and the results of its use in commercial Light Water Reactors (LWRs)

INTRODUCCIÓN

El uso civil y militar de la energía nuclear genera la acumulación creciente de combustible gastado. La mayor parte del combustible gastado de los reactores nucleares comerciales se destina al almacenamiento definitivo directo o al almacenamiento provisional para el reciclado final de los materiales fisio-nables en reactores térmicos.

El desarrollo de la tecnología del plutonio alcanzado al final de la década de los setenta, con los reactores de agua en ebullición (BWR) y reactores de agua a presión (PWR), generó la confianza para la concesión de licencias de recargas de MOX equivalentes a la cantidad del plutonio producido. El reciclado del plutonio en reactores de agua ligera a escala comercial se inició a principios de la década de los ochenta con combustible de óxido mixto (MOX) de UO_2/PuO_2 [1].

En la misma época se investigó la viabilidad técnica del reciclado de uranio residual en forma de uranio reprocesado enriquecido (ERU). Aunque se demostró la viabilidad técnica,

se decidió abandonar la vía del re-enriquecimiento convencional debido al hecho de que el enriquecimiento del uranio reprocesado también enriquece los absorbentes de neutrones parásitos (principalmente ^{234}U , ^{236}U), y además el ^{232}U , que produce en su cadena de desintegración ^{206}Tl , con emisiones γ de 2,6 MeV. La alternativa comercial por la que se opta actualmente consiste en una combinación del uranio reprocesado con el uranio de enriquecimiento medio o alto (MEU o HEU). Esta vía evita los inconvenientes del enriquecimiento con procesos de enriquecimiento convencionales.

En la actualidad, se practica el reciclado del plutonio de procedencia civil en LWR a escala comercial en Bélgica, Francia, Alemania y Suiza. Estados Unidos y Japón han puesto en marcha programas de prueba con la irradiación de elementos MOX. El combustible de ERU se utiliza en Francia, Alemania, Suiza, Reino Unido, Suecia y Países Bajos.

Hasta la fecha, casi todos los proyectos de reciclado comercial se han llevado a cabo con la participación



DIETER PORSCH

(asesor superior de física neutrónica y PWR neutrónicos) obtuvo su título de Ingeniero por la Universidad de Ciencias Aplicadas de Nuremberg en 1974. Desde esa fecha ha trabajado en Areva y en sus organizaciones predecesoras en el campo del diseño de núcleos atómicos y opciones avanzadas del ciclo del combustible. Ha participado en el desarrollo de métodos y en la certificación de combustibles de MOX y ERU en PWR.



DANIEL DE LORENZO

es ingeniero industrial superior por la Universidad Politécnica de Madrid. Actualmente es director de marketing del negocio nuclear de Areva para España.

de Areva. El creciente número de elementos de ERU y MOX irradiados demuestra la madurez industrial de la tecnología del reciclado.

RECICLADO DE PLUTONIO

Objetivos del diseño de elementos combustibles MOX

El diseño de elementos combustibles MOX tiene que garantizar el funcionamiento seguro del reactor teniendo en cuenta las características nucleares específicas del plutonio. Las condiciones de contorno comunes del diseño de elementos combustibles MOX son las siguientes:

- La compatibilidad de los elementos combustibles de uranio con el diseño geométrico/mecánico de las barras de combustible y del elementos combustible.
- Que el reciclado del plutonio no afecte de forma significativa a las características de seguridad de los diseños del núcleo.
- Que los elementos MOX no limiten la flexibilidad del funcionamiento del reactor.
- Que no haya que realizar adaptaciones (o que éstas sean ligeras) en los sistemas de la planta para el uso de elementos MOX.

Estos objetivos básicos del diseño pueden resumirse en la exigencia de funcionamiento seguro del reactor con reciclado del plutonio teniendo en cuenta los aspectos económicos.

