

Ciclo del combustible nuclear en Rusia: Una perspectiva industrial

Reseña de las políticas, planes y experiencias relativos a la producción y reelaboración de combustibles nucleares y a la utilización del plutonio

por
Yu.K. Bibilashvili
y F.G.
Reshetnikov

Desde el principio mismo, el desarrollo de la energía nucleoelectrónica en la antigua Unión Soviética se basó en un ciclo del combustible cerrado. Los planes incluían la reelaboración del combustible gastado procedente de las centrales nucleares y el reciclado de uranio y plutonio recuperados para fabricar nuevos elementos combustibles. En sentido general, esta política no ha cambiado y hoy abarca una nueva generación de reactores que se proyecta construir.

En Rusia y en los países de la Comunidad de Estados Independientes (CEI) y de Europa oriental, hoy día se requieren servicios del ciclo del combustible nuclear para 62 centrales nucleares que funcionan con reactores diseñados en la antigua Unión Soviética. Cuarenta y cinco de éstos son del tipo reactores de agua a presión conocidos como WWER; 19 de ellos tienen una capacidad de generación de electricidad de 1000 megavatios y 26 generan 440 megavatios. Entre las otras centrales en explotación hay 15 dotadas de reactores de tipo canal moderados por grafito, conocidos como RBMK, y dos de reactores reproductores rápidos denominados BN.

En este artículo se pasa revista a la industria rusa del combustible nuclear desde una perspectiva técnica e industrial, y se analizan concretamente las experiencias y los planes de reelaboración y fabricación de combustible para los reactores WWER, RBMK y reactores rápidos; la gestión del combustible nuclear gastado; y la situación actual y las perspectivas del empleo de combustible de mezcla de óxidos (MOX) en los reactores de potencia rusos.

Reelaboración del combustible nuclear

La opción de la reelaboración se aplica para los combustibles gastados de todos los reactores WWER y BN, pero no para los RBMK, cuyo combustible gastado se almacena.

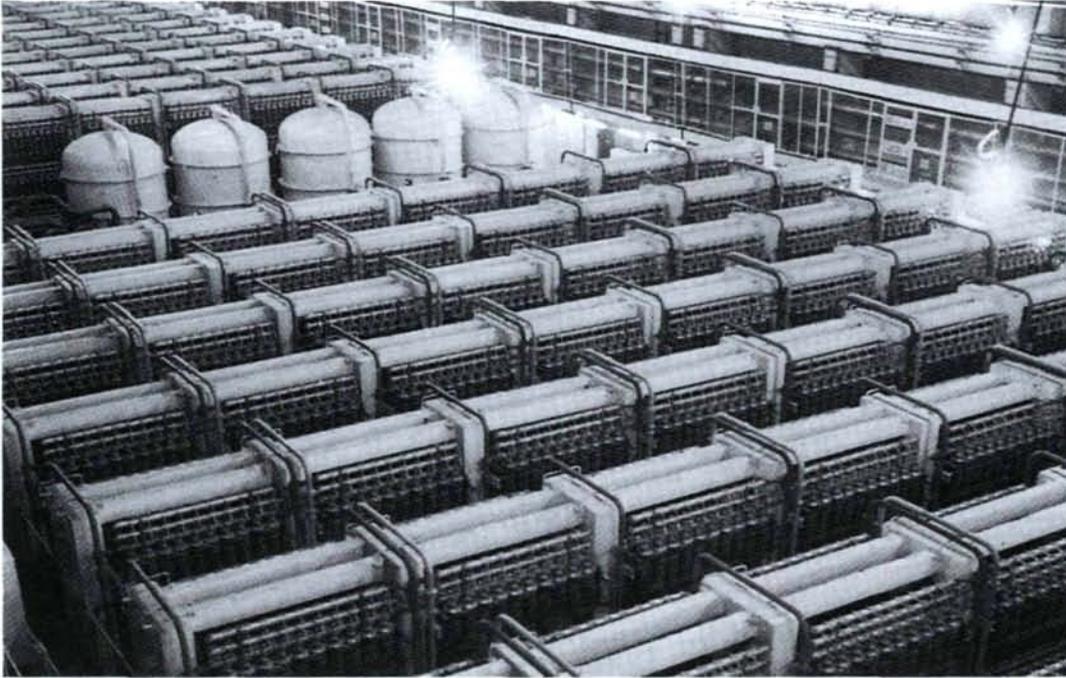
El Sr. Bibilashvili es Director Adjunto del Instituto Científico y de Investigación de Materiales Inorgánicos, perteneciente al Ministerio de Energía Atómica de la Federación de Rusia. El Sr. Reshetnikov fue el anterior Director Adjunto del Instituto y es consultor principal.

