



Yigal RONEN es profesor de Ingeniería Nuclear en la Universidad Ben-Gurion, Beer-Sheva, Israel. El interés investigador del Dr. Ronen se centra en reactores avanzados y análisis de incertidumbre. Es editor científico de los libros «Handbook of Nuclear Reactor Calculations» y «Uncertainty Analysis», publicados por CRC Press. Su nuevo libro, «High converting water reactors», está en prensa actualmente. El Dr. Ronen es *Fellow* de la *American Nuclear Society* y miembro del consejo editor de «Nuclear Science and Engineering». Durante el cuatrienio 1983-87 fue presidente de la Sociedad Nuclear de Israel y suscribió el acuerdo de cooperación entre ésta y la Sociedad Nuclear Española. Actualmente desarrolla su actividad de año sabático en el Instituto de Fusión Nuclear (DENIM) de la UPM.

REACTORES CONVERTIDORES DE AGUA LIGERA

Y. RONEN

INTRODUCCION GENERAL

Los reactores de agua ligera (LWR) comúnmente usados presentan una razón de conversión baja, entre 0,5 y 0,6. Como consecuencia de este bajo valor de la razón de conversión, solamente alrededor del 2 % del mineral de uranio es utilizado en los reactores térmicos. Esta pobre utilización del combustible da pie a que se investiguen nuevos reactores que ofrezcan mejor utilización o explotación.

La constante de multiplicación infinita de un reactor puede escribirse como:

$$k_{\infty} = \frac{\bar{\nu} \Sigma_f (Fuel)}{\Sigma_a (Fuel)} \cdot \frac{\Sigma_a (Fuel)}{\Sigma_a (reactor)} \quad (1)$$

donde Σ es la sección eficaz media promediada con el espectro neutrónico. Por simplificación consideraremos un reactor cuyo combustible está constituido por Pu-239 y U-238. En este caso la ecuación anterior puede escribirse como:

$$k_{\infty} = \frac{\bar{\nu} \Sigma_f (239)}{\Sigma_a (239)} \cdot \frac{\Sigma_a (239)}{\Sigma_a (239) + \Sigma_a (238)} \cdot \frac{\Sigma_a (Fuel)}{\Sigma_a (reactor)} \cdot \epsilon \quad (2)$$

donde ϵ es el factor de fisión rápida del U-238. La razón de conversión puede aproximarse por la relación:

$$C. R. \approx \frac{\Sigma_c (238)}{\Sigma_a (239)} \quad (3)$$

Y el valor η puede asimismo aproximarse por:

$$\bar{\eta} (239) = \frac{\bar{\nu} \Sigma_f (239)}{\Sigma_a (239)} \quad (4)$$

Si la sección eficaz de fisión del U-238 resulta despreciable (aunque no se desprecie su efecto a través de ϵ), la ecuación (3) puede escribirse de la siguiente forma:

$$k_{\infty} \approx \bar{\eta} (239) \cdot \frac{1}{1 + C. R.} \cdot \frac{\Sigma_a (Fuel)}{\Sigma_a (reactor)} \cdot \epsilon \quad (5)$$

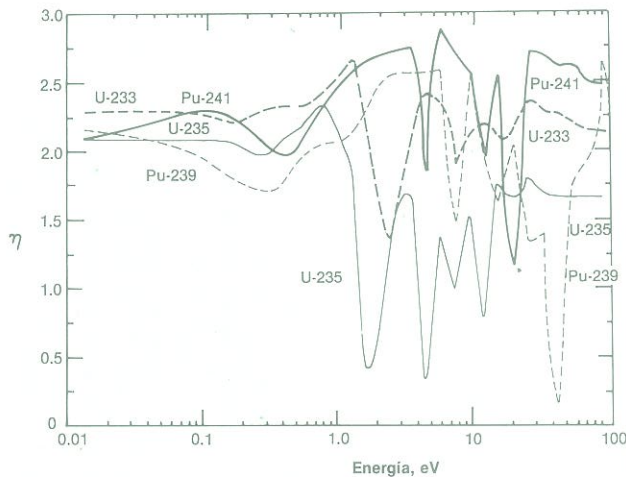
o equivalentemente:

$$C. R. \approx \frac{\bar{\eta} (239)}{k_{\infty}} \cdot \frac{\Sigma_a (Fuel)}{\Sigma_a (reactor)} \cdot \epsilon - 1 \quad (6)$$

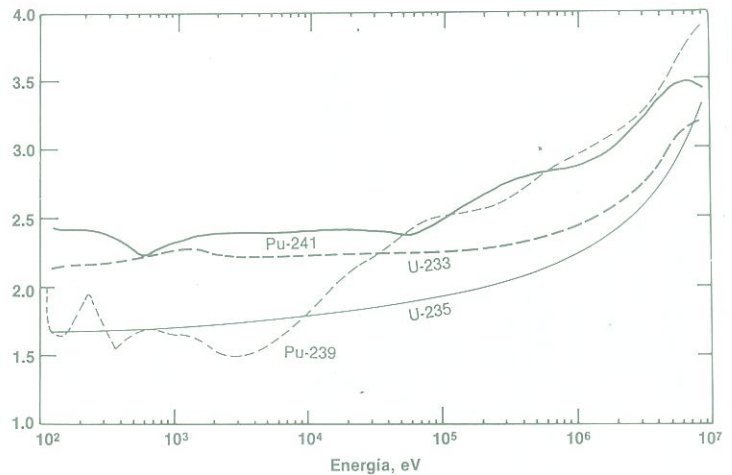
A partir de la ecuación 6 puede verse que para un k_{∞} dada, a un mayor valor de η le corresponde un mayor valor de la razón de conversión. La dependencia de η con la energía neutrónica para los diversos isótopos fisionables de importancia se muestra en las figuras I y II. De estas figuras pueden extraerse varias consecuencias:

- El valor medio de η en el espectro neutrónico es bajo para el U-235 y aún más bajo para el Pu-239.
- El valor de η para el U-233 es mayor que el del Pu-239 hasta un rango energético que alcanza 30 KeV. El valor de η para el U-233 es generalmente siempre algo mayor que el del U-235.
- Por encima de 10 keV aproximadamente el valor de η para el Pu-239 aumenta rápidamente.

Estos hechos son la base del desarrollo de los reactores rápidos LMFBR basados en el ciclo uranio-plutonio. En los reactores rápidos



FI Valores de η para los isótopos fisibles más importantes, rango de baja energía.



FII Valores de η de los isótopos fisionables significativos, en el rango de alta energía.

hay muy poca moderación y consecuentemente η y la razón de conversión son altas. Para este tipo de reactor, la razón de conversión incluso es superior a la unidad, y en este caso el reactor es reproductor. Sin embargo, los reactores LMFBR usan una tecnología de vanguardia no totalmente establecida, como consecuencia de lo cual son considerablemente caros.

Los reactores de agua ligera, y particularmente los PWR, presentan una tecnología muy desarrollada con una infraestructura industrial muy sólida. Estos reactores están comercialmente disponibles y además sus procedimientos de licencia están bien establecidos en muchos casos y por lo general han sido ya aceptados por el público. Todos estos argumentos apuntan la idea de desarrollar reactores basados en la tecnología LWR pero que presenten mejores características convertidoras.

Los argumentos anteriores, así como el deseo de utilizar las grandes cantidades de reservas de torio que están disponibles, conduce a la idea del desarrollo de los reactores de agua ligera convertidores basados en el ciclo torio U-233. Estos reactores, denominados LWBR, se describen en la sección siguiente de este artículo.

Este reactor se basa en los dos hechos siguientes: el valor de η es relativamente alto para el U-233, tal como se ha comentado respecto de las figuras I y II, y el valor de η es bastante constante con la energía del neutrón. Como resultado de estas circunstancias, la utilización masiva del combustible no necesita neutrones muy rápidos, y se puede utilizar agua ligera como refrigerante. Adicionalmente, el control mediante geometría variable puede utilizarse

de tal manera que los neutrones excedentes no sean perdidos en veneno neutrónico durante la vida del reactor.

Con objeto de incrementar la razón de conversión de los reactores de agua ligera basados en torio, A. Radkowski ⁽²⁾ sugirió el reemplazamiento de agua ligera por agua pesada. El incremento en la razón de conversión debido a este cambio se expone en la figura III.