Otros objetivos del reciclado del plutonio pueden ser el uso eficiente del plutonio o el logro de índices máximos de reducción del inventario de plutonio. El objetivo del diseño estándar actual es la utilización óptima del plutonio en las condiciones de contorno mencionadas anteriormente. El diseño mecánico de los elementos combustibles de MOX permanece inalterado comparado con los de uranio.

Experiencia de diseño en Areva

El número de elementos MOX diseñados por Areva e insertados en PWR desde 1981 se presenta en la figura 1 [2]. El combustible MOX, con un comportamiento optimizado bajo irradiación y de reprocesado, se introdujo en 1981. Desde entonces, se han irradiado más de 5900 elementos combustibles MOX de distintos diseños mecánicos y neutrónicos en PWR comerciales y se han alcanzado exposiciones medias de elementos combustibles de hasta 62 MWd/kgHM. Hasta ahora, el contenido de plutonio medio máximo en elementos combustibles MOX en PWR es 8,65 w/o, en las recargas de BWR es 6,4 w/o.

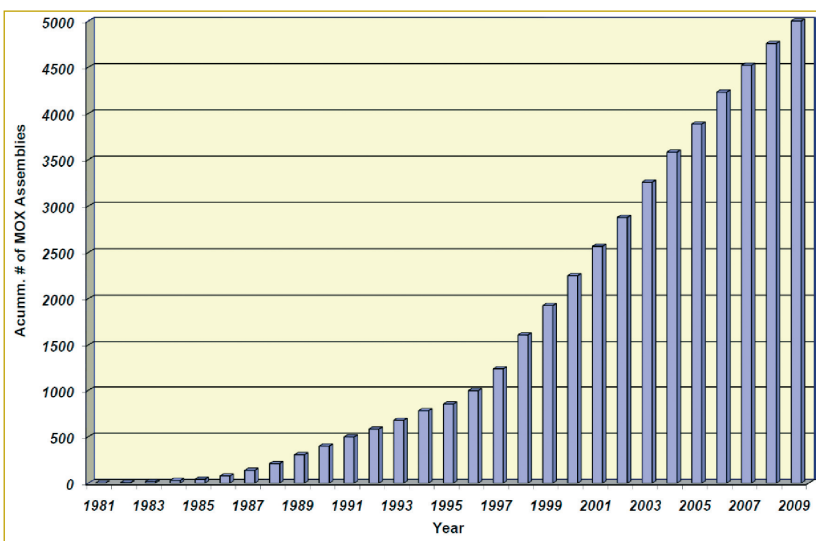


Figura 1. Número acumulado de elementos MOX de Areva nuevos utilizados en PWR (situación en diciembre de 2009).

En Francia 22 reactores de tipo 900 MWe tienen licencia para el reciclado de plutonio. La gestión de combustible de “paridad MOX” permite una recarga de 12 elementos MOX (8,5 w/o Putot) de una recarga total de 40 elementos combustibles. El enriquecimiento de la recarga de los elementos de uranio es 3,7w/o ²³⁵U.

En Bélgica, Tihange 2 y Doel 3 tienen licencias para utilizar 8 elementos MOX por recarga. En ambas plantas, el contenido medio de plutonio en los elementos MOX es de aproximadamente 7,6 w/o Putot. Los elementos combustibles MOX tienen un grado de quemado equivalente al del combustible de uranio con un enriquecimiento 3,8 w/o ²³⁵U.

En Alemania y Suiza la situación no es tan favorable, especialmente debido

a que el entorno federal de licencias complica la situación en Alemania. Los requisitos individuales exigidos a las empresas eléctricas han provocado una situación muy heterogénea en lo que concierne a las licencias de MOX. Las solicitudes de licencias han dado lugar a una variación significativa de la concentración de plutonio permitida y del número de elementos combustibles MOX. La mayoría de las licencias se conceden para una proporción de 1/3 de elementos MOX en el núcleo, pero también existen licencias para hasta el 50 %. Actualmente, tienen licencia para el uso de MOX 10 reactores en Alemania y tres en Suiza. En ambos países, el uso de elementos MOX no está restringido por ciclos de irradiación, pero está limitado por los valores límite establecidos en el diseño