La decisión de no reelaborar el combustible proveniente de los reactores RBMK-1000 y RBMK-1500 obedeció principalmente a razones económicas. La reelaboración no hubiera sido económica a causa del bajo contenido de isótopos fisionables de uranio y plutonio de esos combustibles. El combustible gastado de los reactores RBMK se coloca en recipientes sellados y se almacena en instalaciones del emplazamiento de la central nuclear que tienen capacidad para unas 2000 toneladas de metal pesado (tMP).

Para los otros tipos de combustible, hay una planta de reelaboración en funcionamiento y otra en construcción.

● **La planta RT-1 de Chelyabinsk.** Esta planta se encuentra en el complejo "Mayak" y se inauguró en 1971 con la intención de que reelaborara combustible de los reactores WWER-440, los reactores rápidos y los reactores propulsores de los rompehielos y los submarinos. La capacidad de la planta para el principal tipo de combustible (el de los WWER-440) es de 400 tMP anuales. Funciona con una tecnología de extracción acuosa que utiliza fosfato de tributilo con un disolvente de hidrocarburos. El proceso tiene lugar en extractores de etapas múltiples con mezclador mecánico y por impulsos de las etapas. El factor de limpieza para los productos de alta fisión oscila entre 10^6 y 10^9 , lo que asegura la pureza del uranio y el plutonio producidos, así como del neptunio. La tecnología también permite extraer del combustible gastado estroncio 90, cesio 137, tecnecio 99 y otros radionucleidos.

Después de su reelaboración, el uranio vuelve a la producción de elementos combustibles. El producto final de uranio que sale de la planta es una torta fundida de hexahidrato de nitrato de uranio que posee el nivel requerido de enriquecimiento con uranio 235. La torta fundida se obtiene después de mezclar y concentrar el uranio reextraído con una solución de uranio muy enriquecido. El ajuste de la solución para lograr un enriquecimiento adecuado también puede hacerse en la planta Ust-Kamenogorsk, en Kazajistán, donde se fabrican las pastillas de combustible. Actualmente, la mayor parte de las tortas fundidas que se obtienen en la RT-1 contienen del 2% al 2,5% de uranio 235 y se usan para fabricar pastillas combustibles destinadas a los reactores RBMK-1000. Se está trabajando para incluir uranio



Abajo: La línea de producción automatizada de conjuntos combustibles para reactores WVER-440 en la planta de fabricación Electrostal, cerca de Moscú.
A la izquierda: Centrifugas en la planta de enriquecimiento de uranio de Krasnoyarsk. (Cortesía: Minatom, Federación de Rusia)

reelaborado en el ciclo del combustible de los reactores RBMK-1500 de la central nuclear de Ignalina en Lituania, y en el de los reactores tipo BN y WVER. El plutonio obtenido en la planta RT-1 se almacena provisionalmente en el mismo emplazamiento en forma de dióxido.

