

Análisis de los avances que se han producido en el ciclo del combustible nuclear

por Igor Rybalchenko y Leonard Konstantinov

La energía nuclear no puede desarrollarse sin el adecuado avance de la base de recursos y de toda la tecnología del ciclo del combustible nuclear. Por diversas razones se han adoptado una serie de estrategias del ciclo del combustible nuclear, pero básicamente se han creado dos tipos de reactores de potencia nuclear a gran escala comercial:

- Los reactores basados en el combustible de uranio natural, con grafito o agua pesada como moderador y gas o agua como refrigerante;
- Los reactores basados en el combustible de uranio ligeramente enriquecido, con agua o grafito como moderador y agua como refrigerante.

Ambos tipos de reactores de potencia, con algunas modificaciones menores, están bien establecidos y en muchos países existe una larga y positiva experiencia de explotación.

Con el fin de cumplir los requisitos de los crecientes programas de energía nucleoelectrónica, en los últimos 20 a 30 años en diversos países se ha desarrollado una adecuada tecnología para el ciclo completo del combustible nuclear. En muchos países esta tecnología ha demostrado ser fiable, segura y viable desde el punto de vista económico.

En años recientes, a medida que no se materializaban las expectativas de crecimiento de la energía nuclear, disminuían las demandas previstas de materias primas y combustibles nucleares, lo que condujo a la sobreproducción en algunos países y a una importante disminución del precio de mercado del uranio. Esto fue resultado de una reducción en la demanda de electricidad, de problemas financieros y de restricciones políticas y públicas que se produjeron en algunos países.

Sin embargo, se espera que el crecimiento sostenido de la energía nucleoelectrónica en general mejore la situación de la industria nuclear en muchos países y que se establezca la demanda de materiales nucleares y de servicios del ciclo del combustible nuclear. A continuación aparece un análisis de los avances que se han producido en el ciclo del combustible nuclear y de las actividades del OIEA en esta esfera.

Recursos y suministro de uranio

La situación de la industria del uranio ha continuado deteriorándose en los últimos años, aunque la disminu-

El Prof. Konstantinov es Director General Adjunto a cargo del Departamento de Energía y Seguridad Nucleares del OIEA. El Sr. Rybalchenko es un exfuncionario del Departamento. También contribuyó a este artículo el Sr. Syed Fareeduddin, Director de la División del Ciclo del Combustible Nuclear.

ción en el nivel de la producción de uranio en 1983 (de unas 38 000 toneladas en todo el mundo, excluida el área con economía de planificación centralizada, MEAC*) ha tendido a reducir el nivel de sobreproducción. Los precios promedio del uranio en los Estados Unidos mejoraron hasta 70 dólares de EE.UU. por kilogramo para el uranio importado y 100 dólares de EE.UU. por kilogramo para el uranio de producción nacional. Mientras tanto, el precio de entrega inmediata por kilogramo de uranio aumentó de 44 dólares de EE.UU. en agosto y septiembre de 1982 a 60 dólares de EE.UU. en el otoño de 1983, pero después volvió a caer.

En muchos países se han producido importantes recortes en las actividades de exploración y de desarrollo minero, aunque especialmente en Australia y en el Canadá han continuado en explotación unos pocos proyectos en depósitos de bajo costo. Las expectativas futuras de la demanda de uranio prevén un aumento de las necesidades de 31 500 toneladas en 1983 hasta 45 000 toneladas en 1990 y 55 000 toneladas en 1995.

