

PROGRAMAS DE COMBUSTIBLE PARA MEJORAR LA OPERACION Y LA ECONOMIA DE LAS CENTRALES NUCLEARES

H. H. Klepfer y G. A. Roupe

El presente trabajo has sido realizado por H. H. Klepfer y G. A. Roupe, de la General Electric Company. Ambos trabajan en el Nuclear Energy Operations, de General Eléctrica en San José, California.

Su presentación en Nuclear España ha sido elaborada por J. Segarra, doctor ingeniero Industrial de GETSCO.

INTRODUCCION

General Electric (GE) tiene en curso varios programas, muy prometedores, para mejorar aún más la fiabilidad, flexibilidad y economía de las centrales nucleares BWR a base de adelantos en el diseño del núcleo y del combustible. Estos programas están comenzando a dar fruto, y avanzadas características de diseño, tales como la celda de control del núcleo, el combustible resistente a la Interacción Cápsula-Vaina (PCI) y períodos más prolongados entre recargas, se encuentran muy adelantadas en desarrollo y demostración. Problemas experimentados en el pasado han demostrado claramente que la industria nuclear necesita un proceso disciplinado de evolución del combustible para tener la seguridad de que los avances tecnológicos se introducen sin riesgo de un comportamiento degradado del combustible y sus consiguientes efectos adversos y penalizaciones económicas. Este artículo se propone presentar brevemente la filosofía de diseño y desarrollo del producto de la División de Combustible Nuclear de GE, el comportamiento actual de su combustible nuclear y cómo esta filosofía se está aplicando para introducir los diseños de combustible avanzados de los años 80.

PROCESO DISCIPLINADO DE DISEÑO DE COMBUSTIBLE

Hay varios factores que contribuyen a la necesidad de un proceso disciplinado de diseño para el combustible nuclear. El primero es la complejidad del diseño del combustible y su interacción con el sistema del reactor. Esta complejidad hace que sea arriesgada la extrapolación de estudios analíticos y ensayos de laboratorio al comportamiento en reactores de potencia. Este riesgo se ve aumentado por la enorme inversión (100-200 millones de dólares por núcleo de reactor) en el combustible, y el impacto potencial, aún mayor, de los problemas de comportamiento del combustible, y el impacto potencial, aún mayor, de los problemas de comportamiento del combustible en los costes de operación de las centrales. Finalmente, el tiempo necesario para resolver un problema de comportamiento del combustible puede abarcar una década, a causa de la necesidad de ensayar una solución de diseño durante la vida de cuatro a seis años del combustible, más los tres o cuatro años que se requieren para purgar el reactor del diseño anterior.

Teniendo en cuenta lo anterior, se ha desarrollado un proceso altamente disciplinado de diseño y desarrollo, que está basado en los principios de normalización, evolución, ensayo antes del uso y vigilancia en las centrales.

NORMALIZACION

Las características básicas de diseño de cuatro elementos con canales individuales de flujo alrededor de una barra de control, con cápsulas de óxido de uranio contenidas en barras de combustible con vaina de Zircaloy y espaciadores de posición de Zircaloy, expansión axial libre y capacidad de desmontaje del elemento, han permanecido invariables desde los años 60. Esta normalización ha producido una adquisición de experiencia de más de doscientos ochenta años con más de dos millones de barras de combustible de UO_2 en vainas de Zircaloy, aplicables a todas las centrales BWR, y ha permitido que los beneficios de todos los adelantos de diseño de núcleo y combustible puedan aplicarse de manera retroactiva.