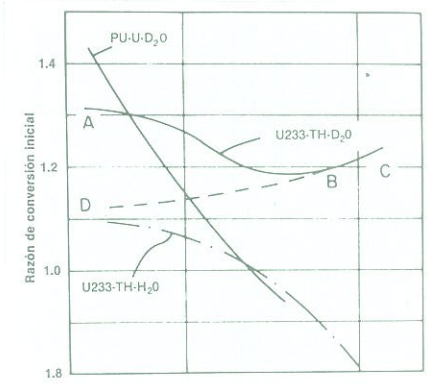
Aunque los reactores reproductores basados en el ciclo del torio tienen la ventaja de la utilización de este mineral, sin embargo presentan ciertas desventajas respecto de la tecnología de combustible. Mientras que la industria de producción de uranio está considerablemente desarrollada, no es este el caso para la extracción y beneficio del torio. Más aún, las instalaciones de reelaboración de plutonio en el ciclo del uranio están muchísimo mejor desarrolladas y de ellas se dispone comercialmente ya hoy día; sin embargo, este no es el caso para la reelaboración de torio irradiado. Como resultado de esta situación, se aprecian claras ventajas tanto desde el punto de vista tecnológico como económico para la utilización del ciclo uranio-plutonio. Los primeros artículos que sugirieron reactores convertidores basados en este ciclo fueron presentados por Edlund (3,4). La principal idea de estos artículos era la de endurecer el espectro neutrónico mediante la reducción de la cantidad de agua existente en el reactor, sin llegar a comprometer las condiciones de refrigeración. Se demostraba en estos artículos que podían llegarse a alcanzar razones de conversión de 0,9 manteniendo una suficientemente buena refrigeración del combustible. Aproximadamente hacia esas mis-

mas fechas aparecieron dos escuelas diversas respecto a la consideración de los reactores convertidores basados en el ciclo U-Pu. La primera escuela consideraba que la simplicidad debía ser el factor más importante. Las variaciones tecnológicas de los reactores convertidores debían ser tan mínimas como fuera posible en comparación con los PWR ya disponibles. Con objeto de obtener la mayor similitud posible a los reactores comerciales, es necesario pagar cierto precio en forma de reducción de la razón de conversión. La segunda escuela consideraba que la razón de conversión e incluso la posibilidad de obtener reproducción era el factor más importante. Con objeto de conseguir reproducción, parecían abiertos dos caminos:

— Usar agua pesada como refrigerante.

— Usar control por geometría variable (adicionalmente al agua pesada o con agua ligera).

Puesto que el agua pesada es un moderador menos eficiente que el agua ligera, podrían obtenerse espectros neutrónicos más duros utilizando el



FIII Razón atómica moderador/combustible

agua pesada como refrigerante. Con esta adopción, podría obtenerse un reactor de U-Pu, y se publicaron diseños preliminares de estos reactores con geometría variable para su control, en las referencias 5 y 6.

Un reactor reproductor basado, asimismo, en el ciclo U-Pu pero refrigerado con agua ligera y con control de geometría variable, se publicó en la referencia 7 y se describirá más adelante.

Sin embargo, debido a la complejidad de los LWBR basados en el ciclo U-Pu, parecen preferibles diseños más simples sin geometría variable. Como resultado de esta preferencia, la escuela de pensamiento que aboga por la mayor simplicidad y adaptabilidad de los actuales PWR resulta de mayor importancia que la de la reproducción, al menos según las tendencias de la comunidad nuclear en nuestros días.

Existen varios diseños respecto a este modelo de reactor con estructura compacta, simple y homogénea. A finales de los 70 y a principios de los 80 tanto en América (8,9) como en Alemania (10-15) se hicieron estudios sobre estas configuraciones. Análisis similares se realizaron posteriormente en Japón (16-19) y en Suecia (20,21).

Esfuerzos importantes sobre estos diseños se desarrollaron también en Francia, basándose en un núcleo compacto homogéneo utilizando desplazamiento espectral. Este reactor comúnmente denominado RCVS se describe posteriormente.

Algunos diseños más de reactores compactos se han presentado en diversas ocasiones, tales como el basado en los reactores de agua pesada (HWPR) (29) en cuyo diseño se utiliza un núcleo que es prácticamente igual al de un PWR estándar, con uranio enriquecido y refrigerante agua pesada. Debido a las inferiores propiedades de moderación del agua pesada en comparación al agua ligera, el espectro neutrónico es lo suficientemente alto como para que la relación de moderador a combustible en volumen esté en el rango de 1,6 a 2. La ventaja de este concepto son sus buenas condiciones termohidráulicas, prácticamente iguales a las de un PWR regular. La principal desventaja lógicamente es el uso masivo de agua pesada.

Otro concepto de interés es el de reactor presurizado en tubos (30). En este concepto se utiliza la metodología de recarga continua similar a los Candu, y como consecuencia, las pérdidas de neutrones en el veneno absorbente de control se reducen muchísimo, de tal manera que la conversión puede llegar a valores muy altos. La principal desventaja de este

concepto es que implica la incorporación de un nuevo tipo de reactor a la tecnología de combustible PWR, con lo cual la simplicidad se pierde. El concepto de reactor simbiótico (31,32) se presentará en la parte tercera de este artículo, y se basa en la mezcla de los ciclos de uranio y torio, de tal manera que los reactores se realimenten de combustible entre sí. Otro concepto adicional a tener en cuenta es el denominado PWR de alta ganancia (8).

Aunque en este artículo el énfasis fundamental se emplaza en la física, y básicamente en la neutrónica de los diseños, es preciso prestar atención a los aspectos hidráulicos y de seguridad.

Conviene subrayar que una de las características sobresalientes de los aspectos de seguridad en los reactores compactos es el coeficiente de reactividad de huecos, concretamente, la conducta neutrónica dinámica del reactor cuando se produce un vaciado de agua.

El primer equipo de investigación que trató este problema en los reactores compactos fue el de Ronen (33,34) y se puede encontrar un análisis extenso de este problema en la referencia 35. Desde estos primeros análisis sobre el coeficiente de huecos quedó reflejado que su valor está considerablemente afectado por el comportamiento neutrónico en distancias considerablemente largas y en todas las direcciones del espacio, por lo cual se cuestiona la precisión de los valores obtenidos en la determinación de estos coeficientes de huecos por metodologías simples. Con objeto de asegurar la validez de la metodología analítica para el cálculo de este tipo de reactores con espectro intermedio, parece necesario realizar algunos experimentos sobre esta materia. Experimentos de este tipo han sido realizados por el grupo suizo de Würenlingen (36-38).

Con objeto de garantizar un coeficiente de huecos negativos, se consideraron varias opciones. La primera de ellas es incrementar el cociente entre el volumen de moderador y volumen de combustible hasta valores mayores que 1, así como reducir el enriquecimiento de plutonio. Sin embargo, el resultado de estos cambios representará una disminución considerable de la razón de conversión. En el reactor RCVS dicha reducción en la razón de conversión se compensa mediante un incremento en la utilización del combustible mediante la técnica de desplazamiento espectral. Otra opción que puede ser usada para garantizar un coeficiente negativo de huecos es reemplazar parte del plutonio fisible por uranio 235. Este tipo de concepto (plutonio-ura-

nio enriquecido) está descrito en la referencia 39. La introducción de uranio enriquecido tiene otras ventajas adicionales a la de crear un coeficiente negativo de huecos. Algunas de estas ventajas se refieren a la posibilidad de reproducir respecto del plutonio fisionable, con un efecto total positivo sobre el inventario de plutonio general. Otra posibilidad de garantizar el coeficiente de huecos negativos y mantener una razón de conversión alta es la de utilizar diseños del núcleo totalmente distintos a los convencionales. Uno de estos diseños es el reactor multi-espectro descrito en la referencia 40.

El primer trabajo dedicado a la termohidráulica y a los aspectos de seguridad de los núcleos compactos se da en la referencia 41. La mayor parte del trabajo en dicho artículo se centró en el análisis de pérdida de refrigerante (LOCA). Dichos análisis fueron realizados con los códigos de la Compañía Babcock y Wilcox para el estudio de reactores PWR. Los cálculos sobre la fase de expansión en una rotura de la rama fría en la tubería de descarga de la bomba, indican que dicha fase finalizaría algo después de la que ocurre en un PWR común, debido a la mayor pérdida de presión en el núcleo compacto. Estos análisis indicaron, asimismo, una tasa mayor en la reinundación del núcleo debido a las menores densidades lineales de potencia, que tienen su origen en la obtención de menores temperaturas en la superficie de la vaina, pues en los núcleos compactos está sometida a peores condiciones de refrigeración. De los resultados obtenidos en la referencia 41 se puede concluir que no deben existir problemas específicos o extraordinarios en un núcleo compacto, por lo que a accidentes LOCA se refiere. Sin embargo, dichos resultados están basados en los experimentos de reinundación FLECHT obtenidos en 1971 (42). Dichos experimentos fueron obtenidos para un PWR regular, y no para un núcleo compacto, por lo que la validación de las conclusiones definitivas sobre el LOCA debería realizarse sobre experimentos que representaran adecuadamente las configuraciones compactas.