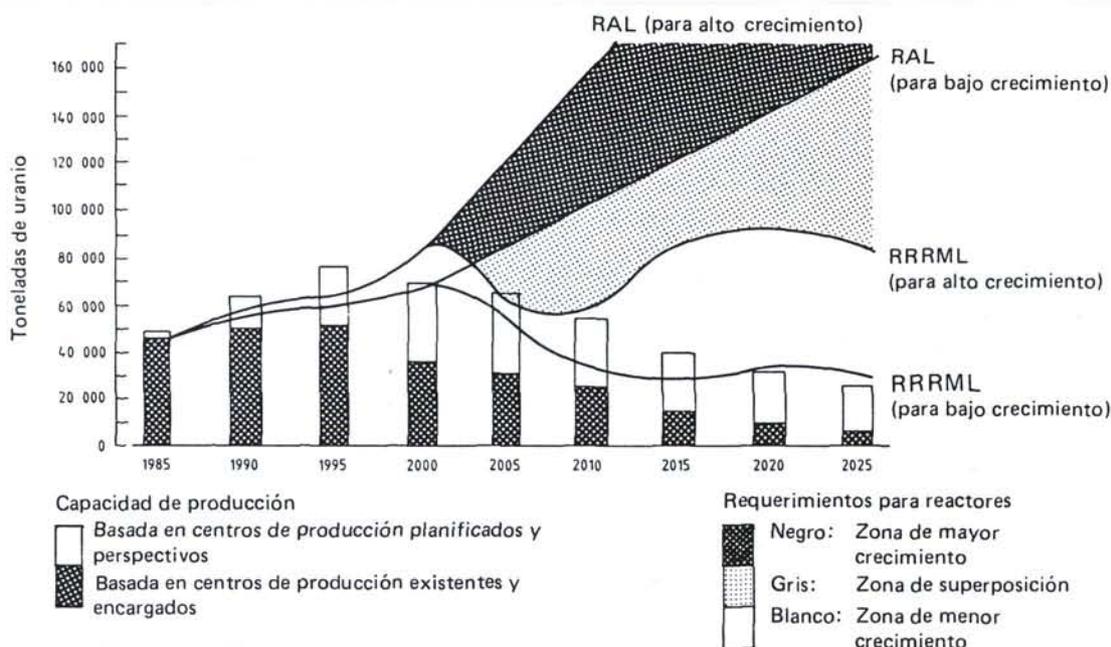
A la luz de esta proyección y de los tiempos de maduración de los proyectos mineros del uranio, si se quiere atender la demanda a largo plazo, es necesario que las actividades de exploración del uranio experimenten una reanimación.**

En la Figura 1 se brinda un resumen de la situación del suministro y la demanda del uranio como aparece en *Recursos, producción y demanda del uranio*, un proyecto mixto del OIEA y la Agencia para la Energía Nuclear de la Organización de Cooperación y Desarrollo Económicos. Se continúan adoptando medidas para hacer más completo este informe bienal y garantizar una recopilación más uniforme de los datos. Para apoyar esta actividad, se han preparado dos

* (WOCA) World Outside the Centrally-planned Economies Area.

** Las actividades del OIEA en esta esfera se han centrado en la actualización de la información sobre los recursos y el suministro de materiales nucleares (principalmente de uranio) y en recopilar, evaluar e informar sobre geología, exploración y producción del uranio. Entre los Informes Técnicos del OIEA publicados están *Uranium Evaluation and Mining Techniques* (1980), *Uranium in the Pine Creek Geosyncline* (1980), *Uranium Deposits in Latin America* (1981), *Uranium Exploration Case Histories* (1981), *Vein-Type and Similar Uranium Deposits in Rocks Younger than Proterozoic* (1982), *Uranium Exploration in Wet Tropical Environments* (1983), y *Geology and Metallogenesis of Uranium Deposits of South America* (1984). Además, se editó un Informe Técnico sobre *Remote Sensing in Uranium Exploration* (1981) y un Manual sobre *Borehole Logging for Uranium Exploration* (1982).

Figura 1. Requerimientos anuales de uranio para reactores y capacidad de producción de uranio a partir de recursos conocidos* (1985-2025)



* Apoyados por recursos conocidos (recursos razonablemente asegurados y recursos adicionalmente estimados) recuperables a costos de 130 dólares de EE.UU. por kilogramo de uranio, o menos.

manuales: uno abarca la estimación de las capacidades de producción y el otro la estimación de las reservas del mineral.