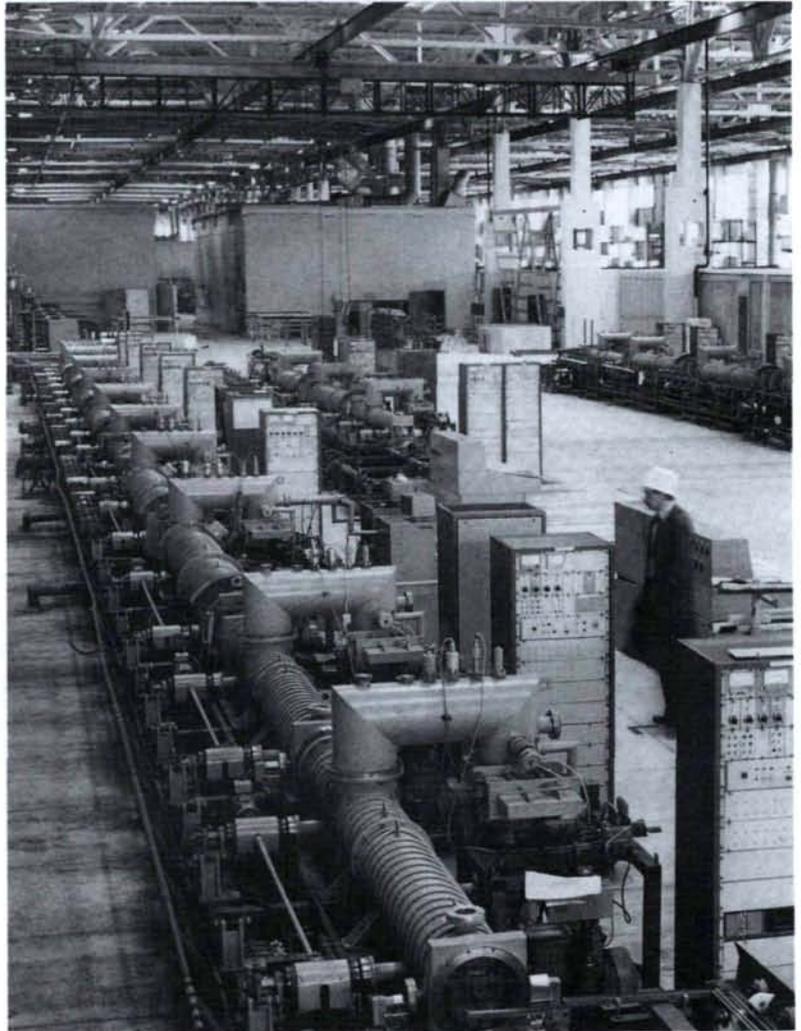
● **La planta RT-2, en proceso de construcción en Krasnoyarsk.** Se prevé que esta planta, construida para reelaborar combustible nuclear procedente de reactores WVER-1000, entre en funcionamiento por líneas. La primera línea podrá reelaborar de 1000 a 1500 tMP anuales de combustible gastado de los reactores WVER-1000. Al igual que en la RT-1, el producto final de uranio será una torta fundida de hexahidrato de nitrato de uranio. Primero se dedicará a la producción de hexafluoruro de uranio y luego al enriquecimiento de uranio. Hasta que la primera línea empiece a funcionar, el combustible gastado de los reactores WVER-1000 se almacenará en una instalación central ya construida en la RT-2. Esta instalación tiene una capacidad de diseño de 6000 tMP y estará completamente llena en el año 2005. La capacidad de almacenamiento actual es de 3000 tMP.