EVOLUCION

Una de las lecciones de los años 70 fue la necesidad de hacer de la implementación de los adelantos tecnológicos un proceso evolutivo, por etapas, a fin de retener los beneficios de la experiencia anterior. La evolución de las características nucleares y mecánicas del diseño BWR ha dado como resultado el actual diseño 8 x 8, que está dando lugar a un excelente comportamiento del núcleo y del combustible. El diseño 8 x 8 que se comenzó a fabricar a principios de 1973 introdujo agua en el centro de la celda de combustible, por medio de una barra de agua, que también mantiene los espaciadores en su lugar. Un diseño 8 x 8 mejorado, conocido como 8 x 8R, se introdujo por primera vez en 1977, e incrementó el volumen de agua en el centro del elemento con la adición de una segunda barra de agua, e introdujo asimismo zonas de uranio natural en las partes superior e inferior de las barras de combustible. El combustible 8 x 8R prepresurizado que se introdujo en 1979 aumentó la presión interna del helio de la barra de combustible a fin de diluir con helio los gases de fisión liberados, mejorando de este modo la conductividad térmica en el espacio cápsula-vaina, con una reducción consiguiente de la temperatura del combustible. Estos cambios se hicieron como pequeños cambios evolutivos, por etapas, y no apartándose radicalmente de la base de

datos existente. De este modo, la experiencia ganada con los dos millones de barras de combustible en operación es relevante, tanto para el diseño actual como para los diseños futuros.

