

Gestión del combustible irradiado

por I.L. Rybalchenko y J.P. Colton*

El ciclo del combustible de los reactores de agua ligera (LWR) se ha basado siempre en el supuesto de que el combustible irradiado permanecería de uno a tres años en las piscinas de almacenamiento de los reactores antes de ser reelaborado. En el ciclo del combustible de los reactores reproductores rápidos (FBR) solo se requiere una capacidad limitada de almacenamiento, ya que la pronta reelaboración para recuperar el nuevo material fisionable "criado" en el reactor es un elemento esencial de este ciclo. En cambio, el combustible irradiado de los reactores de agua pesada (HWR) Candu se destinó desde un principio a ser almacenado permanentemente y no reelaborado.

En algunos Estados se ha demorado la puesta en práctica de la reelaboración del combustible de los LWR, pues se han planteado cuestiones acerca de las tecnologías, la economía de la industria nuclear, la elección del ciclo del combustible y los aspectos políticos de la no proliferación. Como resultado de haber aumentado la necesidad de almacenamiento prolongado del combustible irradiado de los LWR, y de estarse examinando la posibilidad de reciclar el combustible irradiado de los HWR, los métodos para el almacenamiento provisional del combustible irradiado y para su posible reciclado son objeto de nuevos estudios.

Producción de combustible irradiado

De las previsiones sobre la producción de combustible irradiado y la capacidad de almacenamiento y reelaboración, realizadas en el plano mundial y regional, se desprende que no es de esperar ningún problema importante hasta 1990. Sin embargo, una comparación regional o global no refleja la situación real en un país determinado porque el combustible irradiado no puede por lo general repartirse libremente entre los lugares disponibles de almacenamiento. Gran parte de la capacidad de almacenamiento se encuentra en los reactores recientemente construidos, mientras que se necesita en los reactores que llevan funcionando cierto tiempo y han llenado sus piscinas de almacenamiento. Por lo tanto, algunos países y compañías de electricidad no tendrán capacidad suficiente y habrá que recurrir a otros planes o técnicas — transporte a instalaciones de almacenamiento de otros emplazamientos de reactores o a instalaciones situadas fuera de los emplazamientos de reactores, almacenamiento en cofres, capas dobles de combustible irradiado, etc.

Es probable que se planteen problemas durante el período 1990–2000. En la Fig.1 se representan los datos que posee el Organismo, resultantes del estudio

* El Sr. Rybalchenko es Jefe de la Sección de Materiales Nucleares y de Tecnología del Ciclo del Combustible de la División del Ciclo del Combustible Nuclear del Organismo. El Sr. Colton pertenece a la Sección de Materiales Nucleares y de Tecnología del Ciclo del Combustible.

"Evaluación internacional del ciclo del combustible nuclear" (INFCE) y del estudio "Gestión internacional del combustible irradiado". El gráfico no incluye las cifras de los países del CAEM. Sin embargo en estos países se ha decidido también prolongar el almacenamiento del combustible irradiado en espera de su reelaboración comercial, y crear capacidad adicional de almacenamiento por un período de 10 años. El motivo es la demora en la ejecución del programa de los FBR, para los que es necesario el plutonio del combustible irradiado de los LWR [1].

De los datos se deduce que los problemas pueden estar resueltos a nivel regional hasta 1990, mientras que los datos para el año 2000 indican que deben explorarse alternativas importantes al almacenamiento. Debido a la falta de nuevos reactores, la capacidad de almacenamiento en el emplazamiento de los reactores (EER) permanece en general estable, mientras que continúa produciéndose combustible agotado. Esto quiere decir que las necesidades adicionales tendrán que atenderse almacenándolo fuera de dicho emplazamiento, así como recurriendo a la reelaboración o la evacuación. Los estudios efectuados indican que, incluso si las plantas de reelaboración proyectadas entran en servicio en las fechas previstas, existirá un importante volumen de combustible que será preciso almacenar o evacuar.