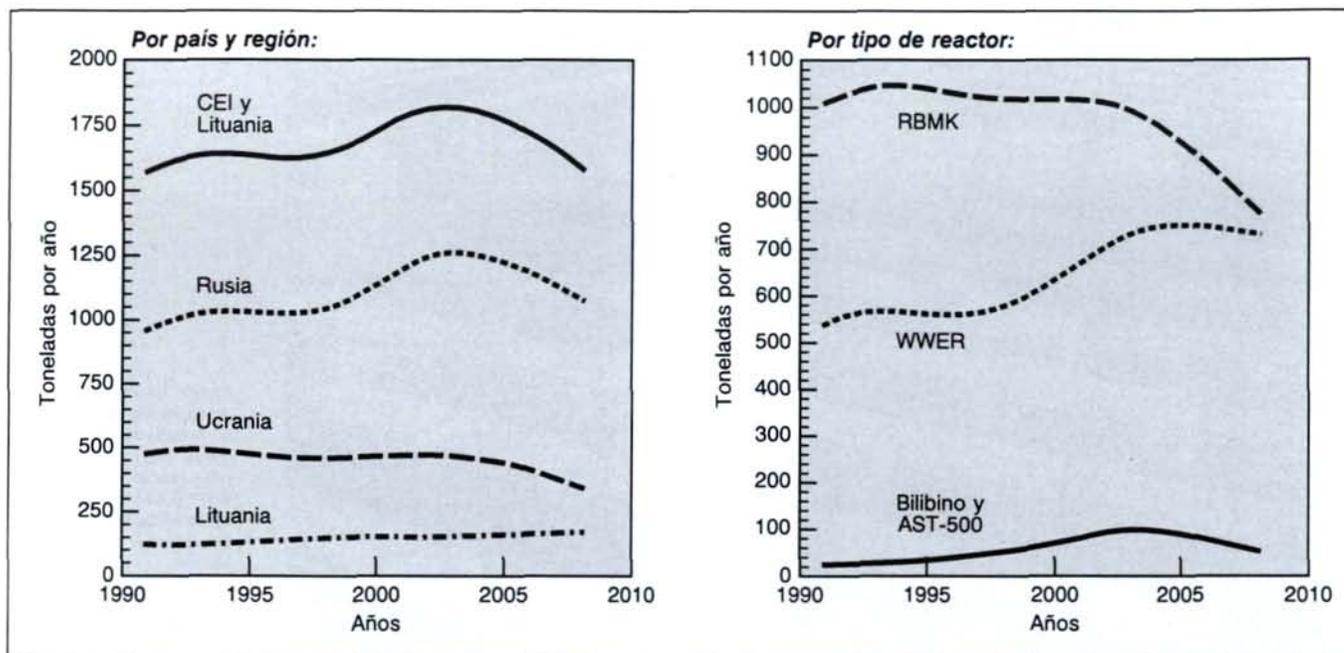
Enriquecimiento y fabricación de combustible

La demanda actual de combustible nuclear para abastecer las centrales tipo WVER determina el volumen requerido de la producción industrial de elementos combustibles. (Véanse los gráficos.) Todos estos reactores usan uranio enriquecido (Rusia no tiene reactores que funcionen con uranio natural).

Existen varias plantas de enriquecimiento de uranio y fabricación de combustible en explotación.

● **Plantas de enriquecimiento.** La primera planta de enriquecimiento de uranio rusa comenzó





Necesidad de combustible para reactores refrigerados por agua, 1990-2010

sus operaciones en 1949 en Sverdlovsk. Más tarde entraron en funcionamiento otras tres en Tomsk, Angarsk y Krasnoyarsk. El método utilizado en las cuatro plantas de enriquecimiento de uranio era el de difusión gaseosa. A principios del decenio de 1950 se comenzó a desarrollar un novedoso método basado en el uso de centrífugas de gas. La primera planta industrial del mundo equipada con centrífugas de gas comenzó a funcionar en 1964 en Sverdlovsk. También se introdujeron estas centrífugas en las otras tres plantas. Gracias a la transición a las centrífugas de gas, la capacidad de separación de las plantas aumentó por un factor de 2,4 y, al mismo tiempo, el consumo de electricidad se redujo por un factor de 8,2. Hoy día para la producción en serie se usan centrífugas de gas de la quinta generación. El consumo de energía específico de este modelo de centrífuga por unidad de trabajo de separación es 25 veces menor que el del proceso de difusión gaseosa.

En el proceso de enriquecimiento se pueden emplear dos métodos para obtener el hexafluoruro de uranio utilizado para enriquecer el uranio, a saber, la fluoración directa de los óxidos de uranio con flúor gaseoso, o la fluoración del tetrafluoruro de uranio. En Rusia se utilizan los dos métodos. Desde el punto de vista económico el segundo es el más atractivo porque utiliza flúor gaseoso que resulta menos costoso (por un factor de tres). En ambos casos, los procesos son exotérmicos, y se libera gran cantidad de calor por lo que se producen temperaturas extremadamente altas en la vasija de reacción. Por tanto, al diseñar el equipo destinado a estos procesos hay que prestar especial atención a la disipación del calor y a la selección del material con que se hará la vasija de reacción.