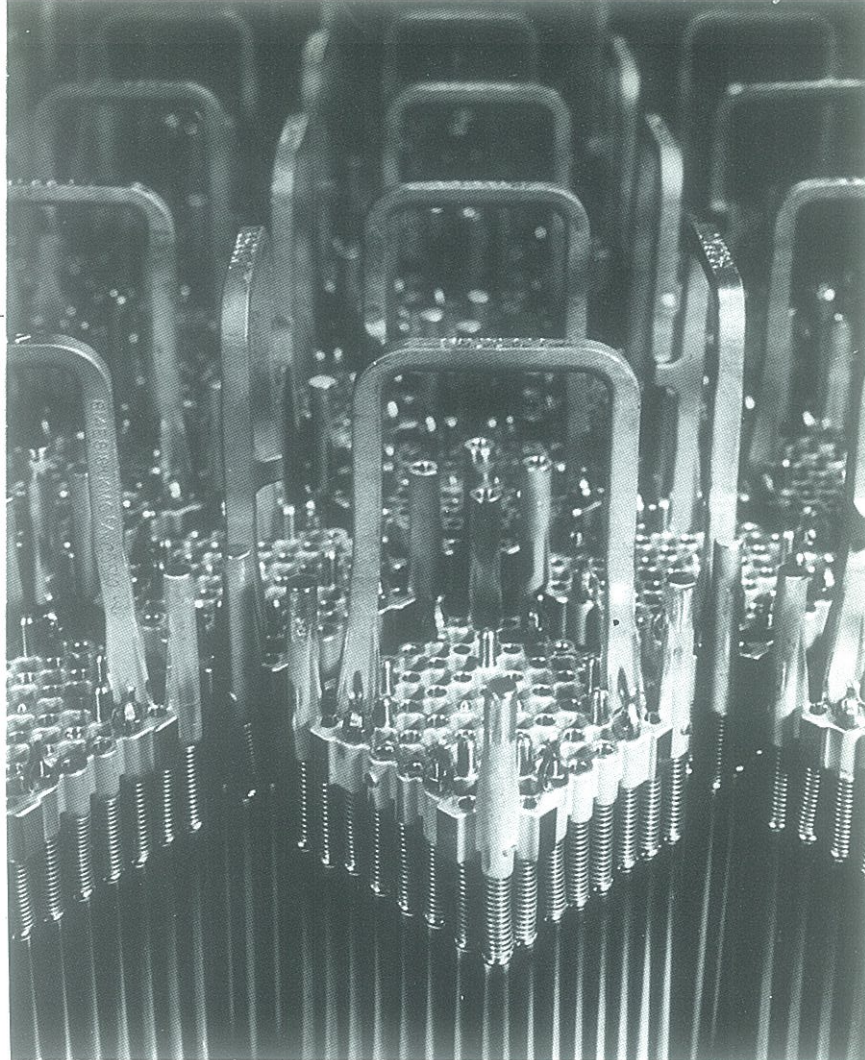
ENSAYO ANTES DEL USO

La necesidad de la industria nuclear de un comportamiento fiable del combustible exige que las innovaciones de diseño se implementen cuando los beneficios que prometen se hayan demostrado realmente en reactores en operación. Este proceso de ensayo antes del uso requiere tres importantes recursos: instalaciones de ensayos, cooperación de las empresas eléctricas y una amplia base de experiencia. Dependiendo del cambio de diseño de que se trate, el ensayo comienza habitualmente con pruebas de laboratorio en las instalaciones de materiales del Centro Nuclear de Vallecitos de GE, o en sus laboratorios centrales de Investigación y Desarrollo, en Schenectady. Para las pruebas de las barras combustibles y materiales asociados se usan los reactores de pruebas existentes en Vallecitos, Halden, Studsvik y otros lugares. Este esquema se completa con pruebas de respuesta del sistema BWR, que se llevan a cabo en las instalaciones de pruebas de San José (California) y en Lynn (Massachusetts), o en reactores de potencia.

Las demostraciones finales que confirman los adelantos tecnológicos tienen lugar en reactores de potencia, y dependen de la cooperación de las empresas eléctricas. Actualmente hay en marcha 32 programas diferentes de cooperación con empresas eléctricas para demostrar las mejoras en el comportamiento del combustible y obtener datos de operación para las áreas de diseño mecánico y nuclear.

VIGILANCIA

Las actividades de vigilancia del combustible son otra de las partes integrantes del proceso de este diseño y requieren un programa sostenido con un significativo compromiso de recursos. Las inspecciones de vigilancia del combustible no se suscitan solamente por problemas de comportamiento del combustible, sino que se llevan a cabo de manera rutinaria en los primeros conjuntos de nuevos diseños. Hasta la fecha, más de 45.000 barras de combustible han sido sometidas a un sofisticado examen no destructivo tras su irradiación. Además, cerca de 600 barras de combustible se han desmontado de elementos combustibles y retornado a celdas calien-



Al igual que en todos los reactores de agua ligera, la fiabilidad del combustible es fundamental para conseguir un funcionamiento favorable de la Central BWR y unos costos de generación atractivos.

tes para exámenes destructivos detallados. La inspección post-irradiación de los elementos y las barras de combustible individuales proporciona la información necesaria para evaluar los diseños del combustible y el comportamiento del sistema durante la vida del combustible, así como una pronta detección de cualquier comportamiento inesperado. El resultado de la disciplina de diseño de los años 70 ha sido demostrada en una mejora constante del comportamiento del combustible, que conduce a los excelentes resultados de los actuales diseños 8 x 8.

COMPORTAMIENTO ACTUAL DEL COMBUSTIBLE

Este aspecto presenta muchas facetas, pero es común a todas ellas su favorable impacto en el factor de carga y la flexibilidad de operación de las unidades nucleares.