Algunos experimentos de esta naturaleza se han realizado en Würenlingen, Suiza, en la instalación Neptun, que se ha modificado precisamente para llevarlos a cabo. De estos experimentos se concluyó que para los casos analizados, una reinundación total del elemento combustible es posible. Sin embargo, los cálculos realizados sobre estos experimentos Neptun con los códigos Relap5/Mod2 (44) produjeron resultados

discrepantes, lo cual requiere, por tanto, algunos cambios en las correlaciones hidráulicas usadas para los núcleos compactos. Las investigaciones experimentales sobre la reinundación y conducta de la deformación de los núcleos compactos tras un LOCA se está realizando en Karlsruhe, Alemania (45). Los experimentos de reinundación forzada llevados ya a cabo en elementos de combustible extremadamente compactos con una razón de paso diámetro de 1,06 muestran una conducta termo-hidráulica diferente de la de un PWR regular. Las pruebas de deformación sobre los tubos de vaina de acero inoxidable han demostrado que los provistos de muelles helicoidales para su posicionamiento mecánico limitan las deformaciones producidas y por tanto presentan mejores perspectivas para ser usados como vainas de los reactores convertidores compactos.

Los experimentos sobre termohidráulica y aspectos de seguridad de los núcleos compactos se han desarrollado también en el centro de investigación nuclear de Grenoble, Francia. En este programa francés se han logrado completar los siguientes estudios (46):

- La crisis de ebullición en los elementos de combustible con disposición triangular, basados en diferentes razones paso a diámetro, tanto con barras calentadas como frías.

- Las tasas de reinundación y de progresión del frente de enfriamiento en dichos núcleos.

- La posibilidad de refrigeración de las barras fértiles insertadas en los tubos guías mediante la circulación de agua en huecos muy estrechos. Así como las dos primeras pruebas experimentales son más o menos comunes a todo tipo de núcleos compactos, la tercera línea de experimentación es característica del reac-

tor francés RCVS que utiliza barras fértiles para producir desplazamiento espectral.

Los cálculos sobre accidentes de pérdida de refrigeración y transitorios previstos sin scram (ATWS) se han realizado fundamentalmente por grupos alemanes (47-52).

En estos cálculos (52) tanto para LOCA como para ATWS se utilizan razones de paso a diámetro entre 1,123 y 1,2. Los cálculos se han realizado con la versión de ISPRA del código Relap5/Mod. 1 (53,54), habiéndose introducido nuevas correlaciones (55) para tener en cuenta la geometría del núcleo que es diferente de la normal en un PWR. Los cálculos indican que los reactores con razones paso a diámetro de 1,2 pueden considerarse seguros.

En suma, tanto los cálculos como los resultados experimentales obtenidos hasta la fecha con respecto a la termohidráulica y la seguridad de los reactores compactos indican que estos diseños muy posiblemente podrían satisfacer los criterios de seguridad estándar. Sin embargo, la validación absoluta de estas indicaciones requeriría estudios adicionales, tanto experimentales como computacionales, como ya se ha dicho.

LWBR: EL CICLO DEL TORIO-U233

El reactor reproductor de agua ligera fue instalado en Shippingport, usando una vasija de PWR y modificando el núcleo lógicamente y algunos de los componentes auxiliares como los mecanismos de las barras de control.

El LWBR disponía de 12 módulos hexagonales de combustible rodeados por 15 módulos de reflector reproductor tal como se muestra en la figura IV. Los módulos reflectores se

disponen de tal manera que rellenen prácticamente el límite circular del núcleo.

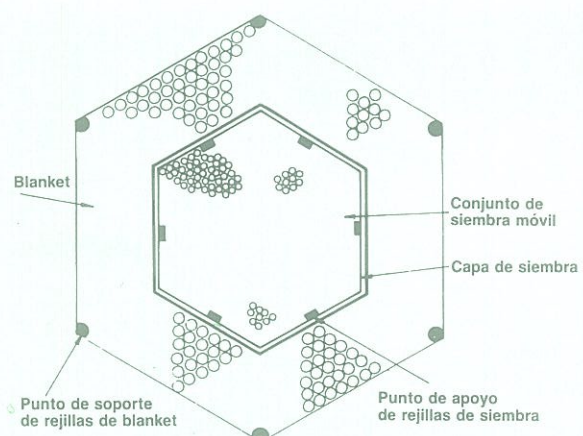
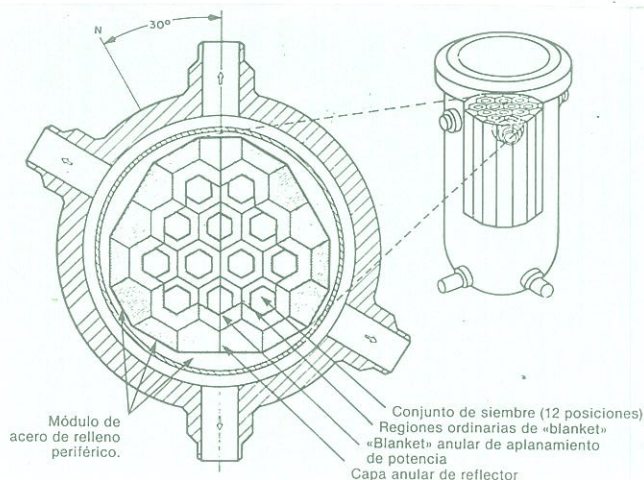
Los módulos del combustible (figura V) tienen aproximadamente 43,8 cm entre caras. Cada uno de estos 12 módulos hexagonales contienen un conjunto central movable, denominado activo, rodeado de una cobertura o fértil estacionario. Las barras del elemento activo están compuestas de dióxido de uranio ^{233}U en una proporción de 4,3 a 5,2 % sobre el total de peso, que mayoritariamente es de ThO_2 .

Las pastillas de los elementos activos tienen un diámetro exterior de 0,645 cm con una vaina de zircaloy de 0,56 mm de espesor. La razón de moderador a combustible (incluyendo la vaina) es de 0,588.

El reflector reproductor es también de óxido mixto de torio-uranio ^{233}U , pero con menor enriquecimiento, que varía entre 1,2 y 2,7. El radio de las pastillas combustibles en este caso oscila entre 1,19 y 1,30 con vainas de zircaloy cuyo espesor varía entre 0,66 y 0,61 mm para uno y otro caso o respectivamente. Los mayores espesores de las vainas del reflector reproductor, comparadas a las vainas del elemento activo reflejan la mayor densidad de potencia en el reflector comparado con la parte activa. Este hecho también se refleja en una razón menor entre el volumen del moderador y el volumen del combustible, que varía entre 0,555 y 0,333. Los dos tipos de reflectores utilizados se denominan respectivamente reflector regular y reflector aplanador de flujo, tal como se indica en la figura IV.

Un tercer tipo de combustible se emplea en el reflector exterior (ver figura IV). En este caso las barras de combustible están constituidas exclusivamente de ThO_2 , sin enriquecimiento inicial de uranio. El diámetro

F IV Secciones rectas del núcleo de los reactores reproductores de agua ligera. **F V** Sección recta que representa la parte activa y la reproductora de los LWBR.