● **Instalaciones de fabricación de combustible.** La fabricación industrial de elementos, conjuntos y pastillas combustibles se realiza en tres

Producción industrial de combustible nuclear y vainas

Planta	Tipo de producción		Capacidad anual (toneladas)	Producción en 1992 (toneladas)
	Reactor	Producto final		
Electrostal (cerca de Moscú)	WWER-440	conjuntos combustibles	700	230
	RBMK	conjuntos combustibles	570	570
	BN	combustible para núcleo de reactor	20	
	BN	combustible para la zona fértil del reactor	15	
Novosibirsk	WWER-1000	conjuntos combustibles	1000	210
Ust-Kamenogorsk (Kazajstán)	WWER	pastillas de combustible	2650	220
	RBMK			570
Glazov	WWER	aleación de circonio	2000	
	RBMK	tubos	6000 km/a (tubos)	2000 km/a (tubos)

plantas, dos de ellas situadas en Rusia (Elektrostal y Novosibirsk) y una en Kazajstán (Ust-Kamenogorsk). Elektrostal produce elementos, conjuntos y pastillas combustibles para los reactores WWER-440, BN-350 y BN-600. También produce elementos y conjuntos combustibles para reactores RBMK-1000 y RBMK-1500 que utilizan pastillas combustibles provenientes de Ust-Kamenogorsk. La planta de Novosibirsk fabrica elementos y conjuntos combustibles para reactores WWER-1000. Las pastillas para los elementos combustibles de los WWER-1000 son suministradas por Ust-Kamenogorsk. La producción de circonio y la fabricación de artículos con aleaciones a base de circonio tienen lugar en Glazov (Udmurtia, Federación de Rusia).

Para convertir el hexafluoruro de uranio en dióxido de uranio se utilizan dos métodos. La planta de Elektrostal emplea el proceso de pulverización a la llama, que es uno de los métodos gaseosos o "secos". El polvo de dióxido de uranio que se obtiene con esta tecnología no fluye fácilmente, por lo que se somete a un tratamiento ulterior para obtener lo que se conoce como polvo comprimido, el cual se utiliza para compactar las pastillas.

En Ust-Kamenogorsk, Kazajstán, donde se fabrica el grueso de las pastillas combustibles rusas, el hexafluoruro de uranio se convierte en dióxido de uranio mediante el proceso ADU, que consiste en la hidrólisis del hexafluoruro de uranio, precipitación del poliuranato amónico, secado, calcinación y reducción a dióxido de uranio. La torta fundida que produce la planta RT-1 sirve de materia prima para fabricar las pastillas combustibles destinadas a los elementos combustibles del reactor RBMK.

Gestión del combustible nuclear gastado

Si bien el ciclo del combustible cerrado tiene aspectos positivos, a saber, la posibilidad de volver a utilizar el uranio y el plutonio que se recuperan del combustible gastado, también tiene un lado negativo: la generación de grandes cantidades de desechos radiactivos de actividad alta (DAA). Algunos nucleidos tienen un período de semidesintegración de muchos miles de años. Durante todo este tiempo

Planta/instalación	Reactor	Capacidad anual	Producción en 1992
"Paket" en Mayak, Chelyabinsk	BN-350 BN-600	10-12 CC 300 kg MOX	4 CC 100 kg MOX (alrededor de 20% de Pu)
"Paket" (modificada) desde 1993 Instalación en RIAR (Dimitrovgrad)	BN-600 BOR-60 BN-600	40 CC 1 tonelada MOX 1 tonelada MOX (compactado por vibración)	600 kg MOX
Planta en el complejo de Chelyabinsk (terminada al 50-60%)	BN-600 BN-600 (WWER-1000)	60 toneladas MP	
Planta en Krasnoyarsk	WWER-1000	proyecto futuro	

Nota: CC = conjuntos combustibles; MP = metal pesado

es preciso someterlos a una contención fiable y evitar que entren en contacto con el medio ambiente.