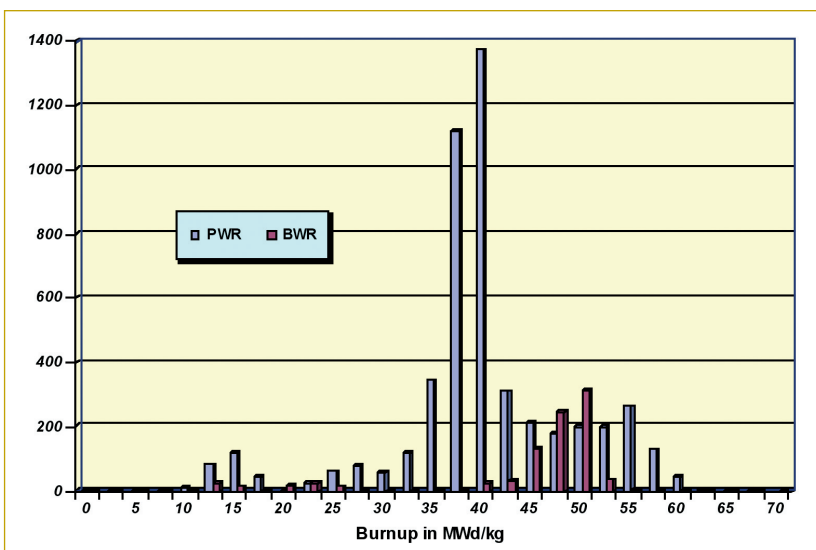


Figura 2. Distribución del grado de quemado de elementos MOX de Areva utilizados en PWR (situación en diciembre de 2009).

térmico/mecánico de las barras de combustible o en los análisis de seguridad. En cada diseño del núcleo tiene que demostrarse que no se superan los límites especificados en el diseño.

Las estadísticas de exposiciones de elementos combustibles MOX (véase la figura 2) demuestran que no es necesario que la estrategia de inserción sea notablemente diferente para elementos combustibles de uranio y MOX. Los diseños de elementos combustibles MOX para PWR y BWR pueden cumplir los mismos criterios de seguridad que los elementos de uranio. Éste es un factor importante para la vertiente económica del ciclo del combustible y evita restricciones de la flexibilidad operativa de la planta.

Tendencias

En los últimos años la irradiación de descarga para elementos combustibles de PWR y BWR ha aumentado continuamente, no sólo para los elementos combustibles UO_2 sino también para los elementos MOX.

Un aspecto importante de la equivalencia del grado de quemado de los elementos combustibles de uranio y MOX es la calidad del plutonio*. La composición isotópica del plutonio está determinada por el origen, el enriquecimiento de ^{235}U inicial, la irradiación de descarga y el tiempo de almacenamiento intermedio del combustible o del plutonio separado. Hasta ahora, el plutonio comercial utilizado para la fabricación de combustible MOX se generaba principalmente en elementos combustibles de uranio. La tendencia a aumentar la irradiación de descarga de UO_2 conduce a una degradación de la calidad del plutonio. Actualmente la calidad del plutonio procedente del reprocesado de los elementos de uranio gastado se sitúa en la franja de 62 a 70 w/o. Se espera que en el futuro el plutonio procedente de los elementos de combustible de uranio de alto grado de quemado tenga cualidades del orden de 55 a 65 w/o. Por tanto, para un grado de quemado equivalente al del combustible MOX, tiene que aumentar el contenido de plutonio para compensar la absorción superior de los isótopos no fisibles. Otra razón para aumentar el contenido del plutonio en los elementos MOX puede ser el objetivo de reducir más rápidamente las acumulaciones de plutonio o de concentrar el uso de MOX en menos reactores.