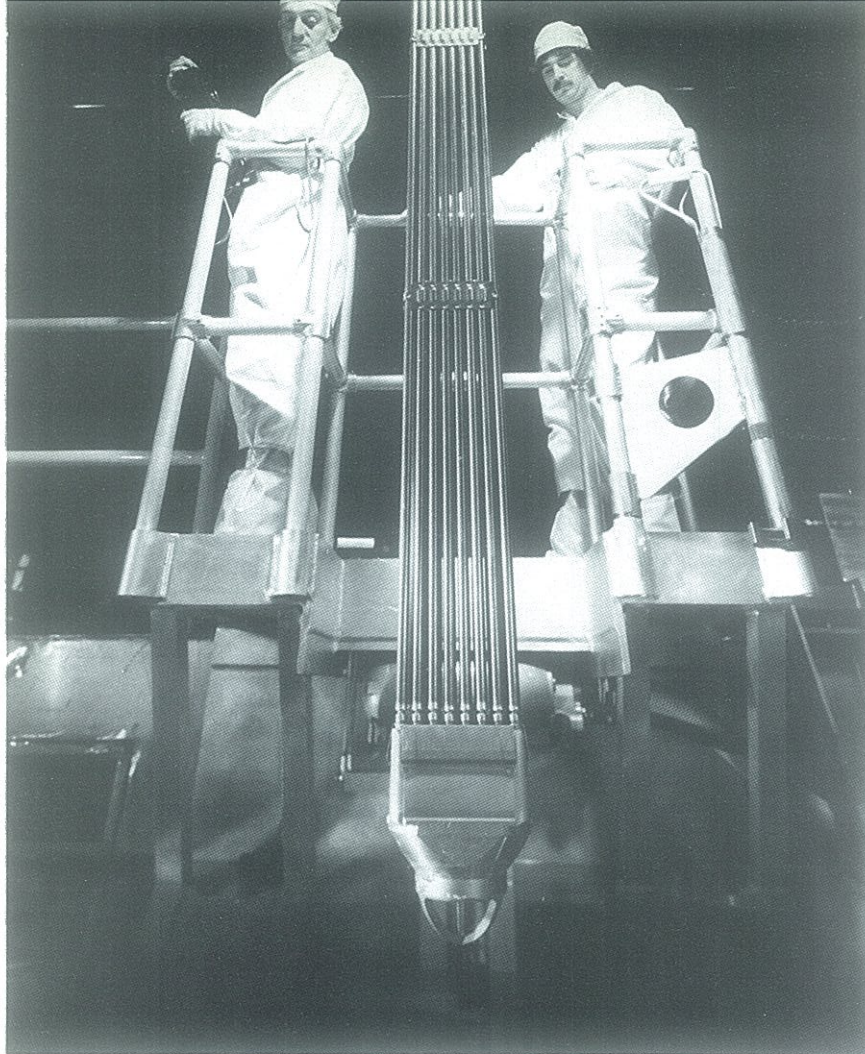
FACTOR DE CARGA DE LA CENTRAL

El factor de carga de la central BWR de GE ha ido mejorando en general durante los últimos cinco años, y se esperan nuevas mejoras a medida que las centrales vayan completando la instalación de los requisitos posteriores a

Three Miles Island, modificaciones de la contención y materiales de tuberías mejorados.

El componente que corresponde a la instalación o costes fijos de generación de energía para las unidades nucleares en servicio está relativamente a prueba de inflación. Por otra parte, el coste del combustible nuclear es una fracción relativamente pequeña (el 25 por 100, aproximadamente) de los costes totales de generación. Así se espera que los costes de generación de energía mejoren a base de un aumento en el factor de carga durante los años 80.

Datos detallados acerca de los sistemas de la central y del combustible causantes de cada parada de la central o reducción de su potencia permiten evaluar el impacto real del comportamiento del combustible en la operación de la central. Históricamente, tres áreas del comportamiento del combustible que han tenido impacto en el factor de carga de las centrales han sido la fiabilidad mecánica, los márgenes térmicos de operación y las restricciones de operación debidas a la interacción cápsula-vaina. La experiencia reciente de las centrales en operación en Estados Unidos indica un impacto casi despreciable de los dos primeros conceptos y una tendencia muy favorable del tercero.

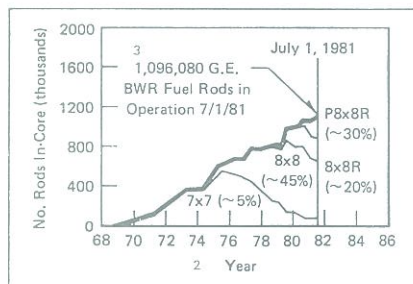


El diseño del combustible BWR está orientado, de un modo primordial, a conseguir flexibilidad de operación ante ciclos de duración diversa, así como poder prolongar los períodos entre recargas.