Además de la información actual sobre los recursos y la producción de uranio que ofrecen oficialmente los propios países, se incluye una estimación actualizada de los recursos especulativos de unos 182 países (véase el Cuadro 1). Las estimaciones anteriores datan de 1976-1977.

Respecto de las técnicas de exploración del uranio, el OIEA está preparando actualmente un manual sobre la prospección geoquímica y se han adoptado disposiciones para preparar referencias para el ensayo de materiales nucleares con radiaciones gamma. Se han obtenido programas de computación para el Sistema de Análisis Geoquímico (GAS)* para grandes computadoras y se estaban preparando para distribuirlos en 1984. En ese mismo año también apareció un sistema conexo para microcomputadoras (MICROGAS).

Continúa asimismo el trabajo en el Sistema internacional de información sobre geología del uranio (INTURGEO)** computadorizado, que almacena información sobre geología y yacimientos de uranio y sobre estadísticas nacionales de uranio, con información sobre la existencia de uranio en África, Asia y América del Norte y del Sur. Se desarrolló soporte lógico para la cartografía y otros gráficos con el fin de facilitar la presentación de los datos y el diseño del sistema se puso a disposición de los Estados Miembros interesados.

* (GAS) Geochemical Analysis System.

** (INTURGEO) International Uranium Geology Information System.

Cuadro 1. Recursos especulativos de uranio (millones de toneladas)

	Número de países	Rango total		Rango más probable	
		Bajo	Alto	Bajo	Alto
África	50	1,3	4,6	2,6	3,5
América del Norte	3	1,8	2,9	2,1	2,4
América del Sur y Central	40	0,7	1,8	1,0	1,3
Asia y Lejano Oriente*	37	0,3	1,6	0,5	0,8
Australia y Oceanía	17	2,0	4,0	3,0	3,5
Europa occidental	22	0,3	1,1	0,4	0,6
Total MEAC**	169	6,4	16,0	9,6	12,1
PEPC***	13	3,3	8,4	5,2	6,5

* Excluidas la República Popular de China y la parte oriental de la URSS.

** Sin contar los países con economía de planificación centralizada (WOCA).

*** El potencial de los países con economía de planificación centralizada que se ofrece es el potencial total estimado e incluye un elemento de "recursos razonablemente asegurados" y "recursos adicionales estimados", aunque estos datos no estaban a la disposición del Grupo de Dirección.

Tratamiento y producción de materiales nucleares

En la esfera del tratamiento y la producción de los materiales nucleares*, la tecnología de la extracción del uranio ha alcanzado un estado de madurez. En los últimos años no ha habido ninguna innovación técnica de importancia, pero los procesos hidrometalúrgicos continúan perfeccionándose para mejorar su eficiencia y flexibilidad y disminuir sus costos y sus repercusiones sobre el medio ambiente.

Se han producido avances en el uso industrial de la lixiviación bajo presión y en el empleo de columnas pulsadas para la concentración y purificación de los licoros del uranio por extracción con solvente. Parece bastante prometedor el uso del ácido de Caro (H_2SO_5) como oxidante.

En estos momentos, la recuperación del uranio a partir de ácido fosfórico es marginalmente económica. Es necesario perfeccionar el proceso para hacerlo más competitivo. Se emprenden actividades para desarrollar nuevos extractantes, especialmente extractantes sólidos que reduzcan los requisitos del tratamiento previo y posterior del ácido.

Varios países desarrollan tratamiento para la recuperación del uranio a partir del carbón y de aguas naturales, incluida el agua de mar. Al parecer estos tratamientos no se desarrollan para competir en precio con el uranio obtenido de fuentes convencionales, sino para ponerle un tope a éste y proporcionar seguridad de suministro a largo plazo a los países con grandes programas de energía nucleoelectrica y recursos autóctonos de uranio sumamente limitados.