Las tecnologías de almacenamiento y reelaboración varían, ya que los combustibles procedentes de los diferentes tipos de reactores poseen características distintas. La longitud de un elemento combustible de un LWR es de cuatro a seis metros, mientras que el combustible de los reactores Candu tiene 0,5 m de largo. Un conjunto combustible de un LWR pesa de 700 a 800 kg en el caso de los reactores de agua a presión (PWR), de 200 a 300 kg en el caso de los reactores de agua en ebullición (BWR), y unos 25 kg en el de los reactores Candu. Los elementos combustibles de los FBR tendrán muy probablemente de 4 a 5 metros de largo y pesarán 560 kg. En el diseño actual de los grandes reactores se prevé para el combustible de los PWR un quemado de 33 000 MW/día (térmicos) por tonelada métrica (MWd/t), a una potencia específica de 36 MW/t, para el combustible de los BWR un quemado de 27 500 MWd/t, a una potencia específica de 22 MW/t, y para el combustible de los HWR un quemado de 7500 MWd/t, con una potencia específica de 15,2 MW/t. El quemado del combustible de los FBR se prevé que será de 50 a 100 000 MWd/t, con una potencia específica de 95 MW/t, aproximadamente [2].

La irradiación y la fisión en el reactor producen un cambio en el contenido de las agujas de combustible, cambio que representa la Fig. 2 [3]. La desintegración radiactiva por emisión de partículas alfa y beta del núcleo, y la emisión de rayos gamma, generan calor en los conjuntos combustibles irradiados. Como ejemplo,

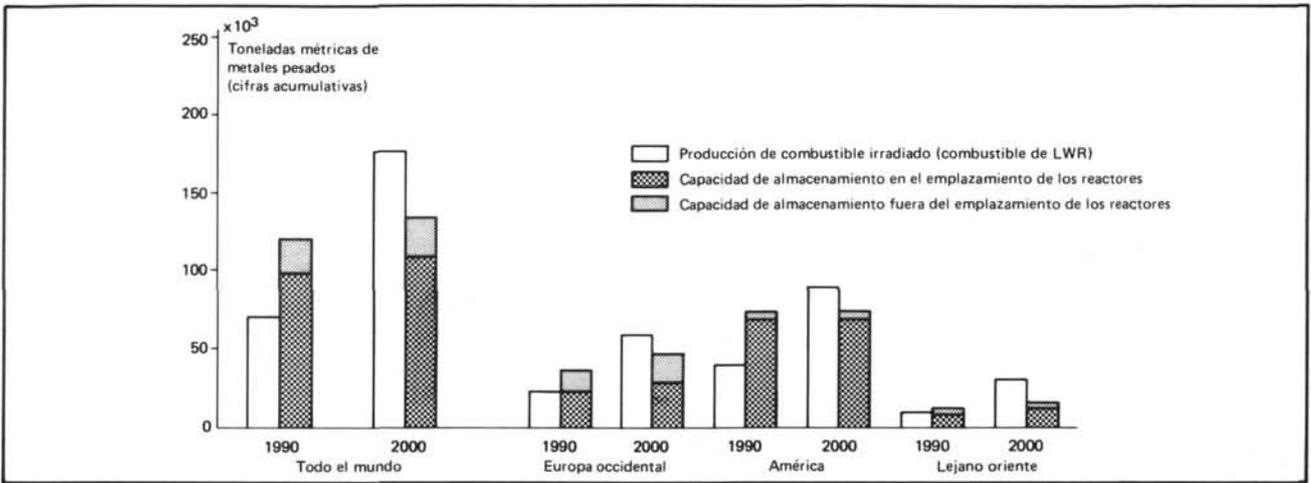


Figura 1. Previsiones de la producción de combustible irradiado de LWR y de la capacidad de almacenamiento hasta el año 2000.

El calor generado en el combustible irradiado en un reactor hasta 25 000 MWd/t, a una potencia específica de 35 MW/t, disminuye de una potencia térmica de 100 kW/t, tras 10 días de enfriamiento, a menos de 1 kW/t, cuando el combustible se aproxima a los 100 días de enfriamiento. Los gases de fisión retenidos en la vaina pueden ser peligrosos si en ésta se produce un agujero por el que puedan escapar. El calor, la posible contaminación radiactiva del aire y el agua y las medidas contra la criticidad son los principales puntos a considerar en el diseño y construcción de cualquier tipo de instalación de almacenamiento.