FIABILIDAD MECÁNICA

La base de experiencia de GE con combustible moderno en vainas de Zircaloy es actualmente de más de dos millones de barras de combustible. La mitad aproximadamente de estas barras se encuentra actualmente en reactores. Tal como se indica en la figura 1, el 95 por 100 de las barras en operación es del diseño 8x8 y el combustible prepresurizado introducido recientemente constituye alrededor del 30 por 100 del combustible en operación.

F.I



Barras de combustible BWR de GE en servicio.

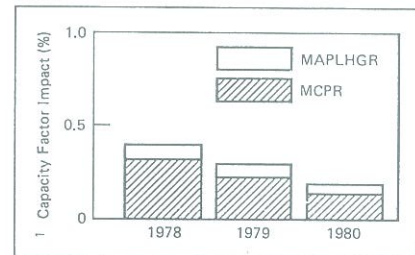
- Número de barras en núcleos (millares).
- Año.
- 1.096.080 barras de combustible BWR de GE en servicio al 1-VII-81.

Los resultados con el combustible 8x8 han sido excelentes, con una experiencia actual con más de un millón de barras en que se han registrado muy pocos fallos. Estas bajas tasas de fallo del combustible eliminan la necesidad del «sipping» de combustible durante las paradas para recarga y el riesgo potencial de operaciones especiales debidas a fallos del combustible. Durante 1980, el promedio del impacto en el factor de carga en los BWR en Estados Unidos, que puede ser atribuido a la fiabilidad de este combustible, fue menor del 0,1 por 100.

Márgenes de operación.—Otra área de mejora ha consistido en la disminución de las restricciones operativas, tales como la Relación Mínima de Potencia Crítica (MCPR) y los límites en previsión de Accidente por Pérdida de Refrigerante (MAPLHGR). Durante los años 70, se llevaron a cabo programas integrados para mejorar las márgenes de operación por medio de una combinación de adelantos en el diseño del combustible (modificación retroactiva 8x8), equipo de la central, disparo de la bomba de recirculación, modificaciones al sistema de inyección del núcleo a baja presión (LPCI), instrumentación y detectores neutrónicos móviles (TIP) y

métodos analíticos. El fruto de estos programas se ilustra en la figura 2, que muestra que el promedio de la influencia en el factor de carga de los márgenes de operación relacionados con el núcleo y el combustible disminuyeron hasta un nivel menor del 0,15 por 100 en 1980. Es importante tener en cuenta que esta mejora de comportamiento se logró en un entorno de regulaciones, cada vez más estrictas, que tendía a erosionar los márgenes de operación existentes.

F.II



Efectos de los márgenes térmicos en el factor de carga.

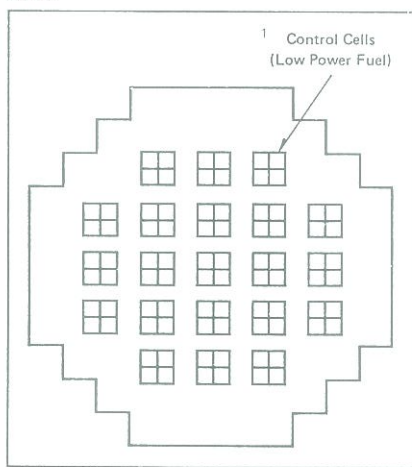
1. Impacto en el factor de carga.