Los elementos MOX más altamente enriquecidos actualmente en uso

*Calidad del plutonio = $(^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu})/\text{Pu}_{\text{tot}}$

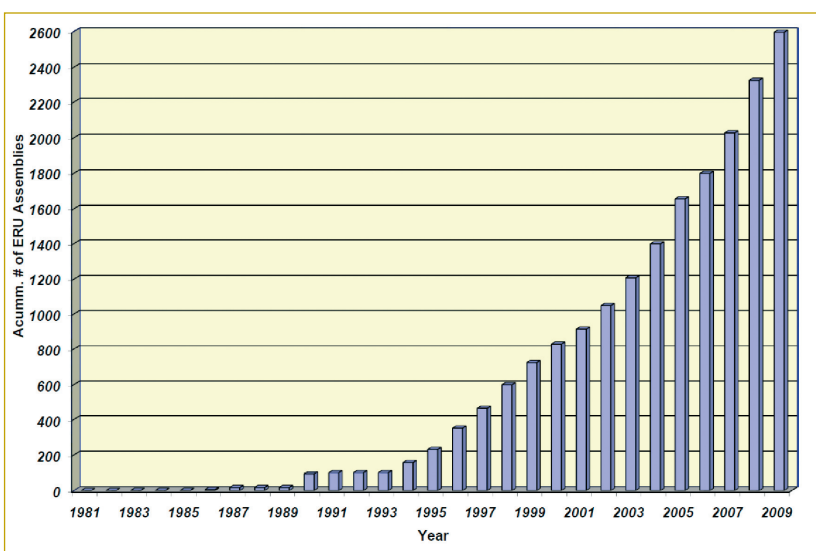


Figura 3 Número acumulado de elementos EURO de Areva nuevos utilizados en PWR (situación en diciembre de 2009).

tienen un tiempo de vida de la reactividad equivalente a la de los elementos de combustible de uranio con enriquecimientos de alrededor de 4,5 w/o ^{235}U . Con las cualidades actuales del plutonio las concentraciones medias de plutonio equivalentes al enriquecimiento de 5 w/o ^{235}U están en la franja de 5,5 a 6,5 w/o Pu_{fiss} . El plutonio degradado requerirá de 6 a 7 w/o Pu_{fiss} para tener un grado de quemado equivalente, con concentraciones de plutonio en las barras más altamente enriquecidas de alrededor de 12 w/o Pu .

Impacto del alto grado de quemado en el diseño del combustible MOX

Las concentraciones de plutonio superiores requeridas para lograr el objetivo de aumentar el grado de quemado de descarga y de compensar la calidad reducida del plutonio tienen impacto en las propiedades neutrónicas de los núcleos U/MOX. Los principales efectos sobre los parámetros del núcleo neutrónico son:

– la reducción del valor del boro

El uso de boro enriquecido es un método para solucionar los problemas derivados de la reducción del valor del boro. En Suiza y Alemania ya operan con boro enriquecido, ocho PWR en total.

– la tendencia a la reducción del valor de las barras de control

El descenso del valor de los bancos va en muchos casos acompañado de una reducción del valor de la barra de control atascada y tiene como resultado un valor neto de la barra de control sin cambios. Las influencias causadas por los cambios en los pa-

trones de carga del núcleo a menudo son superiores al impacto del MOX. En diseños de núcleo con elementos MOX, un valor de la barra de control adecuado es un aspecto al que hay que prestar atención especial.

– el coeficiente de temperatura del moderador más negativo

El coeficiente se reduce en aproximadamente el 20 % en un núcleo de 1/3 de combustible MOX en comparación con un núcleo UO_2 completo. Los coeficientes de temperatura del moderador de final de ciclo debidos a los núcleos de U/MOX con alto grado de quemado tienen que considerarse valores límite en los análisis de seguridad (p. e. $0 > \Gamma_M \geq -85 \text{ pcm/K}$).