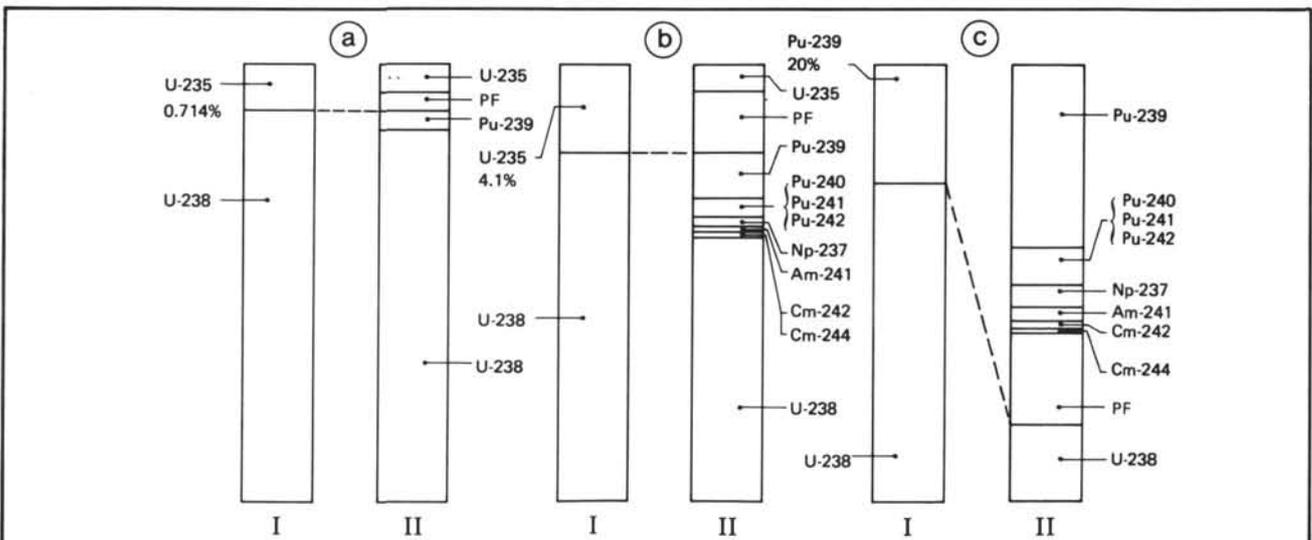
de piscinas, ha puesto de manifiesto que éstas empezaron a funcionar en 1947 y que desde entonces no se ha producido ningún escape significativo al medio ambiente ni ninguna exposición apreciable del personal. Las piscinas de almacenamiento bajo agua en el emplazamiento de un reactor no solamente permiten disponer de tiempo suficiente para el enfriamiento y la desintegración que necesita el combustible irradiado antes de ser transportado para su reelaboración o evacuación, sino que también permiten la descarga del núcleo completo del reactor en caso de que sea necesario inspeccionar este último. Por lo tanto, dando por supuesto que el combustible irradiado se enviaría para su reelaboración en el plazo de uno a tres años, se previó inicialmente espacio para una descarga del núcleo completo además de una a tres recargas anuales (una recarga anual representa normalmente del 25 al 35% del núcleo completo). El concepto de almacenamiento prolongado no se previó en las etapas iniciales del ciclo del combustible, por lo que no se había

Almacenamiento del combustible irradiado

El combustible agotado se viene almacenando sin problemas en piscinas de agua desde hace mucho tiempo: más de 20 años, con bajo grado de quemado y más de 10 años, con alto grado de quemado [2]. Una encuesta reciente realizada por el Organismo entre los explotadores

Figura 2. Cambio de la composición del combustible tras la irradiación en un reactor.

- I - Antes de la irradiación
- II - Después de la irradiación
- A - Reactor térmico con combustible de uranio natural
- B - Reactor térmico con combustible de uranio enriquecido
- C - Reactor rápido con combustible de plutonio
- PF - Productos de fisión.