Un factor decisivo para la evacuación fiable de los desechos radiactivos es la selección de un material aglutinante que tenga suficiente estabilidad química para contener los desechos solidificados. Entre estos materiales figuran el vidrio de fosfato y de borosilicato, y materiales con características semejantes a los minerales. La ventaja que ofrecen es una gran resistencia a la lixiviación de los elementos contenidos en su interior.

Rusia ha optado por la vitrificación. La primera instalación industrial experimental para la vitrificación de los DAA comenzó a funcionar en 1987 en la planta RT-1. El proceso se realizó en una vasija de reacción de cerámica. Se colocaron convenientemente en la vasija varillas de molibdeno refrigeradas por agua para que sirvieran de electrodos. Hasta 1988, año en que se dejó de utilizar el horno, esta instalación elaboró alrededor de 1000 metros cúbicos de DAA y produjo 160 toneladas de bloques de vidrio que contenían aproximadamente 4 millones de curios.

En 1991 comenzó a funcionar en el mismo complejo un nuevo horno eléctrico con una capaci-

Fabricación de combustible de mezcla de óxidos (MOX)

Instalación	Reactor	Capacidad	Producto
Planta de reelaboración RT-1 en el complejo Mayak de Chelyabinsk (desde 1971)	WWER-440 Reactores rápidos y de transporte	400 toneladas de metal pesado por año (tMP/a)	Uranio reelaborado y reutilizado en la fabricación de combustible para RBMK Plutonio almacenado en forma de dióxido
Planta de reelaboración RT-2 en Krasnoyarsk	WWER-1000	1ª línea: 1500 tMP/a 2ª línea: 1500 tMP/a Total: 3000 tMP/a	El combustible reelaborado se reutilizará en la fabricación de combustible para WWER y BN
Instalaciones de almacenamiento en todas las centrales RBMK	RBMK	2000 tMP	
Instalación de almacenamiento en la planta RT-2	WWER-1000	6000 tMP (3000 tMP en explotación)	

Nota: La planta de reelaboración RT-2 está en construcción y aún no se ha determinado la fecha de terminación.

Reelaboración y gestión del combustible gastado en Rusia

dad de 500 litros de solución por hora. Al fabricarlo se tuvieron en cuenta algunas de las deficiencias del horno anterior. Hasta la fecha se han procesado en el nuevo horno unos 5000 metros cúbicos de DAA líquidos y se han producido unas 900 toneladas de vidrio de fosfato con radionucleidos incorporados cuya actividad asciende a unos 135 millones de curios.

Los problemas asociados a la reelaboración y la evacuación fiable de los desechos radiactivos disminuirían mucho si pudiera encontrarse alguna forma de clasificar los radionucleidos previamente según su período de semidesintegración, toxicidad y posible utilidad. Actualmente se trabaja con ahínco para lograr este objetivo.

Además de los DAA producidos en las instalaciones del ciclo del combustible nuclear, se genera una cantidad infinitamente mayor de desechos líquidos de actividad baja. El agua radiactiva de las centrales nucleares y las instalaciones radioquímicas se purifica mediante filtración, evaporación, intercambio de iones y otros procedimientos. Las soluciones se purifican a tal punto que es posible volver a utilizarlas. Los concentrados y los desechos líquidos de actividad intermedia derivados de ese proceso se almacenan en tanques especiales o se solidifican. Algunas centrales nucleares cuentan ya con instalaciones para la solidificación de los desechos líquidos mediante bituminación.

Hacia el año 2000, todas las centrales nucleares en explotación y todas las que se prevé cerrar en Rusia tendrán que haber construido instalaciones para la solidificación y el almacenamiento ulterior de los desechos líquidos.

Utilización del plutonio en combustibles nucleares

Rusia comenzó a trabajar en el uso del plutonio como combustible nuclear a fines del decenio de 1950. En 1957 se fabricó un núcleo hecho de combustible metálico (aleación de plutonio) para el reactor pulsante IBR-30. En 1959 se comenzó a explotar el reactor rápido BR-5 refrigerado por sodio en el Instituto de Física de la Energía de Obninsk. Usaba combustible de dióxido de plutonio y tenía una carga general en el núcleo de casi 150 kg. El mismo tipo de combustible se utilizó en 1965 para el núcleo del reactor pulsante IBR-2, que pesaba unos 120 kg. Todavía estos dos reactores pulsantes están funcionando en el Instituto de Investigaciones Nucleares Conjuntas de Dubna.