Los estudios del ciclo de equilibrio U/MOX en LWR confirman que es posible optimizar los núcleos que se ajustan a todos los parámetros de limitación física del reactor actualmente definidos cuando utilizan MOX de alto grado de quemado.

RECICLADO DEL URANIO REPROCESADO

Experiencia operativa con combustible ERU

Un resultado importante del primer programa experimental con ERU enriquecido convencionalmente realizado en Alemania en los años ochenta fue la determinación de que no existe una diferencia significativa en el comportamiento operativo de los elementos combustibles ERU y U [3]. Se demostró que es posible efectuar con seguridad el reciclado de ERU sin problemas técnicos.

Por otra parte, resultó evidente que el potencial económico del reciclado

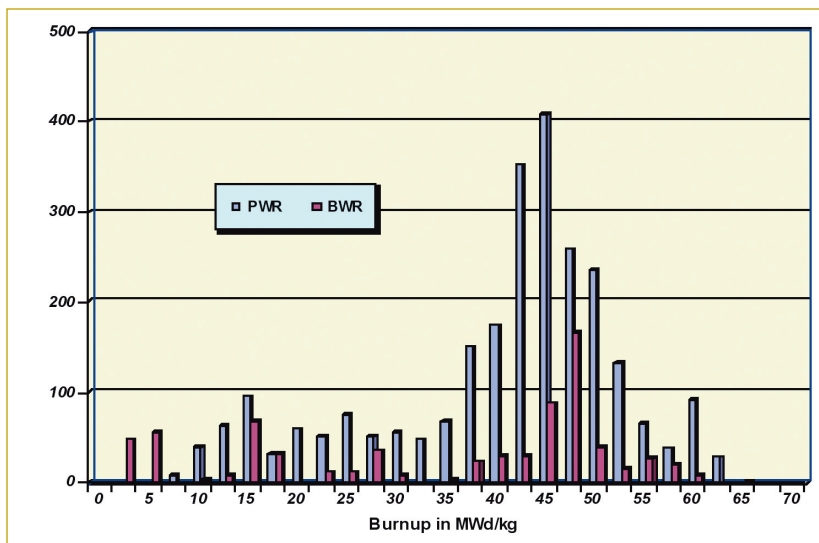


Figura 4. Distribución del grado de quemado de elementos ERU de Areva utilizados en PWR (situación en diciembre de 2009).

Enriquecimiento inicial de ^{235}U (w/o)	Grado de quemado del diseño del combustible (MWd/kgU)	Contenido de ^{235}U en combustible gastado (w/o)	Contenido de ^{236}U en combustible gastado (w/o)
3,2	35	0,75	0,43
4,0	50	0,65	0,60
4,8	65	0,56	0,74

Tabla 1. Contenido de ^{235}U y ^{236}U del combustible con distinto grado de quemado.

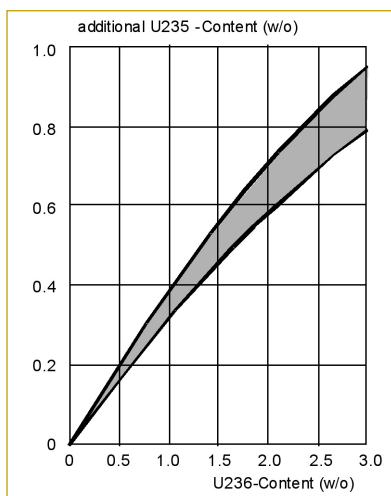


Figura 5. Compensación del contenido de ^{235}U en combustible ERU dependiente del contenido de ^{235}U adicional

de un grado de quemado superior sería significativamente penalizado debido a la presencia de mayores cantidades de absorbentes parásitos de neutrones, principalmente ^{236}U .

En 1996 se inició una nueva vía con la combinación del uranio reprocesado con MEU o HEU. El uranio reprocesado lo facilita generalmente

el cliente, mientras que el uranio de enriquecimiento medio o alto es suministrado por el socio ruso de Areva MSZ Electrostal, que fabrica el combustible. En la figura 3 se muestra la experiencia operativa con elementos ERU suministrados por Areva.