Restricciones por la interacción cápsula-vaina.—Una amenaza de importancia a la fiabilidad de todos los diseños actuales de combustible de UO_2 en vainas de Zircaloy es el mecanismo de fallo por Interacción Cápsula-Vaina. Las recomendaciones temporales de operación para el preconditionamiento del combustible (PCIOMR) han contribuido con gran éxito a su excelente comportamiento desde el punto de vista de la integridad mecánica, si bien también han dado lugar a reducciones en el factor de carga. Su impacto en el factor de carga continúa declinando, y el último año se produjo un efecto promedio de menos del 2 por 100, si bien algunas unidades lograron niveles de pérdida inferiores al 1 por 100. Esta mejora es resultado tanto de la experiencia y procedimientos perfeccionados como de reducciones en la cantidad de combustible 7x7 en servicio. Para mediados de la década de los años 80 se ha establecido un objetivo de PCIOMR que tenga un efecto sobre el factor de carga inferior al 1 por 100, y basándose en la experiencia anterior este objetivo parece alcanzable.

Celda de control del núcleo.—Parte de la mejora en el factor de carga bajo el programa PCIOMR puede atribuirse al concepto de Celda de Control del Núcleo (CCC), inventado en 1975 e introducido recientemente en los BWR en

servicio (1). La CCC simplifica la operación de la central y mejora el factor de carga al eliminar la necesidad de los cambios de posición secuenciales de las barras de control y sus consiguientes requisitos de preacondicionamiento (figura 3).

F.III

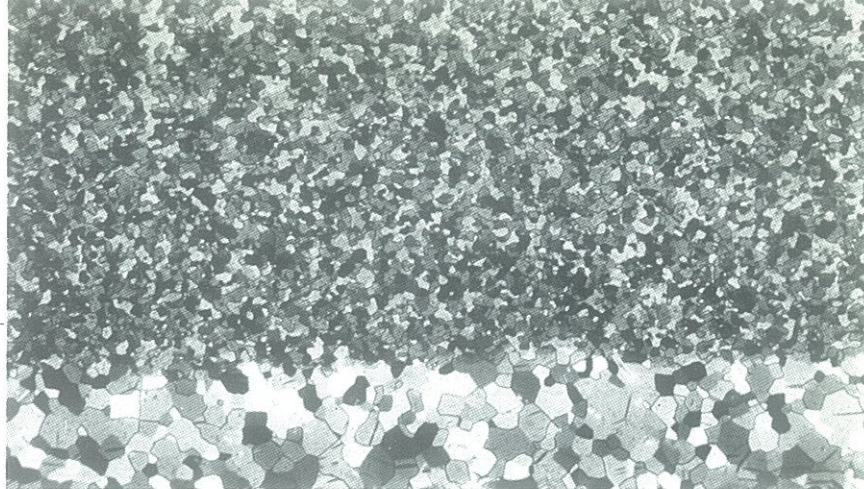


Celda de control del núcleo.

1. Celdas de control (combustible de baja potencia).

Ciclos de combustible con operación CCC se han llevado a término con éxito en dos reactores BWR/3 y dos BWR/4, y en este momento están en marcha otros ciclos CCC en siete centrales. Aunque no es concluyente que el CCC fuera la única causa, el hecho es que los cuatro reactores con CCC tuvieron pérdidas de capacidad relacionadas con el PCIOMR del 1,1 por 100 o inferiores. Después de tres años de pruebas observadas minuciosamente, el CCC ha sido demostrado con éxito y se encuentra ahora disponible para su aplicación a todos los reactores BWR modernos.

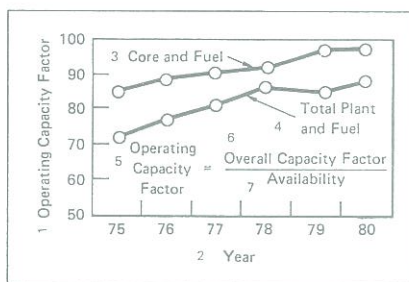
Promedio del factor de carga en servicio.—En la figura 4 se muestra la tendencia general del factor de carga en servicio. Esto incluye el impacto de las recomendaciones de operación relacionadas con la PCI y todas las demás áreas de comportamiento del combustible. El factor de carga en servicio muestra una tendencia muy esperanzadora, habiendo aumentado en un 16 por 100 durante los últimos cinco años. La proporción de restricciones de nivel de potencia que se pueden atribuir al comportamiento del núcleo y del combustible muestra una tasa de cambio todavía más positiva, con un impacto total del componente combustible que contribuye con menos de cuatro puntos al