Estas actividades no formaban parte de un programa más amplio, sino que eran proyectos elaborados de forma independiente. La investigación sistemática del combustible de plutonio comenzó en 1970. Se hicieron ensayos en los reactores BOR-60 y SM-2 del Instituto de Investigación Científica para Reactores Nucleares de Dimitrovgrad. Durante la primera fase de esta investigación, la principal técnica utilizada para producir combustible fue la mezcla mecánica de óxidos de uranio y de plutonio, y así se produjo una cantidad considerable de elementos combustibles. Se realizaron pruebas en reactores para evaluar la influencia de múltiples factores en el

rendimiento de estos elementos combustibles. Algunos conjuntos alcanzaron tasas de quemado de hasta el 20% sin menoscabo de la integridad del elemento combustible.

Los resultados positivos y estables obtenidos con el combustible MOX en el reactor BOR-60 fueron seguidos por pruebas más extensas en el BN-350 a escala industrial (Kazajstán) y en los reactores BN-600.

De inicio, se proyectó utilizar combustible de óxido de uranio en el ciclo del combustible de los reactores BN-350 y BN-600, que en realidad no es el más conveniente para los reactores reproductores. Aunque no es posible la conversión completa de estos reactores al combustible MOX debido a su diseño y características físicas, pueden usarse para ensayar de 25 a 30 conjuntos combustibles que contengan combustible de óxido de uranio y plutonio.

A estos efectos, se estableció en el complejo Mayak, de Chelyabinsk, una instalación industrial experimental llamada "Paket" capaz de fabricar anualmente hasta 10 conjuntos combustibles para estos reactores. Se usaron los mismos materiales estructurales que para el combustible de uranio (a saber, aceros austeníticos para la vaina del conjunto combustible y aceros ferríticos martensíticos para los recipientes hexagonales). En los reactores BN-350 y BN-600 se alcanzó una tasa de quemado del 9% al 11% de átomos pesados. No hubo pérdida de la integridad en ninguno de los elementos combustibles. Las pruebas a que se sometieron después de extraerlos del reactor demostraron que no habían llegado al final de su vida útil.

El trabajo con este tipo de combustible cobró nuevo ímpetu cuando se tomó la decisión de construir en Rusia reactores BN-800 diseñados para usar combustibles MOX (en los Urales meridionales y en las centrales nucleares de Beloyarsky). En el complejo Mayak se emprendió un proyecto con vistas al diseño y la construcción de una planta que produciría combustible MOX y conjuntos combustibles para estos reactores y para el BN-600. Se prestó especial atención a la seguridad radiológica tanto en la propia planta como en la zona aledaña, lo cual entrañó reducir al mínimo las operaciones que generaran polvo. Entre éstas, una de las más importantes es la mezcla mecánica de los óxidos. Así pues, comenzó la labor para desarrollar otros procesos de producción de combustible MOX que generasen menos polvo. El primero de ellos fue un proceso sol-gel con el cual se producía combustible MOX granulado que después se comprimía en pastillas. Esta técnica se empleó para fabricar varios conjuntos combustibles experimentales que luego se probaron en el BN-350 con buenos resultados.

No obstante, la fabricación de pastillas con los gránulos obtenidos mediante el proceso sol-gel entraña varias dificultades que impiden lograr pastillas de calidad elevada y estable. Por ese motivo, paralelamente se creó la técnica de coprecipitación de amoníaco del uranio y el plutonio basada en el uso de surfactantes. Esta técnica produce gránulos de forma irregular que generan poco polvo y pueden convertirse fácilmente en pastillas que satisfacen los requisitos previstos. Empleando esta tecnología se hicieron 12 conjuntos combustibles para el BN 600.