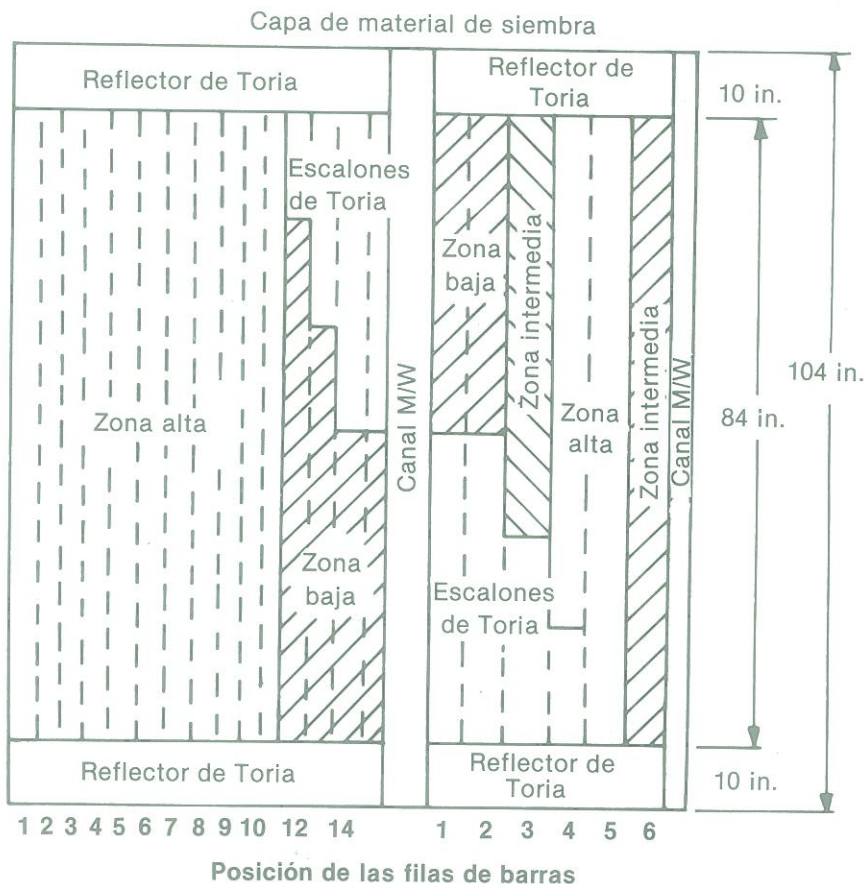


exterior de la pastilla es de 1,88 cm con una vaina de zircaloy de 1,77 mm, siendo la razón de volumen entre moderador de combustible de 0,286. Lógicamente estos valores reflejan la menor densidad de potencia en los elementos del reflector reproductor exterior.

La potencia del reactor es de 237 MW (th) y el resto de las características significativas de este reactor se da en la tabla I-a a I-f.

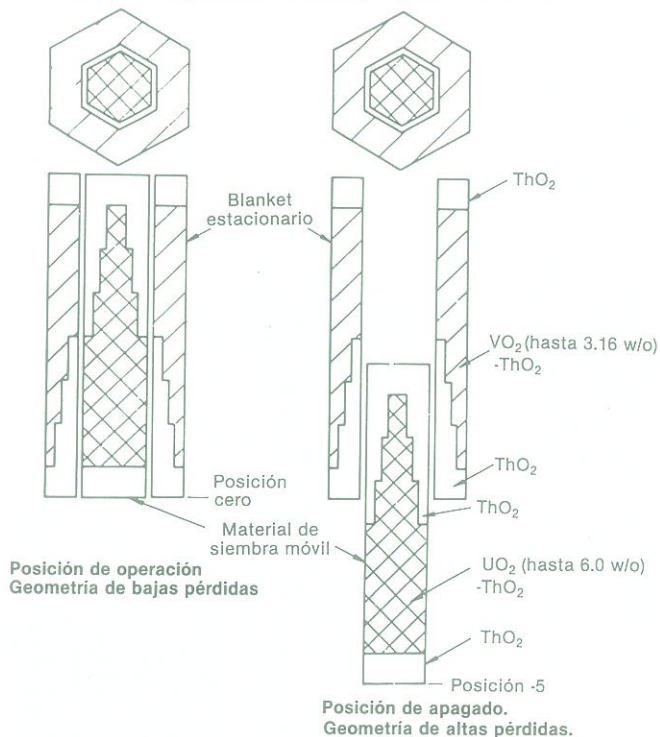
Los elementos activos y reproductores incluyen también un reflector de torio de 25,4 cm en la parte superior e inferior. Estos elementos también disponen de enriquecimientos axiales diferentes tal como se muestra en la figura VI, siendo ello necesario para el control mediante geometría variable.

La concentración de la reactividad dentro de la región relativamente pequeña conformada por el elemento activo, incrementa la factibilidad de utilizar dicho tipo de control. El control por geometría se define de tal manera que, mediante el movimiento del combustible, los cambios de reactividad se compensen por variar la fuga neutrónica desde las regiones activas hacia las regiones reproductoras que contienen fundamentalmente material fértil. De esta manera se elimina la pérdida de neutrones por captura en materiales absorbentes de control. Un ejemplo de la configuración de control por geometría variable se da en las figuras VII y VIII.

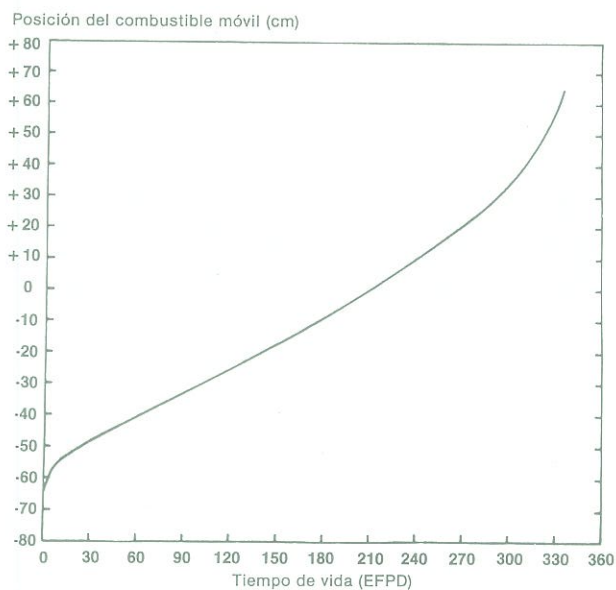


F VI Enriquecimientos en los elementos de combustible activo y reproductor.

F VII Descripción esquemática del control por geometría variable.



F VIII Posición de la parte de combustible móvil durante el ciclo de quemado.



T1a

CARACTERISTICAS DEL NUCLEO LWBR

	Parte activa	Fértil regular	Fértil aplanador	Fértil reflector
Diámetro exterior de la barra (pulg.)	0,306	0,5715	0,5265	0,832
Espesor de la vaina (pulg.)	0,0220	0,02775	0,02575	0,042
Espesor de la rejilla (pulg.)	0,0135	0,014	0,014	0,018
Volumen rejilla/barra (pulg. 3)	0,1576	0,2592	0,2592	0,4300
Número de rejillas	9	8	8	6
Paso entre barras (pulg.)	0,369	0,630	0,630	0,900
Razón de volumen metal/agua*	1,726	2,981	1,752	3,506
Número total de barras	7,428	3,234	3,581	3,047
Inventario fisible total (kg)	196,7	114,6	183,9	0
Inventario de Th-232 (kg)	5164,7	9,350,5	8,683,5	18,478,7

* En caliente, plena potencia, suponiendo las rejillas espaciadoras homogeneizadas.

T1c

CARGA DE UN LWBR POR MODULO

Carga fisible (kg)			
Regiones del módulo	Módulo I	Módulo II	Módulo III
Activo	16,39	16,39	16,39
Fértil regular	15,93	9,19	6,53
Fértil aplanador	0,00	15,48*	22,96*
Fértil total	15,93	24,67*	29,49*
Módulo total	32,32	41,06*	45,88*

* Dos de los módulos de los tipos II y III tienen 0,06 kg menos.

T1d

DISTRIBUCION DE CARGA FISIBLE A PRINCIPIO Y FINAL DE CICLO

Carga fisible (kg)		
Región del núcleo	Inicial	18.000 DEPP***
Activa		
Zona alta	136,1	111,6
Zona baja	60,6	47,8
ThO ₂	0,0	9,3
Total	196,7	168,7
Fértil regular		
Zona alta	57,1	55,6
Zona media	41,8	42,9
Zona baja	15,7	18,1
ThO ₂	0,0	16,3
Total	114,6	132,9
Fértil aplanador		
Zona alta	160,4	145,5
Zona media	13,4	12,5
Zona baja	10,1	9,9
ThO ₂	0,0	7,2
Total	183,9	165,1
Fértil Reflector	0,0	24,7
Núcleo total	495,2*	501,4**

* Incluye 0,5 kg de U-235.