La frecuencia de la distribución del grado de quemado mostrado en la figura 4 demuestra que la experiencia obtenida con elementos ERU es equivalente a la de elementos de uranio normales.

Limitaciones de la composición isotópica del uranio del combustible gastado reprocesado

En la tabla 1 se muestra una perspectiva general de la composición isotópica del uranio del combustible gastado reprocesado.

Los enriquecimientos iniciales más altos para lograr un grado de quemado más alto tienen como consecuencia la reducción del contenido de ^{235}U en el combustible de uranio gastado y, al mismo tiempo, el aumento de ^{236}U . Esto genera 2 inconvenientes importantes para el uso del uranio a partir del reprocesado del combustible con alto grado de quemado.

1. El contenido de ^{235}U residual es inferior. En consecuencia, los factores de enriquecimiento para lograr la reactividad equivalente a la del combustible de uranio estándar son superiores.

2. Aumenta el contenido del isótopo absorbente de neutrones ^{236}U .

En particular, el segundo punto afecta notablemente a la economía del combustible ERU, ya que, además de enriquecer ^{235}U (mediante el proceso de difusión o el centrifugado), también hay que enriquecer ^{236}U . El factor de enriquecimiento de ^{236}U es de aproximadamente 2/3 del factor de enriquecimiento de ^{235}U . El alto índice de absorción de ^{236}U produce una reducción significativa de la reactividad del conjunto combustible en comparación con el combustible de uranio estándar con el mismo enriquecimiento. Para compensar la reducción de la reactividad, hay que aumentar el contenido de ^{235}U . En la figura 5 se ilustra la cantidad de ^{235}U adicional necesaria dependiente del contenido de ^{236}U tras el enriquecimiento.

En la ilustración se muestra que el enriquecimiento de ^{235}U tiene que aumentar en aproximadamente 1/3 del contenido de ^{236}U para lograr una reactividad equivalente.

Resulta evidente que la aplicación de procesos de enriquecimiento convencionales al uranio reprocesado procedente de combustible con alto grado de quemado supone una importante carga económica para el reciclado.

Por tanto, en los años 1980 se llegó a la conclusión de que "las empresas eléctricas tienen que decidir si prefieren un uso temprano, pero restringido, del uranio reprocesado, o almacenarlo y esperar a aplicar un proceso de enriquecimiento más selectivo, como la separación isotópica por láser del vapor atómico, que permite una mejor utilización del uranio reprocesado".

Aspectos radiológicos de combustibles ERU y calor de la desintegración

Además de la absorción de neutrones del ^{236}U , tiene que tenerse en cuenta el impacto negativo de otros isótopos de uranio para efectuar evaluaciones económicas del reciclado del uranio. La radioactividad del combustible ERU es en muchas ocasiones superior a la del combustible de uranio enriquecido. Aunque el efecto de la cadena de desintegración de ^{234}U desempeña una función importante en la emisión de fotones, la energía

fotónica emitida se ve crecientemente afectada por la cadena de desintegración de ^{232}U , que produce los dos isótopos que son fuertes emisores de γ ^{212}Bi y ^{208}Tl .

Este aumento de la radioactividad es característico del combustible ERU sin utilizar y un factor determinante para la especificación de los requisitos de fabricación y manejo de los nuevos elementos combustibles ERU.

Combinación con uranio de enriquecimiento alto

La necesidad de realizar un ajuste (superior) del enriquecimiento inicial se evita casi en su totalidad mediante la combinación de uranio reprocesado con uranio de enriquecimiento medio o alto (contenido de ^{235}U entre 20 y 90 w/o).