Muchos países en desarrollo están creando una industria nacional de tratamiento del uranio, o han expresado su intención de crearla.

Enriquecimiento del uranio. La situación del enriquecimiento del uranio es similar a la existente con el uranio natural: exceso de capacidad y suministro. La capacidad existente es de unos 42,6 millones de unidades de trabajo de separación (SWU) anuales, mientras que la demanda estimada para 1985 es de 25 millones de SWU anuales. Por lo tanto, la capacidad existente y planificada podrá atender los requerimientos futuros de uranio enriquecido durante muchos años.

El enriquecimiento a gran escala del uranio mediante el proceso de difusión gaseosa se realiza desde hace cuarenta años y es una tecnología establecida y bien desarrollada. Sin embargo, constituye un proceso muy costoso y en estos momentos encara la competencia de procesos más nuevos, especialmente la del proceso de separación por centrifugación gaseosa. Las centrales de difusión gaseosa que existen en varios países son todavía la principal fuente de uranio enriquecido, pero hay en explotación diversas centrifugas de gas.

* Las actividades del OIEA en esta esfera se han centrado en la recopilación, evaluación y difusión de información sobre la tecnología del tratamiento del mineral de uranio y la producción de combustible nuclear y materiales de reactores, en la compilación de datos básicos sobre las instalaciones del ciclo del combustible nuclear en todo el mundo y en proporcionar asesoría técnica a los Estados Miembros sobre tecnología del combustible nuclear.

Las plantas de difusión gaseosa de los Estados Unidos son prácticamente las únicas plantas de carga básica del mundo entero, aunque la participación estadounidense en el mercado extranjero ha disminuido hasta el 35% del 100% que mantenía hace diez años. En 1983, la terminación de proyectos de perfeccionamiento elevó la capacidad de las plantas de los Estados Unidos a 27,3 millones de SWU anuales, mientras que los requerimientos de energía se reducían en el 23% aproximadamente.

Las dos primeras unidades de la planta de enriquecimiento por centrifugas de gas de Portsmouth, Ohio, están programadas para comenzar a operar en 1988-1989 con una capacidad de 2,2 millones de SWU anuales. Con veinte años de desarrollo y 2000 años-máquina de experiencia, el rendimiento y la fiabilidad de las centrifugas de gas están bien establecidas.

En Europa, la planta de Eurodif está ya en explotación y la planta de difusión gaseosa de Tricastin está completa y opera a la capacidad planificada de 10,8 millones de SWU al año. Es éste un logro de gran envergadura que hace de Eurodif un proveedor importante y da a Europa una notable independencia en el suministro de servicios de enriquecimiento.

El proyecto tripartita de Urenco también ha avanzado adecuadamente, con las plantas de centrifugas que operan en los Países Bajos y el Reino Unido y una tercera planta en proceso de planificación para la República Federal de Alemania. Urenco prevé la expansión de su capacidad a 2 millones de SWU al año para fines del decenio de 1980. Este arreglo tripartita ha funcionado bien y brinda un modelo para un fructífero proyecto nuclear multinacional en que participen los órganos estatales y la industria.

Han continuado con gran energía las actividades destinadas a perfeccionar la actual tecnología de enriquecimiento y a desarrollar otros nuevos procesos. El proceso de centrifuga de gas, aunque bien probado, todavía posee notables perspectivas de perfeccionamiento.

Los Estados Unidos han realizado grandes avances en el desarrollo de mejores máquinas que permiten un aumento del 50% de la capacidad; éstas se usarán en las futuras unidades de la planta por centrifuga. Estas centrifugas son de más de 25 pies de largo y operan a velocidades supercríticas. En el Japón, se presta creciente atención a la fabricación de centrifugas. El Japón necesitará 9,5 millones de SWU anuales para el año 2000 y prevé cubrir un mínimo de 3 millones de SWU anuales con plantas locales.