En el diseño de General Electric, una capa de zirconio puro (parte superior de la figura) se suelda metalúrgicamente a la superficie interior de la vaina de Zircaloy de la barra convencional de combustible.

promedio de algo más del 14 por 100 de reducción del factor potencia en los años 1979 y 1980, con respecto al 100 por 100 teórico.

F.IV



Promedio de factor de carga en servicio en reactores BWR de Estados Unidos.

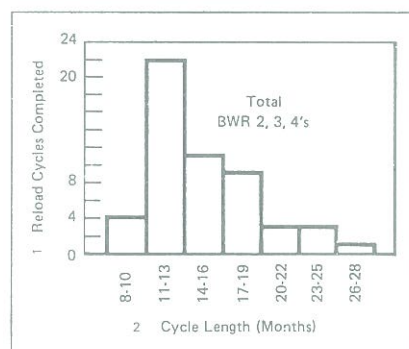
1. Factor de carga en servicio.
2. Año.
3. Núcleo y combustible.
4. Total central y combustible.
5. Factor de carga en servicio.
6. Factor de carga total.
7. Disponibilidad.

FLEXIBILIDAD DE OPERACION

La flexibilidad para planificar amplias variaciones en la energía que se ha de generar durante un período entre recargas y la capacidad para acomodar cambios no planificados en los programas de paradas pueden tener un enorme impacto en los costos de generación. Por ejemplo, la capacidad de prolongar o acortar los períodos entre recarga significa que el BWR se puede usar para cubrir paradas no planificadas de otras grandes unidades, o que los períodos entre recargas del BWR se pueden prolongar durante épocas de puntas de carga para evitar los altos costes de la energía de reposición.

Duraciones de los períodos.—Las variaciones en las duraciones efectivas en los períodos entre recargas desde 1977 a 1980 aparecen en la figura 5. La duración efectiva de dicho período se define como el tiempo que transcurre desde la puesta en marcha hasta la parada, más un margen de sesenta días

F.V



Flexibilidad de duración de los períodos entre recargas de reactores BWR. Ciclo completados en 1979-1980.

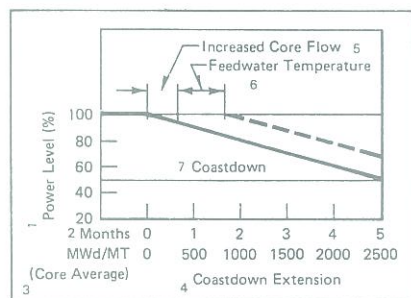
1. Períodos entre recargas completados.
2. Duración del período (meses).

para las labores de mantenimiento/recarga. Las duraciones de los períodos oscilan desde ocho hasta veintiocho meses, aproximadamente, y ponen de manifiesto una gran flexibilidad en los mismos.

GE mantiene actualmente más de 80 diseños diferentes de elementos combustibles que, unidos a la capacidad de combinar dos o más de ellos en una misma recarga, permiten una gran flexibilidad para diseñar el núcleo y el combustible de manera que satisfaga las diversas necesidades de las empresas eléctricas.

Durante los últimos cinco años, la tendencia general ha apuntado a períodos más largos, a causa del importante ahorro que se logra reduciendo el número de paradas para recarga. Típicamente, un reactor BWR puede mejorar su factor de carga total desde un 3 hasta un 5 por 100 prolongando la duración de los períodos entre recargas desde doce hasta dieciocho meses. El ahorro resultante en costos de energía de reposición compensa ampliamente el aumento del combustible en el período. Como resultado de lo anterior, casi el 75 por 100 de los BWR en servicio con combustible GE están usando actualmente períodos de operación de dieciocho meses entre recargas o planificándolos.