La principal ventaja de la combinación del uranio reprocesado puede apreciarse claramente en esta comparación. A diferencia de lo que sucede con el enriquecimiento convencional, el aumento de la fracción de ^{235}U en el combustible combinado no produce simultáneamente un aumento de los contenidos de ^{232}U , ^{234}U y ^{236}U . De esta forma se eliminan los inconvenientes derivados de la técnica de enriquecimiento estándar para las etapas posteriores de procesamiento y manejo (mayores exposiciones a la radiación) y de utilización del combustible (mayor absorción de neutrones).

CONCLUSIONES

Se ha hecho un considerable esfuerzo de I+D para desarrollar la tecnología de reciclado del plutonio comercial hasta alcanzar un nivel comercial maduro. La experiencia obtenida hasta hoy en Areva confirma la fiabilidad de los códigos de diseño y la idoneidad de los diseños de los elementos combustibles y del núcleo. Se ha demostrado el funcionamiento seguro de los reactores de PWR y BWR con núcleos con una proporción de 1/3 de elementos MOX. La base de datos de validación para aumentar las irradiaciones de combustible MOX se está expandiendo continuamente. Esto ofrece una base sólida para ampliar las irradiaciones de descarga de los elementos MOX, para conceder licencias para el uso de mayores concentraciones de plutonio y para apoyar el programa de eliminación de armas de plutonio. Los estudios sobre recargas de elementos MOX avanzados en LWR demuestran la viabilidad de un futuro desarrollo del reciclado del plutonio en reactores térmicos. Se están barajando nuevos conceptos para la utilización del plutonio que dejan patente el atractivo potencial de nuevos avances en el sector de la explotación del plutonio.

A partir de la experiencia con elementos piloto ERU puede concluirse que no se prevén dificultades

técnicas para el uso comercial del combustible ERU. Los resultados obtenidos en PWR se han trasladado a los elementos combustibles ERU de BWR sin restricciones (utilización de material estándar).

El proceso de combinación evita los inconvenientes de las técnicas de enriquecimiento estándar y permite, por tanto, la utilización económica de uranio separado, a la vez que minimiza el uso de los recursos de uranio natural y permite la reducción de las existencias de uranio de enriquecimiento medio y alto.

REFERENCIAS

- [1]. IAEA, 2003. Status and Advances in MOX Fuel Technology. IAEA Technical Report Series No.415, Vienna (2003)
- [2]. P. Blanpain, M. Arslan, D. Porsch, P. Mollard, R. Castelli, W. Goll. Areva Advanced MOX Fuel Assembly Design and Manufacturing. 2008 Water Reactor Fuel Performance Meeting, October 19~23, 2008, Seoul, Korea
- [3]. D. Porsch, F. Burtak. Use of the Blending Process for the Recycling of Reprocessed Uranium in Light Water Reactors. Global 2001, September 9 – 13, 2001, Paris, France. ■

CONVOCATORIAS 2011

Congresos, Cursos y Reuniones

5-6 JULIO LONDRES, REINO UNIDO	NUCLEAR NEW BUILD 2011 Nuclear Institute Info: www.nnb2011.com
24 AGOSTO – 2 SEPTIEMBRE KARLSRUHE, ALEMANIA	FREDERIC JOLIOT / OTTO HAHN SUMMER SCHOOL ON NUCLEAR REACTORS, PHYSICS, FUELS AND SYSTEMS 2011 Karlsruhe Institute of Technology y CEA Info: http://www.fjohss.eu/
4-9 SEPTIEMBRE NAGOYA, JAPÓN	GLOBAL 2011: INNOVATIVE NUCLEAR ENERGY SYSTEMS TOWARD 2030 AND BEYOND Atomic Energy Society of Japan Info: http://global2011.org/
28-30 SEPTIEMBRE BURGOS, ESPAÑA	37ª REUNIÓN ANUAL DE LA SOCIEDAD NUCLEAR ESPAÑOLA Sociedad Nuclear Española (SNE) Info: http://www.reunionanualsne.es
10-13 OCTUBRE PLZEN, REPÚBLICA CHECA	NUSIM 2011 CNS Info: http://www.csvts.cz/cns/