Hay otras tecnologías que se consideran con posibilidades para futuro uso comercial. El proceso francés de enriquecimiento químico, Chemex, ha alcanzado el estadio de operación de planta piloto. El proceso de separación por tobera, desarrollado en la República Federal de Alemania, también ha mostrado un considerable progreso. En el Brasil se construye una planta piloto y hay planificada una planta de exhibición de 300 000 SWU de capacidad.

Para ellas se necesitan toberas muy pequeñas, por lo que se han desarrollado técnicas especiales de fabricación. Las toberas se ensamblan como pastillas en tubos formando etapas. Continúa también el trabajo en la

Cuadro 2. Plantas que fabrican combustible comercial

País	Planta	Capacidad (toneladas/año)	Tipos de combustibles fabricados
Alemania, República Federal de	RBU	850	PWR, BWR & HWR
	Exxon, Lingen	200	PWR, BWR
Bélgica	FBFC, Dessel	400	PWR & BWR
Canadá	CGE	600	HWR
	W Canadá	500	HWR
	C-E Canadá	230	HWR
Estados Unidos de América	B & W	375	PWR
	C-E	265	PWR
	ENC	600	BWR & PWR
	GE	1100	BWR
	W	800	PWR
Francia	FBFC, Romans	600	PWR
	CFC, Pierrelatte	500	PWR
	BNFL	100	BWR & PWR
Gran Bretaña	BNFL	100	BWR & PWR
India	DAE	135	HWR & BWR
Italia	Agip		
	Nucleare	200	BWR & PWR
Japón	JNF	480	BWR
	MNF	460	PWR
	NFI	50	BWR & PWR
Suecia	ASEA- ATOM	330	BWR & PWR
Unión Soviética	Comité Estatel	700	PWR & BWR

tecnología del laser, la cual, cuando se encuentre a punto, se espera que brinde el proceso más económico de enriquecimiento.

Fabricación de combustible nuclear

La mayor parte de los reactores de potencia en explotación en el mundo (cerca del 90%) son refrigerados por agua y emplean dióxido de uranio como combustible. Once países fabrican combustible nuclear para uso comercial desde hace ya bastante tiempo (véase Cuadro 2).

Varios otros Estados están desarrollando la tecnología de fabricación y ejecutan diversos proyectos de investigación y desarrollo. Los procesos de fabricación que se emplean son muy similares en la mayoría de las plantas, aunque existen requisitos especiales para los diversos tipos de combustible.

Prácticamente todos los conjuntos combustibles de los reactores de potencia existentes están compuestos por barras combustibles de dióxido de uranio en una envoltura de aleación de circonio. La geometría de las barras y los conjuntos combustibles varía, pero los rasgos físicos y mecánicos son bastante parecidos. Los distintos fabricantes pueden tener enfoques organizativos y técnicos diferentes de la garantía y el control de la calidad. Además, varios países en desarrollo están entrando en el grupo de los proveedores y construyen sus propias instalaciones de fabricación de combustible nuclear. Entre ellos está la Argentina, el Brasil, la República de Corea y Rumania.

La experiencia que se ha obtenido en la fabricación de combustible muestra muy pocas fallas del combustible y un perfeccionamiento continuo de su fiabilidad. Se han estudiado en detalle los problemas de la hidridización, de la densificación del dióxido de uranio, del desgaste, de la interacción pastilla-vaina. Mediante cambios en las especificaciones y mejores técnicas de control de la calidad y la fabricación se ha obtenido un mayor perfeccionamiento.

Los estrictos procedimientos de garantía y control de la calidad han contribuido de manera significativa a la alta fiabilidad del combustible actual y la experiencia pasada conduce a una situación satisfactoria en cuanto a la fiabilidad del comportamiento del combustible en condiciones de explotación. Las actividades desarrolladas por las compañías de servicios públicos, la industria y la investigación para buscar remedios a los defectos iniciales han sido mayormente satisfactorias.