** Incluye 2,8 kg de U-235 y 10,4 kg de Pa-233 que decaerá a U-233 tras apagado.

*** Días efectivos de plena potencia.

T1e

DISTRIBUCION DE CONTROL DE LA REACTIVIDAD EN LOS ELEMENTOS MOVILES DE LWBR, PRINCIPIO DE CICLO

Condición	Reactividad (%) controlada
Apagado en frío	14,5
Efecto temperatura caliente-frío	4,3
Defecto correspondiente de 0 a 100% potencia	2,4
Xenon en equilibrio	1,8
Protoactinio en equilibrio	1,4
Otros productos de quemado	11,0
Total	35,4

T1b

CARACTERISTICAS NOMINALES DEL COMBUSTIBLE DEL LWBR

	Diámetro exterior pastilla (pulg.)	Longitud pastilla (pulg.)	U-fisible (w/o)	U-fisible* g/pulg.	Carga fisible (kg)	Carga Th-232 (kg)
Parte activa						
ThO ₂	0,2555	0,530	0	0	0	1.831,2
Zona baja	0,2520	0,445	4,327	0,3379	60,6	1.169,9
Zona alta	0,2520	0,615	5,195	0,4078	136,1	2.163,6
Fértil regular						
ThO ₂	0,5105	0,615	0	0	0	3.605,5
Zona baja	0,5105	0,530	1,211	0,3843	15,7	1.122,3
Zona media	0,5105	0,870	1,662	0,5325	41,8	2.171,0
Zona alta	0,5105	1,040	2,000	0,6425	57,1	2.451,7
Fértil Aplanador						
ThO ₂	0,4695	0,445	0	0	0	2.577,8
Zona baja	0,4695	0,785	1,649	0,4463	10,1	529,0
Zona media	0,4695	0,700	2,005	0,5418	13,4	572,7
Zona alta	0,4695	0,955	2,733	0,7423	160,4	5.004,0
Reflector radial	0,7415	0,740	0	0	0	18.478,7
TOTAL					495,2	41.677,4
Composición isotópica U						
U-232	0,001 w/o					
U-233	98,26					
U-234	1,32					
U-235	0,10					
U-236	0,03					
U-238	0,29					

* Valores de control de especificación de cargas.

** U-fisible (w/o) = $\frac{U-233 + U-235}{UO_2 + ThO_2} \times 100$

T1f

DATOS DE DISEÑO NUCLEAR

Flujo calorífico (10 ³ Btu/hr-ft ²)[a]	Medio	Máximo*
Activo	60,0	378
Fértil regular	61,0	275
Fértil aplanador	55,5	310
Fértil reflector	3,4	91
Densidad lineal de potencia (kw/ft)[a]	Medio	Máximo*
Activo	1,4	8,9
Fértil regular	2,7	12,1
Fértil aplanador	2,2	12,5
Fértil reflector	0,2	5,8
Quemado (10²⁰ fissions/cc)	Medio	Máximo*
Activo	2,7	10,1
Fértil regular	1,3	4,5
Fértil aplanador	1,2	5,1
Fértil reflector	0,03	0,8
Quemado (10³ MWD/MT of Th + U)	Medio	Máximo*
Activo	12,9	47,7
Fértil regular	5,9	20,3
Fértil aplanador	5,5	22,9
Fértil reflector	0,14	3,6

[a] Valores de principio de vida, excepto para fértil reflector, final de vida.

* Los valores máximos incluyen tolerancias e incertidumbres en el análisis nuclear, variaciones operacionales y desviaciones cálculo-experimentos.

Coefficientes de reactividad	BOL	EOL
Doppler, Condiciones nominales (10 ⁻⁵ ΔK/%F)	-6,6	-5,2
Temperatura del moderador (10 ⁻⁴ ΔK/%F)	-1,4	-1,7
Coefficiente total de potencia (10 ⁻² ΔK/100% ΔP)	-2,4	-2,8
Fracción y vida media de diferidos		
ρ _{eff} : Maximum, (Minimum), nominal	0,0041(0,0028)	0,0033
l (sec): BOL, (EOL)	16,4 (12,5)	
Posición y valor de reactividad en el combustible móvil	Posición	10⁴ k/in.
Principio de vida, condiciones de operación	-22,7	41,5
18.000 DEPP, condiciones de operación [b]	+12,5	8,0
20.000 DEPP, condiciones de operación [b]	+24,0	4,5

[b] Máxima posición, 2 pies sobre alineamiento, sucede a 20.000 DEPP. Máximo inventario fisible aparece a 18.999 DEPP.

En la primera de ellas se muestra el aspecto general del control, y en la segunda ejemplifica o representa la posición del combustible en función del quemado.

Tal como se ha dicho, el control del reactor se consigue mediante movimiento de los conjuntos activos de tal manera que se mantenga la criticidad del reactor, por lo que no existen barras de control en un sentido regular, ni hace falta veneno soluble ni tampoco veneno consumible. Cada uno de los 12 elementos semilla se suspende de un servomecanismo de control que va anclado a la placa superior del núcleo, de la cual penden además todos los elementos fijos.

La operación del LWBR comenzó en agosto de 1977 y se mantuvo durante 4 años.

LWBR. EL CICLO DEL URANIO 238-PLUTONIO

El trabajo que se presenta en esta sección está basado en diseños de referencia para un reactor reproductor que funcione con este ciclo, utilizando agua ligera como moderador y refrigerante. La consecución de una alta razón de conversión depende fuertemente del método empleado para conservar o ahorrar neutrones. En los sistemas con agua ligera debe prestarse considerable atención a los diseños con razones de volumen de moderador a volumen de combustible pequeñas, de tal manera que se produzca un endurecimiento del espectro. Se eligió para este estudio un núcleo del tipo mixto, activo-reflector, puesto que permite usar control de geometría variable eliminando pérdidas neutrónicas en los venenos de control y por tanto maximiza la economía neutrónica. El énfasis principal de este tipo de núcleo se enfocó en la optimización de ese módulo activo-reproductor para obtener los siguientes objetivos:

- Maximización de la razón de conversión, para obtener un alto inventario fisible y consecuentemente una alta utilización del combustible.
- La carga total fisible inicial debe ser minimizada.
- El enriquecimiento del combustible fisible debe ser mantenido tan bajo como sea posible.
- El coeficiente de reactividad de huecos debe ser negativo.
- Las densidades de potencia deben poder acomodarse dentro de una vasija estándar PWR. Este requerimiento impone restricciones en el diseño térmico e hidráulico, con objeto de no variar los elementos fundamentales de la vasija del reactor.

— Disponer de reactividad en exceso suficiente para funcionar durante un año a plena potencia, así como capacidad suficiente de apagado.

Un reactor de este tipo contendría diferentes subconjuntos. Cada subconjunto consistiría de dos regiones principales: una región activa móvil y una cobertura reproductora estacionaria. La parte central o activa tendría un enriquecimiento alto, mientras que la parte exterior o reproductora tendría un enriquecimiento bajo. Mediante el cambio de la posición axial de la parte activa se obtendrían diferentes relaciones entre las absorciones fértiles y fisibles. El diseño nuclear supone que la parte activa supercrítica se contrapesa con la parte reproductora subcrítica. La reactividad, por tanto, se controla mediante la variación de las fugas de neutrones desde las zonas de alta k_{∞} hasta la región exterior de baja k_{∞} . Al principio de vida, la parte activa está en su posición más baja, y a medida que transcurre el quemado va moviéndose hacia arriba para mantener el núcleo crítico.

El diseño particular de subconjunto que aquí se describe fue el resultado de diversos estudios de optimización que a su vez satisfacían varias restricciones de diseño, ya comentadas. La potencia térmica de cada subconjunto es de 62,9 MW, con un total de 61 subconjuntos en el núcleo para producir una potencia térmica de 3.835 MW. Las variaciones de la posición axial del elemento activo van desde 64 cm por debajo de la posición de alineamiento a principio de vida hasta 61 cm por arriba de dicha posición a final del ciclo. La longitud total de la sección móvil es de 213 cm. El reproductor estacionario permite además la reducción de las densidades de potencia, que tienden a aparecer precisamente en la interfase agua-parte activa, y la longitud total de esta parte estacionaria es de 335 cm, de tal modo que se cubren todas las posiciones posibles de la parte activa móvil. El combustible, tanto en las secciones móvil como estacionaria se compone de óxidos mixtos de uranio y plutonio con un máximo de concentración de plutonio de 12,7 %. La composición del plutonio se muestra en la tabla II. Las razones entre el volumen de moderador y de combustible son de 0,63 y de 0,4 en la parte móvil y estática respectivamente. El radio del combustible en la parte móvil es de 0,309 cm con una vaina de 0,06 cm de espesor. El combustible de la parte reproductora tiene 0,41 cm de radio con un espesor en la vaina de zircaloy de 0,07 cm. Los parámetros más representativos del núcleo se dan en

III COMPOSICION DE PLUTONIO

Isótopo	%
Pu-239	55,25
Pu-240	22,10
Pu-241	17,68
Pu-242	4,97

la tabla III.