La mayor parte de ellos se han extraído ya del reactor después de realizarse las pruebas para determinar su vida útil, y los demás están siendo sometidos a irradiación.

Como variante de esta técnica se está investigando la coprecipitación de carbonato del uranio y el plutonio. Aún no se han probado en el reactor los combustibles producidos utilizando este método. Otra técnica de producción de combustible MOX, la desnitración plasmquímica de una mezcla de soluciones de nitrato de uranio y de plutonio, se encuentra todavía en una etapa temprana de investigación.

En las cinco técnicas antes mencionadas se persigue el mismo objetivo: la producción de pastillas para elementos combustibles. Con todo, aún se llevan a cabo en Rusia muchas investigaciones sobre elementos combustibles vibrocompactados que se basan en combustible granulado producido mediante diversas técnicas. En particular, el Instituto de Investigación Científica para Reactores Nucleares de Dimitrograd ha creado una técnica electroquímica para la coprecipitación de óxidos de uranio y de plutonio. El precipitado catódico se procesa, se reduce a un polvo fino y después se divide en seis fracciones según el tamaño de las partículas. A continuación se vierte el polvo en las vainas del elemento combustible y se compacta en una máquina vibradora. Mediante el control de la relación de las fracciones se puede lograr un combustible de elevada densidad media.

Hasta la fecha, todos los elementos combustibles cargados en el BOR-60 se han fabricado mediante esta tecnología. Además, se han ensayado dos conjuntos combustibles en el BN-350 y seis en el BN-600.

Planes y perspectivas

En el curso de los últimos decenios se ha realizado una labor suficientemente amplia con miras a emprender el desarrollo a escala industrial de tecnología para la fabricación de combustible MOX. Las obras de construcción de una planta productora de este tipo de combustible, que habían sido suspendidas, se han reanudado con objeto de abastecer de combustible de uranio y plutonio a los reactores BN-800 y BN-600. Se estima que esta planta se ha completado en un 50% ó 60%, de manera que faltan algunos años para concluirarla.

En consecuencia, para el futuro inmediato se proyecta reconstruir la instalación industrial experimental "Paket" y aumentar su producción anual a 40 conjuntos combustibles para reactores BN-600.



Tubos para elementos combustibles nucleares en la planta de Glazov. (Cortesía: Minatom)

Se deberá fabricar una cantidad similar de conjuntos combustibles en el Instituto de Investigación Científica para Reactores Nucleares mediante la tecnología de vibración. Esto permitirá estudiar más los diversos problemas que plantea el uso del combustible MOX.

Al propio tiempo, hay que reconocer que actualmente Rusia, al igual que otros países con programas nucleoelectrónicos bien desarrollados, no está en condiciones de reciclar rápidamente todas sus reservas de plutonio para reactor ya acumuladas y crecientes, que en estos momentos ascienden a unas 30 toneladas. Además, la planta RT-1, que reelabora alrededor de 400 toneladas anuales de combustible irradiado, produce aproximadamente 2,5 toneladas de plutonio al año.

La situación se complicará aún más con la perspectiva de que aumente de manera sustancial la cantidad de plutonio no utilizado a causa de las reducciones de armamentos nucleares. Los científicos coinciden en que sólo puede lograrse un reciclado total del plutonio ampliando el uso de los reactores rápidos, pero parece que esto no será posible hasta el próximo siglo. Hoy día son aún más limitadas las perspectivas de utilizar reactores de agua ligera para resolver este problema.

En Rusia apenas acaba de empezar el trabajo relativo al uso de plutonio en reactores de agua ligera. Se están realizando los cálculos físicos necesarios para los WWER. Otra posibilidad que estamos considerando es establecer —en la planta que se construye en Chelyabinsk para producir combustible para reactores rápidos— una instalación industrial experimental que produzca elementos y conjuntos combustibles de uranio y plutonio para los reactores WWER-1000. En un futuro más lejano, nos proponemos construir una planta especial en Krasnoyarsk —aledaña a la planta en construcción RT-2 de reelaboración de combustible gastado en gran escala— para producir combustible MOX destinado a los reactores WWER.