En las condiciones de explotación prevalecientes y con los actuales quemados de descarga, es posible obtener una tasa promedio de fallas del orden del 0,01% de barras defectuosas por reactor-año. Se realizan trabajos de investigación y desarrollo con el fin de perfeccionar la utilización del combustible (prolongar el quemado) y el modo de operación con seguimiento de carga, emplear el plutonio en los reactores térmicos y estudiar la posibilidad de reconstrucción de conjuntos combustibles defectuosos.

El perfeccionamiento de la utilización del combustible en los reactores refrigerados por agua puede lograrse de

Cuadro 3. Instalaciones para el almacenamiento de combustible irradiado fuera de los reactores

País	Nombre de la planta/ emplazamiento	Dueño	Situación	Apertura	Tipo de combustible	Capacidad de		Almacenamiento actual	Capacidad planificada (año)	
						diseño actual	(toneladas de metal pesado)			
Alemania, República Federal de	Ahaus Gorleben	DWK/STEAG DWK	Planificada En construcción	1985	LWR				1500	
				1983	LWR				1500	
Bélgica	Dessel-Mol	Eurochemic State*	Congelada Planificada		PWR PWR				380(1987)*	
Canadá	Whiteshell	AECL	Explotación	1974	OCR	11,1	10,2		**	
Estados Unidos	West Valley	Estado de Nueva York GE	Explotación Explotación	1966	LWR	250	165			
				1971	LWR	700	350			
					LWR					400
Francia	La Hague	COGEMA	Explotación	1967	GCR	400			+2000 (1983)	
				1975	LWR	4000			+2000 (1987)	
Reino Unido	DNPd, Thurso Windscale B30 Windscale B27 Windscale Pond 4 Windscale Pond 5	UKAEA BNFL BNFL BNFL BNFL	Explotación Explotación Explotación Licencia En construcción	1960	MTR U/AI	***				
				1960	MAGNOX	1500				
				1968	LWR	2300				
				1980	AGR	550				
				1983	MAGNOX	550				1000(1983) 510(1984)
					AGR					1500(1987)
Suecia	Simpevarp	SNFSC	En construcción	1985	LWR				3000(1985)	

* Según decisión parlamentaria.

** Almacenamiento en seco a solicitud.

*** 700 conjuntos.

dos formas paralelas: cambiando las estrategias de la gestión del combustible o perfeccionando las propiedades mecánicas y metalúrgicas del combustible. Las actividades de investigación y desarrollo se centran en problemas tales como el escape de gases de fisión, la corrosión del revestimiento de circonio por agua, la estabilidad dimensional, la interacción pastilla-vaina y el mayor uso de los venenos quemables. La mayoría de estos problemas no son nuevos, pero antes de que se conceda la licencia es necesario comprobar el comportamiento del combustible por medio de experimentos bajo las condiciones que se prevén. Los modelos y códigos computadorizados para el análisis del comportamiento del combustible han demostrado su utilidad en el desarrollo de los nuevos diseños.

La aplicación de estas mejoras no presenta dificultades insalvables. Sin embargo, debido a la naturaleza del trabajo —la duración del tiempo de irradiación, la necesidad de comprobar cuidadosamente los aspectos de seguridad, las demoras relacionadas con las adquisiciones industriales— no se espera obtener antes del próximo decenio el beneficio pleno del perfeccionamiento logrado en la utilización del combustible.

Las innovaciones que se han producido en la tecnología del combustible requerirán nuevas medidas de seguridad y control de la calidad, las que también garantizarían normas de seguridad más elevadas para la operación del combustible.*

Gestión del combustible irradiado

También se ha obtenido una importante experiencia con la etapa final del ciclo del combustible nuclear (almacenamiento, transportación y elaboración). En la actualidad, gran parte del combustible nuclear irradiado se almacena en piscinas de agua de los reactores, mientras que una parte menor del combustible irradiado se encuentra en piscinas de agua en las plantas de reelaboración o en sitios de almacenamiento fuera del reactor (véase el Cuadro 3). Recientemente, en Gorleben, República Federal de Alemania, se ha puesto en servicio la primera instalación comercial para el almacenamiento en seco de combustible en forma de óxido.