El ciclo de quemado tiene una duración de 330 días efectivos de plena potencia, lo que realmente supone bastante más de un año de operación, teniendo en cuenta los factores de utilización realistas de las plantas actuales. El inventario fisionable alcanza su valor máximo a los 240 días de plena potencia, pero en concreto el inventario de plutonio fisible alcanza su máximo valor a final de ciclo y es igual a 1,037. La dotación inicial de plutonio es relativamente pequeña, 3,37 toneladas en total, y en el tabla IV se muestran los pesos de los diferentes materiales y nucleidos utilizados en el reactor.

Otro parámetro de interés es la densidad lineal de potencia, cuyo máximo se alcanza a los 60 días efectivos de plena potencia, y corresponde a 12,3 kW/pie, habiéndose aceptado como restricción de diseño 15 kW/pie. Las distribuciones de potencia obtenidas parecieron aceptables tanto para el factor de pico axial como radial, teniendo en cuenta tanto la distribución dentro de cada subconjunto como la distribución total en el reactor.

El coeficiente de huecos se ha calculado para un amplio margen de densidades de moderador, y se encontraron valores negativos tanto al principio como al final de vida, según se recoge en la tabla V. La reducción del valor absoluto del coeficiente de huecos a final de ciclo, en comparación con su valor a principio de ciclo, se debe fundamentalmente a los cambios en la concentración relativa de los isótopos de plutonio durante el quemado, así como a los productos de fisión.

Los parámetros térmicos e hidráulicos de cada subconjunto están diseñados para cumplir los límites de diseño. Por ejemplo, la máxima velocidad de flujo es de 8,7 m/s, y aparece a los 30 días efectivos de plena potencia, habiéndose considerado como límite de diseño 9,2 metros por segundo. La máxima caída de presión a lo largo de un canal es de 65,4 psi, y ocurre a principio de vida, garantizándose que las caídas de presión en los diferentes canales a lo

TIII

PARAMETROS DEL NUCLEO CONSTANTES

Combustible	95% ^o th (VO ₂ /PuO ₂)
Vaina	Zircaloy 2
Geometría	Hexagonal
Presión media	2250 psi
Temperatura de entrada de agua	547 °K
Aumento de temperatura del agua	45 °C
Máxima densidad lineal permitida	15 KW/FT
Máxima velocidad del refrigerante permitida	9,2 m/s
Máxima caída de presión permitida	70 psi
U-235 en colas de enriquecimiento	0,3 w/o

TIV

COMPOSICION DEL COMBUSTIBLE DURANTE LA VIDA DEL NUCLEO

El núcleo consiste en 61 SBU-S

Pesos (kg)

Tiempo (días)	Posición Parte Móvil (cm)	k-ff	U ²³⁵	Pu ²³⁹	Pu ²⁴¹	Pu ²³⁹ + Pu ²⁴¹	Pu ²³⁹ + Pu ²³⁵ + U ²³⁵
0	-64,7	0,9998	396	2776	896	3671	4067
30	-47,8	0,9999	379	2817	888	3705	4084
60	-40,2	1,0001	367	2846	880	3727	4093
90	-32,8	1,0002	357	2870	873	3744	4100
120	-25,3	1,0000	348	2891	867	3758	4105
150	-17,6	0,9999	340	2908	861	3769	4109
180	-9,7	0,9996	332	2924	855	3779	4111
210	0,6	1,0004	326	2938	849	3787	4113
240	10,6	1,0003	320	2950	843	3793	4113
270	21,6	1,0002	314	2961	837	3789	4112
300	34,0	0,9996	308	2971	831	3803	4111
330	57,8	0,9997	303	2981	826	3806	4109

largo de toda la vida del núcleo son menores que el límite establecido de 70 psi.

El margen de parada en caliente se consigue mediante el movimiento de la sección móvil de cada subconjunto, que ha de bajar a su posición más baja. Los cálculos preliminares de optimación de la potencia total del núcleo indicaron que durante todo el ciclo de quemado no se producirían densidades de potencia excesivas, y el análisis de la fusión del núcleo en cualquier circunstancia mostró tener un efecto negativo en la reactividad, de tal manera que no se producen recriticidades.

En conclusión, este análisis demuestra que puede conseguirse reproducción en el ciclo uranio-plutonio mediante el uso de reactores de agua ligera, aunque sea necesario un núcleo muy compacto en su parte móvil activa, pero siempre asegurando

que las características térmicas y nucleares de este reactor están dentro de los límites de diseño aceptados de modo convencional para la seguridad de los LWR.

RCVS. REACTOR CONVERTIDOR POR DESPLAZAMIENTO ESPECTRAL

El RCVS ha sido desarrollado por Framatome, el CEA y EDS.

El diseño conceptual tiene una potencia de 4.250 MW térmicos y presenta geometría hexagonal. Existen dos versiones del núcleo. La primera se basa en uranio enriquecido y la segunda, en el uso de plutonio. Las principales características de ambas versiones aparecen en la tabla VI. La

versión con plutonio incluye un reproductor radial con razones de moderador a combustible del orden de 0,3. La mayoría de los 138 elementos de la versión de plutonio y de los 168 elementos de la versión de uranio están concebidos para producir desplazamiento espectral. En estos combustibles existen agujeros de agua, de tal modo que la razón moderador combustible se ajusta mediante el relleno de dichos agujeros con uranio empobrecido. El desplazamiento de agua para conseguir el consiguiente desplazamiento espectral se hace por un método mecánico que se acciona con un servo similar a las barras de control, pudiéndose variar de dicha manera la razón de volumen de moderador a combustible, pasando de 1 para comienzo del ciclo a 1,4 hacia el final del ciclo. La versión con uranio tiene unas razones de moderador a combustible de 1,6 a 2, respectivamente. El enriquecimiento de plutonio fisible en la versión que arranca con plutonio es del 6 % y dicho plutonio tiene una composición isotópica similar a la de descarga de un PWR con 45 MW día por kg de quemado, más una reelaboración que se produce 3 años tras la descarga y un reciclado que se produce dos años tras la reelaboración.

Las composiciones isotópicas finales e iniciales están recogidas en la tabla VII. La composición isotópica final tiene en cuenta la composición de plutonio en las barras fértiles y en la periferia reproductora, y el balance general de masas se detalla en la tabla VIII. En ella se aprecia que el porcentaje de plutonio fisible se conserva considerablemente bien gracias al sistema de desplazamiento espectral.

La razón de conversión que se ha calculado para este diseño conceptual es de 0,89, que es ciertamente alta teniendo en cuenta las escasas modificaciones producidas sobre el diseño de base, y en cierto modo se explica porque el desplazamiento espectral favorece las fisiones del plutonio 241 y por otra parte conduce a una producción de ese isótopo muy eficiente, a través de las capturas en la resonancia del plutonio 240 a 1 eV. A la razón de conversión antes citada de 0,89 que corresponde al núcleo en sí mismo, hay que añadirle un pequeño extra que se consigue con las pequeñas fugas periféricas, y que hace que la razón de conversión total, añadiendo la participación del manto reproductor exterior, sea de 0,95.

El núcleo se recarga por tercios o por cuartos en cada ciclo, esperándose un quemado por recarga de 60

TV

COEFICIENTE DE HUECOS

k_{eff} Huecos sólo en parte activa	k_{eff} Huecos sólo en el fértil	k_{eff} (EOL)	k_{eff} (BOL)	densidad relativa del agua (a densidad no- minal)
0,9997	0,9997	0,9997	0,9998	1,0
0,9971	0,9978	0,9950	0,9907	0,9
0,9945	0,9965	0,9906	0,9811	0,8
0,9921	0,9956	0,9863	0,9711	0,7
0,9896	0,9950	0,9819	0,9584	0,6
0,9870	0,9949	0,9772	0,9448	0,5
0,9837	0,9949	0,9709	0,9277	0,4
0,9795	0,9941	0,9554	0,8857	0,3
0,9716	0,9899	0,8592	0,8250	0,2
0,9537	0,9498	0,7802	0,7557	0,1

TVI

CARACTERISTICAS PRINCIPALES DEL RCVS

	Versión Uranio	Versión Pu.
Potencia térmica (MWth)		4250
Número de elementos:		
—de desplazamiento espectral	168	138
—sin desplazamiento	85	61
—fértil radial	0	54
Altura núcleo activo (cm):		
—combustible	425	367
—fértil superior	0	28
—fértil inferior	0	30
Paso del elemento (cm)		22,60
Número de barras en el elemento:		
—combustible	240	294
—agujero de agua	54	0
—instrumentación	1	1
—tubo guía	36	36
Diámetro barra (mm)		8,2
Quemado medio		60,000 MW d/ton
Temperatura media refrigerante		310°C

MW/día por kg. Un tercio de los elementos combustibles están equipados con barras de control, constituidas por tetracarburo de boro enriquecido, que opera de una manera similar al PWR convencional.