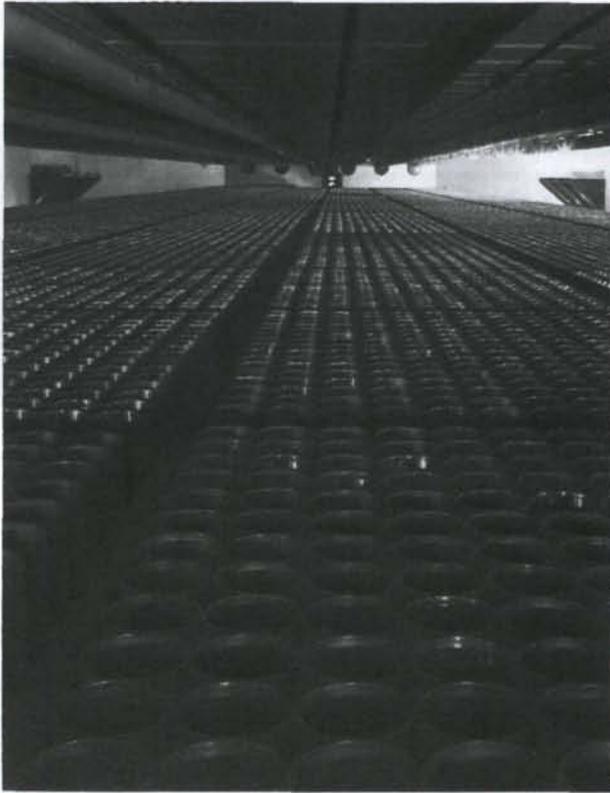


Figura 3a. Cámara subterránea de almacenamiento en seco del combustible irradiado del reactor refrigerado por gas, de Wylfa, Inglaterra.

investigado con detenimiento. Sin embargo, al ponerse de manifiesto la necesidad de períodos más largos de almacenamiento, muchos países empezaron a investigar activamente diversas técnicas de almacenamiento provisional de combustible irradiado.

Debido a las demoras antes mencionadas, resultó claro que el aumento de la capacidad de almacenamiento en el emplazamiento de los reactores sería la solución más rápida del problema. Primeramente, dicha capacidad se aumentó con un almacenamiento más denso (compactación): montando en el espacio no utilizado bastidores adicionales de almacenamiento, modificando los bastidores existentes para permitir una menor separación, y utilizando materiales absorbentes de neutrones con el mismo fin.

Una segunda forma de modificar las piscinas EER existentes es la disposición de los elementos combustibles en capas dobles. Puesto que la mayor parte de las piscinas son lo suficientemente profundas para que los elementos combustibles puedan insertarse en los bastidores de almacenamiento por la parte superior, existe espacio bastante para una segunda capa con entrada por un lado.

Dada la forma en que están diseñados los HWR y los LWR, es dudoso que para el almacenamiento EER pueda considerarse una solución distinta de una piscina. Actualmente se está investigando la posibilidad de una mayor compactación del combustible en las piscinas por desmontaje de los elementos combustibles y almacenamiento de las barras combustibles en forma muy densa (véase el Cuadro 1) [4].

Para el almacenamiento prolongado de combustible irradiado, las técnicas en seco parecen tener ciertas ventajas sobre las piscinas. Por lo tanto, si las decisiones nacionales requieren una mayor capacidad de almacenamiento provisional, parece que el almacenamiento en seco será una opción preferente. Se están estudiando diversas concepciones de almacenamiento en seco y, en unos pocos casos, se están utilizando realmente para almacenar combustible irradiado. Aunque el almacenamiento en seco no se ha desarrollado ni utilizado en la misma medida que el almacenamiento en medio líquido, se emplea para algunos combustibles de HWR, LWR y GCR. Se ha adquirido experiencia con el combustible de Peach Bottom y Fort St. Vrain en los Estados Unidos y con el del reactor refrigerado por gas Wylfa, del Reino Unido. En Marcoule (Francia), existe otra gran cámara subterránea de enfriamiento forzado para recipientes de desechos de alta actividad. Actualmente se están efectuando ensayos en los Estados Unidos con conjuntos combustible reales de LWR, utilizando diversas técnicas de almacenamiento en seco [4, 5]. Los canadienses están investigando el empleo del almacenamiento en seco para el combustible irradiado de HWR [6]. Al parecer, el almacenamiento en instalaciones en seco pudiera ser la fase final de la gestión del combustible irradiado de los reactores Candu hasta que se adopte la decisión final de reelaborar o evacuar el combustible.

Se están investigando ahora varias técnicas diferentes de almacenamiento en seco: en arcones, en formaciones geológicas (rocas duras), en cámaras subterráneas (con enfriamiento por convección y por conducción), en cofres de hormigón y en cofres de transporte. Al parecer, la mayoría de los Estados Miembros interesados en las técnicas en seco sólo están estudiando seriamente el empleo de cámaras subterráneas y de cofres de transporte para el almacenamiento provisional.