Soló se ha reelaborado una pequeña cantidad del combustible irradiado. Incluso cuando las plantas de

* La actividad del OIEA en la esfera de la fabricación de combustible nuclear incluye la recopilación, evaluación e intercambio de información sobre la fabricación de barras combustibles de reactores de agua, con énfasis particular en la mejor utilización del combustible (la ampliación del quemado) y el comportamiento y fiabilidad de las barras combustibles.

Por medio del Grupo internacional de trabajo sobre tecnología y rendimiento del combustible en los reactores de agua (GITTRC) y de sus reuniones de especialistas se hizo un examen de la química interna de las barras combustibles, del comportamiento del combustible en condiciones de subida en rampa de la potencia y de ciclado de la potencia, del rendimiento de las barras combustibles y el modelado de la liberación de gases de fisión, de la interacción pastilla-vaina en reactores de agua, del quemado elevado en combustibles de reactores de agua y de la interacción refrigerante-vaina. Se editaron documentos técnicos sobre las técnicas de examen después de

la irradiación y sobre la utilización de combustibles en forma de partículas en diversas concepciones de reactores.

En 1983 se organizó un seminario regional sobre la fabricación y el control del combustible de reactores de agua pesada y en 1984 se celebró otro sobre el equipamiento de manipulación a distancia para instalaciones del ciclo del combustible nuclear.

En 1983 se editó una guía sobre el control de calidad del combustible para reactores de agua y en 1984 se realizó un seminario sobre el mismo tema.

Tres programas coordinados de investigación se encuentran en diferentes fases de desarrollo: D-Com (Desarrollo de modelos de computación para el comportamiento de las barras combustibles en los reactores de agua), CCI (Investigación de la interacción barra combustible-vaina con refrigerante de agua en los reactores de potencia) y ED-WARF (Metodología de examen y documentación para combustibles de reactores de agua).

reelaboración se encuentren en pleno funcionamiento, una gran parte del combustible irradiado no se reelaborará durante algún tiempo y deberá almacenarse. Por ejemplo, hasta 1990, en Europa no podrá reelaborarse más de 6500 MtU de combustible tipo óxido y para entonces se habrá acumulado un inventario de unas 10 800 MtU de combustible no reelaborado.

La ampliación de las capacidades de almacenamiento y reelaboración en el emplazamiento, así como las instalaciones centralizadas de almacenamiento solucionará en un futuro cercano los problemas de almacenamiento del combustible irradiado. Pero, al propio tiempo, el almacenamiento durante un tiempo prolongado del combustible nuclear irradiado requiere un comportamiento fiable del combustible (especialmente la integridad del revestimiento del combustible), aun después de haber sido descargado del reactor. Aunque el medio de almacenamiento es menos hostil que el existente en el circuito del reactor, el tiempo de almacenamiento es significativamente mayor. Es necesario un trabajo adicional de investigación y desarrollo para comprobar la fiabilidad y seguridad del almacenamiento durante largos períodos.

En la esfera de la transportación, el movimiento del combustible desde las centrales nucleares hacia las plantas de reelaboración y los lugares de almacenamiento constituye un nuevo tipo de labor. Se crearon sistemas de transportación en medios seco y líquido y el transporte se realiza por carretera, ferrocarril y por el mar, de acuerdo con regulaciones internacionales. Durante un período de unos 30 años, en la transportación del combustible irradiado no se ha registrado un solo incidente que haya provocado exposiciones importantes del personal o del público.