Dado que las actuales instalaciones de fabricación y reelaboración en Francia utilizan diámetros de combustible de 8,2 mm con vaina de zircaloy, estas mismas disposiciones se han adoptado en el RCVS.

Debe subrayarse que el uso de uranio empobrecido para producir el desplazamiento espectral tiene un doble impacto en el flujo de neutrones debido a dos efectos opuestos. Para neutrones de muy alta energía, la dispersión inelástica en el uranio 238 es más importante que la elástica

ca en el agua, de tal manera que las barras insertadas provocan una depresión en el flujo precisamente a altas energías. Sin embargo, en la parte térmica el espectro neutrónico se deprime debido a la peor moderación resultante de haber reducido la razón entre volumen de moderador y el de combustible.

En la versión de plutonio, el rango del espectro correspondiente a las resonancias juega un papel importante en el balance del sistema, debido a dos factores que son el hecho de utilizar núcleos compactos (menos moderación) y la relación entre el desplazamiento espectral producido y las secciones eficaces que presenta los propios isótopos del plutonio.

REFERENCIAS

1. D.R. CONNORS et al., *Design of the Shippingport Light Water Breeder Reactor*, Bettis Atomic Power Laboratory, West Mifflin, Pa., 1979.
2. A. RADKOWSKY, G.H. CONLEY, H.W. RYALS, J.N. HANSON, D. COHEN and W.A. WEINREICH, *Epithermal to Intermediate Spectrum Pressurized Water Breeder Reactor*, U.S. Patent 3,859,165, 1975.
3. M.C. EDLUND, *High Conversion Ratio Plutonium Recycle in Pressurized Water Reactors*, Ann. Nucl. Energy, 2, 80, 1975.
4. M.C. EDLUND, *Physics of Uranium-Plutonium Fuel Cycles in Pressurized Water Reactors*, Trans. Am. Nucl. Soc., 24, 508, 1976.
5. A. RADKOWSKY, Y. RONEN et al., *A Heavy Water Breeder Conceptual Core Design*, NP-2176, Electric Power Research Institute, Palo Alto, 1981.
6. D. REGEV, *Feasibility Study of a Heavy Water Breeder Reactor*, Ph.D. Thesis, Ben-Gurion University (August 1983).
7. A. GOLDFELD, *Study of Light Water Breeder Reactors with Uranium-Plutonium Fuel Cycle*, Ph.D. Thesis, Ben-Gurion University (March 1982).
8. F. CORREA, M.J. DRISCOLL and D.D. LANNING, *An Evaluation of Tight-Pitch PWR Cores*, MITNE 227, MIT-EL-79-022, Massachusetts Institute of Technology, 1979.
9. V.O. UOTINEN et al., *Technical Feasibility of a Pressurized Water Reactor Design with a Low-Water-Volume-Fraction Lattice*, EPRI-NP-1983, Electric Power Research Institute, 1981.
10. W. OLDEKOP, H.D. BERGER and W. ZEGGEL, *General Features of Advanced Pressurized Water Reactors with Improved Fuel Utilization*, Nucl. Technol., 59, 212, 1982.
11. K. PENNDORF, F. SCHULT, and D. BÜNEMANN, *Some Neutron Physical Consequences of Maximizing the Conversion Ratio of Pressurized Water Reactors Operated in the Uranium-Plutonium Cycle*, Nucl. Technol., 59, 256, 1982.
12. C.H.M. BROEDERS, J.M. KALLFELZ and H. KÜSTERS, *Some Physics and Safety Aspects of a Tight-Lattice PWR*, Trans. Am. Nucl. Soc., 45, 746 (1983).
13. H. MÄRTL, C.A. GOETZMAN, and H. MOLDASHL, *KWU's High Conversion Reactor Concept - An Economical Evolution of Modern Pressurized Water Reactor Toward Improved Uranium Utilization*, Nucl. Technol., 80, 65, 1988.
14. K. PENNDORF, *Constraints on the Plutonium Recovery Achievable*

TVII

COMPOSICIONES ISOTOPICAS INICIALES Y FINALES DEL RCVS

Isótopo	Inicial (%)	Núcleo (%)	Barras de desplaza- miento (%)	Final	
				Fértiles (%)	Medio (%)
²³⁸ Pu	1,85	3,25	0,2	0,2	2,8
²³⁹ Pu	58,05	45,28	85,5	80,2	50,9
²⁴⁰ Pu	22,55	26,17	9,0	11,9	23,9
²⁴¹ Pu	10,75	18,08	5,0	7,1	16,3
²⁴² Pu	5,60	7,21	0,3	0,6	6,2

TVIII

BALANCE DE MASA DE PLUTONIO FISIBLE EN RCVS

	Inicial (kg)	Final (kg)
Núcleo	1550	1090
Fértil axial	0	41
Fértil radial	0	103
Barras de desplazamiento espectral	0	56

in Homogeneous Pressurized Water Reactors, Nucl. Technol. 80, 282, 1988.

15. W. ZEGGEL et al., Analytical Methods in the High Conversion Reactor Core Design, Nucl. Technol. 80, 292, 1988.

16. T. UMEOKA et al., Current Status of High Conversion Pressurized Water Reactor Design Studies, Nucl. Technol., 80, 29, 1988.

17. E. SAJI et al., Feasibility Studies on High Conversion Pressurized Water Reactors with Semitight Core Configuration, Nucl. Technol. 80, 18, 1988.

18. H. TAKANO et al., The Effect of Fission Products on Burnup Characteristics in High Conversion Light Water Reactors, Nucl. Technol. 80, 250, 1988.

19. S. LIJIMA, T. YOSHIDA and T. YAMAMOTO, Fission Product Mode for Lattice Calculation of High Conversion Boiling Water Reactor, Nucl. Technol. 80, 263, 1988.

20. E. JOHANSSON, Reactor Physics Calculations on Close-Packed Pressurized Water Reactor Lattices, Nucl. Technol. 68, 263 (1985).

21. E. JOHANSSON, Reactor Physics Calculations for Alternative Fuel Recycling Strategies Using Tight Pressurized Water Reactor Lattices, Nucl. Technol. 80, 324, 1988.

22. J.P. MILLOT, Considerations sur les réacteurs PWR sous-modèles, RGN-Actualités, 4, 405, 1982.

23. J.P. MILLOT, Framatome's Convertible Spectral Shift Reactor, Nucl. Europe, 4, april, 1986.

24. B. BARRE et al., Advanced PWR Projects and Experiments, Proc. 4th European Nuclear Conf., Geneva, Switzerland, June 1-6, 1986.

25. G. GAMBIER et al., Reactor Physics Research for French APWR's, Nucl. Europe, 4, April, 1986.

26. A. VALLÉE et al., Physical Studies on a Plutonium-Fueled Spectral Shift Reactor Perturbation Methods, Proc. Mtg. Advances in Reactor Physics and Safety, Saratoga Springs, New York, September 17-19, 1986.

27. G.B. BRUNA, A. VALLÉE, J.Y. DORIATH, and J. PORTA, Physics of the Intermediate Plutonium Fueled Spectral Shift Advanced RCVS Reactor, Proc. 4th Int. Conf. Emerging Nuclear Systems, Madrid, Spain, June 30-July 4, 1986, p. 217, G. Velarde and E. Minguez, Eds., World Scientific Publishers, Singapore (1987).

28. D. HITTNER, J.P. MILLOT and A. VALLÉE, Preliminary Results of the Feasibility on the Convertible Spectral Shift Reactor Concept, Nucl. Technol. 80, 181, 1988.

29. Y. RONEN and D. REGEV, High

Converter Pressurized Water Reactor with Heavy Water as a Coolant, Nucl. Technol., 62, 274, 1983.