Los dos tipos de almacenamiento en cámaras subterráneas que se están estudiando son los de enfriamiento por convección y por conducción. Se está examinando la circulación forzada de aire con soplates,

Cuadro 1. Concepciones avanzadas de renovación de bastidores (combustible de LWR)

Situación	Concepción de renovación de bastidores	Densidad de almacenamiento (TMMP/pie ²)*
En uso acualmente	Bastidores sin veneno	0,39
En uso actualmente	Bastidores con veneno	0,52
Concepción avanzada	Almacenamiento con placas absorbentes de varias capas	0,66
Concepción avanzada	Almacenamiento en recipientes rellenos de bolitas absorbentes	0,78
Concepción avanzada	Bastidores superpuestos	0,78
Concepción avanzada	Almacenamiento denso de conjuntos combustibles	0,94
Concepción avanzada	Almacenamiento de agujas de combustible	1,07

* Toneladas métricas de metales pesados por pie cuadrado.

conductos de ventilación y filtros, así como el enfriamiento pasivo fundado en la convección natural originada por el calor de desintegración de los elementos combustibles. La estructura básica necesaria para la protección radiológica y del medio ambiente parece ser la misma para los dos tipos de cámaras. La modalidad pasiva requiere menos actividades de mantenimiento. La Fig. 3 muestra dos cámaras enfriadas por aire, actualmente en funcionamiento.

Una reciente innovación es el empleo de cofres de transporte, aprovechando así la experiencia adquirida en el transporte de elementos combustibles irradiados. La modalidad desarrollada en la República Federal de Alemania se basa en la fabricación de una unidad de transporte y de almacenamiento a largo plazo con mayor capacidad de acarreo, una estructura más ligera del cofre y menores gastos de construcción.

Tecnología de la reelaboración

El objetivo principal de la reelaboración es recuperar los materiales nucleares fisionables y fértiles no consumidos en el reactor, así como separar el plutonio y los elementos transplutónicos que se forman en el reactor como resultado de las reacciones nucleares. La composición radioquímica del combustible irradiado depende de su tiempo de permanencia en el reactor (grado de quemado del combustible) y de su composición inicial (Fig.1). La reelaboración química del combustible agotado se desarrolló, al principio, para recuperar el plutonio. Más tarde se aplicó la misma tecnología a la reelaboración a escala industrial del combustible de las centrales nucleares. Esta tecnología se basa en el proceso *Purex*, en el que el principal método de separación química es la extracción con disolventes, y que ha sido descrito detalladamente en muchas reuniones internacionales [8, 9, 10].

El resultado del proceso *Purex* son soluciones concentradas de nitrato de uranio, nitrato de plutonio y nitratos de productos de fisión. El nitrato de uranio se convierte en trióxido de uranio por desnitración y calcinación.

El trióxido de uranio puede tratarse con flúor para producir hexafluoruro de uranio, que se recicla en las plantas de enriquecimiento. El nitrato de plutonio se convierte en bióxido de plutonio cerámico para su reciclado en reactores térmicos o reactores reproductores rápidos.

La solución de desechos radiactivos que contiene nitratos de productos de fisión se evapora, luego se desnitra para reducir más su volumen y recuperar el ácido; a continuación, se calcina para producir una mezcla de óxidos que puede mezclarse con materiales vítreos para vitrificarse. Se considera que la vitrificación es la forma más fiable de preparar desechos de alta actividad para su evacuación.

Existen diferencias fundamentales en cuanto a las necesidades de reelaboración de los distintos ciclos del combustible, debidas a las diferentes características del combustible. El combustible irradiado de los reactores reproductores rápidos tiene un contenido más elevado de plutonio y de productos de fisión que el combustible de los reactores de neutrones térmicos. La concentración más elevada del plutonio produce complicaciones de criticidad que exigen un diseño diferente. El alto grado de