En la esfera de la reelaboración se ha creado un proceso químico probado, que se basa en la tecnología de separación por extracción con solvente Purex. La experiencia obtenida en la reelaboración del combustible metálico y de tipo óxido ha confirmado la fiabilidad y seguridad de esta tecnología. Las repercusiones de la reelaboración sobre el medio ambiente carecen de importancia. Las plantas de reelaboración que se encuentran en funcionamiento están situadas en algunos países europeos, así como en la India y el Japón, y sus capacidades existentes y planificadas son sustancialmente menores que las acumulaciones actuales de combustible irradiado.

Los países que poseen recursos limitados de uranio piensan que la reelaboración del combustible irradiado y el reciclado del material fisionable (plutonio y uranio) en los reactores refrigerados por agua podrían reducir su dependencia del uranio importado. Los reactores rápidos alimentados con combustible de plutonio se

consideran la mejor perspectiva para una contribución sustancial y duradera a los suministros energéticos mundiales.*

Cooperación internacional

La cooperación multinacional en la esfera nuclear cobra importancia y confiere mayor relieve al papel del OIEA como única organización capaz de recopilar y evaluar información y proporcionar apoyo a un gran número de Estados Miembros en el campo de los materiales nucleares y la tecnología del ciclo del combustible nuclear.

Desde 1980 a 1984, el OIEA ha contribuido a la ejecución de proyectos de cooperación técnica para la exploración del uranio en 41 países de África, Asia, Europa y América del Sur. El número de proyectos apoyados fue de 30 a 40 al año, de los cuales de 6 a 10 han sido proyectos de gran escala financiados por el Programa de las Naciones Unidas para el Desarrollo (PNUD). El presupuesto total anual de estos proyectos es del orden de los dos millones de dólares de EE.UU.

En la esfera del combustible nuclear, en años recientes se ha brindado ayuda a países como Egipto, Indonesia, México, la República de Corea y Rumania. La garantía y el control de la calidad es uno de los aspectos más importantes del programa de asistencia técnica.

En la actualidad, el OIEA apoya el trabajo del Comité para Asegurar los Suministros en lo referente a los materiales y combustibles nucleares y los servicios del ciclo del combustible nuclear. El suministro garantizado de combustible para reactores es muy importante para muchos países en desarrollo.

A pesar de que varios países están desarrollando sus propias capacidades de producción, muchos dependerán aún de otros países. Para garantizar un suministro seguro de combustible, a muchos países les interesa diversificar sus fuentes de suministro. En esta situación, se hacen muy necesarios el aseguramiento del suministro de combustible, la normalización de la tecnología de fabricación de combustible y los programas de control de calidad. Todo esto sólo puede lograrse con una amplia cooperación.

El OIEA continuará sus programas en la esfera del ciclo del combustible nuclear, con especial atención al perfeccionamiento de la tecnología del ciclo del combustible y al rendimiento y la seguridad del combustible. La importancia del programa crecerá a medida que un mayor número de países inicien la utilización de la energía nuclear para la generación de electricidad y para otros usos pacíficos y necesiten garantías de suministro de materiales y combustible nucleares y servicios del ciclo del combustible nuclear.

* Las actividades del Organismo en esta esfera se concentran en los aspectos técnicos de la gestión del combustible irradiado de varios tipos de reactores. Continúa la recopilación y evaluación de información sobre las opciones de almacenamiento a plazo corto, mediano y largo, así como sobre las tecnologías de transporte, reelaboración y reciclado.

Los resultados del estudio mundial sobre el almacenamiento de combustible irradiado de reactores de agua en piscinas de agua se publicaron en 1982 en el número 218 de la Colección de Informes Técnicos.

Recientemente se publicó una guía sobre el almacenamiento de combustible irradiado, en el número 240 de la Colección de Informes Técnicos, que contiene los siguientes temas: Tecnología de almacenamiento de combustible irradiado en medios seco y líquido, transporte de combustible irradiado, economía del almacenamiento del combustible irradiado, disposiciones institucionales, salvaguardias internacionales, criterios de evaluación y cooperación multinacional. Continúan las actividades para resumir la experiencia mundial en la esfera del almacenamiento del combustible nuclear en medio seco.