30. Y. RONEN and Y. FAHIMA, Analysis of High Conversion Pressure Tubes Reactor, Nucl. Technol. 73, 210, 1986.

31. Y. RONEN and S. CARMONA, A. Symbiotic Water Breeder Reactor System, Nucl. Sci. Eng. 74, 84, 1980.

32. A. GALPERIN and Y. RONEN, Epithermal-Thermal Pu-Th and ²³³U-U Reactor System, Nucl. Technol. 58, 388, 1982.

33. Y. RONEN, M. COJOCARU, D. REGEV and A. RADKOWSKY, The Void Coefficient PARADOX for Tight Water Lattices, Ann. Nucl. Energy, 5, 1978.

34. Y. RONEN, M. COJOCARU and A. RADKOWSKY, The Void Coefficient in Unit Cell for U-Pu Water Breeder Reactors, Trans. Am. Nucl. Soc., 34, 789, 1980.

35. Y. RONEN, M.J. LEIBSON and A. RADKOWSKY, On the Reactivity Void Response of an Advanced Pressurized Water Reactor, Nucl. Technol., 80, 225, 1988.

36. R. CHAWLA, K. GMÜR, H. HAGER and R. SEILER, Reactivity and Reaction Rate Ratio Changes with Moderator Voidage in a Light Water High Converter Reactor Lattice, Nucl. Technol., 67, 360, 1984.

37. R. CHAWLA, R. SEILER and K. GMÜR, Effects of Fuel Enrichment on the Physics Characteristics of Plutonium-Fueled Light Water High Converter Reactors, Nucl. Technol., 73, 296, 1986.

38. R. SEILER, R. CHAWLA, K. GMÜR, H. HAGER, H.D. BERGER and R. BÖHME, Investigation of the Void Coefficient and Other Integral Parameters in the PROTEUS-LWHCR Phase II Program, Nucl. Technol. 80, 311, 1988.

39. Y. RONEN and M.J. LEIBSON, Analysis of ²³⁵U-Pu-²³⁸U-Fueled Tight-Lattice Water Reactor, Nucl. Tech. 80, 216, 1988.

40. Y. RONEN and M.J. LEIBSON, The Multispectrum High Converter Water Reactor, Nucl. Tech. 79, 20, 1987.

41. V. O. UOTINEN, M.C. EDLUND et al., Technical Feasibility of a Pressurized Water Reactor Design with a Low Water Volume Fraction Lattice, EPRI NP1833, Electric Power Research Institute (1981).

42. F.F. CADEK et al., PWR FLECHT-Full Length Emergency Cooling Heat Transfer, WCAP-7665, Westinghouse Electric Corporation (1971).

43. J. DREIER, G. ANALTSIS and R. CHAWLA, NEPTUN-III Reflooding and Boiloff Experiments with an LWHCR Fuel Bundle Simulator: Experimental Results and Initial Code

Assessment Efforts, Nucl. Tech., 80, 93, 1988.

44. V. RANSOM et al., *RELAP 5/MOD 2 Code Manual* NUREG/CR-4312, Vols. 1 and 2, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1985.

45. F.J. ERBACHER and K. WIEHR, *Experimental Investigations on the Reflooding and Deformation Behavior of an Advanced Pressurized Water Reactor Tight-Lattice Fuel Rod Bundle in a Loss-of-Coolant Accident*, Nucl. Technol., 80, 153, 1988.

46. M. COURTAUD, R. DERUAZ and L.G. DAILLON, *The French Thermal-Hydraulic Program Addressing the Requirements of Future Pressurized Water Reactors*, Nucl. Tech., 80, 73, 1988.

47. M. CIGARINI and M. DALLE DONNE, *Thermohydraulic Optimization of Homogeneous and Heterogeneous Advanced Pressurized Water Reactors*, Nucl. Technol., 80, 107, 1988.

48. P. RAU, M. SCHATZ, G. ULRICH, W. OLDEKOP, W. ZEGGEL, M. DALLE DONNE, and F.J. ERBACHER, *Ergebnisse der Vorstudie für einen Leichtwasserreaktor mit besserer Uranausnutzung*, Proc. Annual Mtg.

Nuclear Technol., Berlin, FRG, March 25-27, 1980, p. 957, Deutsches Atomforum, Bonn (1980).

49. S. SCHUMANN and W. OLDEKOP, *Untersuchungen zur Flutphase nach einem Kühlmittelverlust bei hochkonvertierenden fortgeschrittenen Druckwasserreaktoren (FDWR)*, Atomkernenergie-Kerntechnik, 42, 2, 80, 1983.

50. H. AMM, G. FREI, M. DALLE DONNE, J.M. KALLFELZ, and K. KÜSTERS, *ATWS Parameter Studies for a Tight Lattice PWR*, Proc. ANS Topl. Mtg. Anticipated and Abnormal Plant Transients in Light Water Reactors, Jackson, Wyoming, September 26-29, 1983, p. 667, Plenum Press, New York, 1984.

51. S. SCHUMANN, *Emergency Core Cooling Examinations for the Light Water High Conversion Reactor (LWCR)*, presented at IAEA Technical Committee Mtg. Advanced Light and Heavy Water Reactor Technology, Vienna, Austria, November 26-29, 1984.

52. M. DALLE DONNE and C. FERREIRO, *Loss-of-Coolant-Accident and Anticipated Transients Without*

Scram Calculations for Homogeneous and Heterogeneous Advanced Pressurized Water Reactors, Nucl. Technol., 80, 133, 1988.

53. V.H. RANSOM et al., *RELAP 5/Mod 1, Code Manual; Vol. 1: System Models and Numerical Methods; Vol. 2: User's Guide and Input Requirements*, NUREG/CR-1826, EGG-2070, U.S. Department of Energy, Idaho National Engineering Laboratory, 1982.

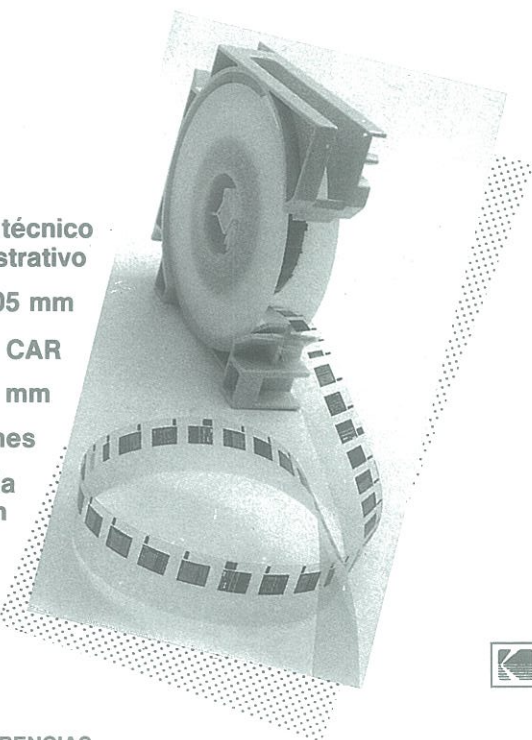
54. H. STAEDTKE and W. KOLAR, *Predictions Capabilities of RELAP 5/Mod 1-EUR; An Improved Version of the LWR Safety Code RELAP 5/Mod 1*, Trans. 4th Int. ENS/ANS Conf. and 9th Foratom Congress (ENC'86) Nuclear Energy of Today and Tomorrow, Geneva, Switzerland, June 1-6, 1986.

55. M. DALLE DONNE and W. HAME, *Critical Heat Flux Correlation for Triangular Arrays of Rod Bundles with Tight Lattices, Including the Spiral Spacer Effect*, Nucl. Technol., 71, 111, 1985.

56. A. RADKOWSKY and Z. SHAYER, *The High Gain Light Water Breeder Reactor with a Uranium-Plutonium Cycle*, Nucl. Tech., 80, 190 (1988).

La Técnica de la Microfilmación

- Microfilm convencional: técnico y administrativo
- 16 mm, 35 mm, 105 mm
- Sistema CAR
- Copias: 16 mm, 35 mm, 105 mm
- Reproducciones
- Tratamiento de la documentación
- Consulting y asesoramiento de equipos
- Distribuidores de Kodak



INFRA S.A.

Servicio de Microfilmación-Consumibles.

Paravicanos, 9. 28039 MADRID. Teléf. (91) 459 32 62-459 30 78.

REFERENCIAS

Central Nuclear Almaraz • Central Nuclear Ascó • Central Nuclear Trillo • Central Nuclear Valdecaballeros • Construcciones y Contratas • Dragados y Construcciones • Empresa Nacional de Electricidad • Empresa Nacional del Uranio • Empresarios Agrupados SAE • Hidroeléctrica Española • Initec • Intecsa • Técnicas Reunidas • Unión Eléctrica Fenosa • etc.