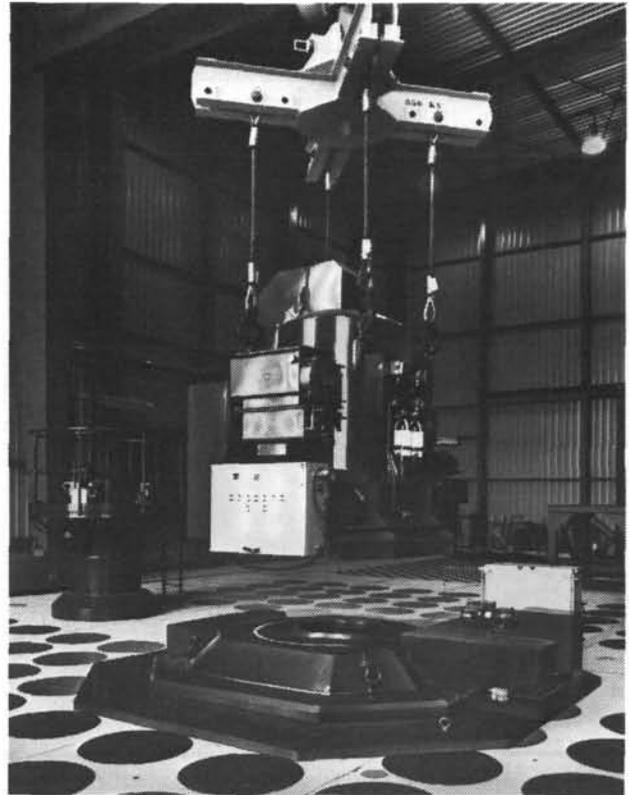


Figura 3b. Cámara subterránea de almacenamiento de recipientes de desechos vitrificados en Marcoule, Francia.

quemado y los cortos tiempos de enfriamiento hacen que la radiactividad y la potencia térmica específica del combustible irradiado sean muy elevadas. El pequeño diámetro de las agujas y la presencia de alambres de separación complica también las operaciones de troceado y disolución.

En el Cuadro 2 se exponen la situación actual y planes referentes a la reelaboración del combustible de los LWR en algunos países. Según demuestran las consideraciones técnicas y económicas, una planta industrial de reelaboración tiene una capacidad óptima de unas 1500 t/año [8]. Actualmente se estima que la capacidad de reelaboración necesaria para tratar el combustible irradiado generado por los reactores de potencia existentes pudiera ser de más de 3000 t/año. En el año 1990, con una potencia nuclear instalada que se prevé será de 400 GWe, la capacidad global de reelaboración debería ascender a unas 12 000 t/año. Según la información de que se dispone sobre las capacidades actuales y programadas de reelaboración, hoy día sólo se reelabora una pequeña cantidad del combustible irradiado e, incluso en 1990, cuando posiblemente estén en servicio varias grandes plantas industriales, permanecerá almacenada una parte importante de dicho combustible.

Las demoras en la reelaboración están relacionadas no solamente con los aspectos técnicos de la construcción de instalaciones de reelaboración o con las dificultades de realización de los FBR, sino también con los problemas políticos e institucionales de no proliferación. La INFCE y otros estudios sugieren que los problemas de las fases finales del ciclo del combustible pueden resolverse creando centros regionales o multinacionales para el ciclo

Ciclo del combustible nuclear

Cuadro 2. Instalaciones de reelaboración del combustible de LWR en algunos países

País	Nombre de la planta/ ubicación	Propietario	Situación	Capacidad actual (tone- ladas de metales pesados/año)	Ampliación/ capacidad programada (tone- ladas de metales pesados/año, hasta 1990)
Belgium	Dessel-Mol	Gobierno	Reconstrucción de la antigua planta de Eurochemic		60-300 [12]
Estados Unidos de América	Barnwell	AGNS	Construida, pero no puesta en servicio		[17]
Francia	La Hague/UP2	Cogema	En servicio	400	800 [13]
	La Hague/UP3	Cogema	En proyecto		800
	La Hague/UP3	Cogema	En proyecto		800
India	Tarapur	IAEC	En servicio	100	[14]
	Kalpakkam	IAEC	En proyecto		100
Japón	Tokai	PNC	En servicio	210	
	Segunda planta	JNFS	En proyecto		1 200 [15]
Reino Unido	Windscale	BNFL	En servicio	400	
	Windscale (Thorp)	BNFL	En proyecto		1 200 [16]
Rep. Fed. del Alemania	Karlsruhe	WAK	En servicio	16-35	
	Planta industrial	DWK	En proyecto		350

del combustible, inclusive instalaciones internacionales para el almacenamiento del combustible irradiado, su reelaboración, almacenamiento del plutonio y fabricación de combustible de óxidos mixtos (MOX).

Actividades internacionales

El Organismo viene trabajando en la gestión del combustible irradiado desde hace cinco años, patrocinando una serie de estudios y reuniones. El estudio sobre "Centros Regionales para el Ciclo del Combustible", y las reuniones consecutivas de consultores, señalaron que no se había adquirido suficiente experiencia referente al almacenamiento de combustible durante largos períodos de tiempo. El Organismo prestó apoyo y ayuda al Grupo de trabajo que, en el marco de la Evaluación internacional del ciclo del combustible se encargó de todos los aspectos de la gestión del combustible irradiado. Los estudios que actualmente patrocina el OIEA sobre el almacenamiento del combustible irradiado y el plutonio arrojarán sin duda nueva luz sobre esta cuestión.

El Organismo está evaluando la experiencia mundial adquirida hasta la fecha en el almacenamiento de combustible en piscinas. Se ha establecido un programa de investigaciones coordinadas para la vigilancia del combustible que lleva almacenado mucho tiempo, tanto en medio seco como en medio líquido. Recientemente se ha reunido un grupo asesor para examinar otras opciones de almacenamiento del combustible irradiado. El programa comprende la publicación en 1982 de una guía sobre el almacenamiento del combustible irradiado, y el patrocinio en 1983 de un seminario sobre los aspectos globales de la gestión del combustible irradiado — almacenamiento, transporte y reelaboración — y sus repercusiones desde el punto de vista de la economía, el medio ambiente, la seguridad y la no proliferación.

Referencias

- [1] V.M. Sedov, A.N. Kondratijev et al. *Hranenie otrabotavshego topliva na AES s reaktorami VVER — 440*. En: Actas del quinto simporio del CAEM sobre investigaciones relativas a la reelaboración del combustible irradiado y la gestión de desechos radiactivos, R.S. Checoslovaquia (abril de 1981).
- [2] INFCE, Informe del Grupo de trabajo 6, OIEA, Viena (1980).
- [3] B. Schevchenko *Chimicheskaja tehnologija obluchennogo jadernogo gorjuchego* Atomisdad (1971).
- [4] H. Patak *Spent fuel storage and transport technology* IAEA-ISFM/Sub A/15 (1980).
- [5] C. Ospina *Technical overview of intermediate dry storage of spent fuel*. Reunión de un Grupo Asesor del OIEA, Las Vegas, California, Estados Unidos de América (noviembre de 1980).
- [6] M. Ohya *Status of dry storage of irradiated fuel in Canada*. AECL, Las Vegas, Cal., Estados Unidos de América (noviembre de 1980).
- [7] *Storage of spent fuel in transport/storage casks* Keese, Anspach, Christ. Presentada en PATRAM-80, N° 10-14, Berlín.
- [8] Informe sobre el Estudio de los Centros regionales para el ciclo del combustible, OIEA (1976).
- [9] INFCE, Informe del Grupo de trabajo 4, OIEA, Viena (1980).
- [10] La energía nucleoelectrica y su ciclo del combustible, Actas de la Conferencia Internacional, Salzburgo, Austria, OIEA (1977).
- [11] J.B. Wright *Spent Fuel Dry Storage — a look at the past, present and future*. Fuel Cycle Conference 1981, Los Angeles (Estados Unidos de América) (marzo de 1981).
- [12] E. Detilleux *Prospects from the back-end of the fuel cycle in Belgium* Fuel Cycle for the 80s, Gatlinburg, Estados Unidos de América, (septiembre de 1980).
- [13] Informe anual de la Comisión de Energía Atómica de Francia (1979).
- [14] *Nuclear power in India* Nuclear News, (febrero de 1981).
- [15] K. Nakajima *Present status of nuclear fuel reprocessing in Japan* Proc. of the third Pacific Basin Conference, Mexico (febrero de 1981).
- [16] J. Tatlock, L.P. Shortis, N.R. Geary *Reprocessing in the United Kingdom* Fuel Cycle for the 80s, Gatlinburg, Estados Unidos de América, (septiembre de 1980).
- [17] *The future role of the Barnwell nuclear fuel plant* Fuel cycle Conference 1981, Los Angeles, Estados Unidos de América, (Marzo de 1981).