F.VI



Reglas prácticas de operación del BWR a nivel decreciente de potencia.

1. Nivel de potencia (%).
2. Meses.
3. Promedio del núcleo.
4. Duración de la operación a nivel decreciente.
5. Flujo del núcleo aumentado.
6. Temperatura del agua de alimentación.
7. Nivel decreciente de potencia.

Prolongaciones del período entre recargas.—Tal como se indica en la figura 6, frecuentemente es posible conseguir un mes más de operación a base de aumentar el flujo del núcleo y reducir la temperatura del agua de alimentación. La reducción de la temperatura del agua de alimentación mantiene constante la potencia térmica del reactor a costa de alguna pérdida en el rendimiento de la turbina. El BWR puede proporcionar asimismo un mes adicional de operación aproximadamente por cada 10 por 100 de reducción del nivel de potencia por medio de operación a nivel decreciente de potencia (coast-down) (2).

Un estudio de la tendencia a la aplicación de la citada modalidad de operación indica que, durante el período 1978-1980, 33 centrales entre 45 de Estados Unidos la emplearon para prolongar los períodos entre recargas y reducir los costos del combustible.

DISEÑOS AVANZADOS DE COMBUSTIBLE

Si bien los actuales diseños de combustible están demostrando ser una fuente de energía fiable y económica, la GE prosigue con el desarrollo de diseños avanzados de combustible para las décadas de los 80 y los 90 a fin de explotar aún más el potencial del BWR

que presenta la valiosa característica de ser capaz de aceptar combustible de nueva tecnología sin costosas modificaciones del sistema y sin que sea preciso descargar un núcleo completo parcialmente irradiado.

NECESIDADES DE LAS EMPRESAS ELECTRICAS

Como resultado de sus estudios y de la información obtenida de empresas que tienen centrales en servicio, se han identificado cuatro grandes áreas con potencial para reducir aún más los costos de generación de energía: factores de carga más elevados, períodos más largos entre recargas, costos más bajos del ciclo de combustible y mayor flexibilidad de operación.

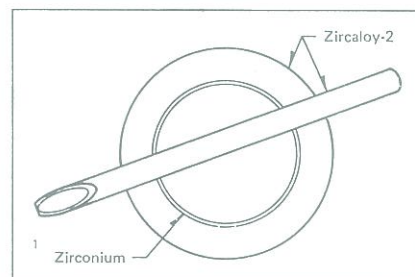
En el área del combustible, la respuesta al incremento de carga está en la mejora de la operación a base del empleo de la Celda de Control del Núcleo, así como de combustible resistente a la PCI. Los períodos más largos entre recargas ofrecen oportunidades adicionales para incrementar el factor de carga y evitar costosas paradas para recarga. Una mejor utilización del uranio por medio de una irradiación prolongada y diseños nucleares avanzados compensarán los crecientes costos del ciclo de combustible que necesariamente han de acompañar a los ciclos más prolongados. En cuanto a las ventajas de la flexibilidad, si bien son difíciles de cuantificar, permiten a la empresa eléctrica optimizar su sistema de generación respondiendo a requisitos que en este momento no son claramente previsibles.

DESAFIOS TECNOLOGICOS

La industria del combustible nuclear tiene que superar varios desafíos tecnológicos comunes para responder con éxito a las oportunidades existentes para el logro de un mejor comportamiento del combustible que se han comentado más arriba. A continuación se exponen programas de desarrollo y demostración para enfrentarse a estos desafíos.

Interacción Cápsula-Vaina.—En GE se están llevando a cabo desde 1972

F.VII



Blindaje a base de zirconio.

1. Zirconio.

programas encaminados a la comprensión del mecanismo de fallo por Interacción Cápsula-Vaina (PCI) y a la investigación de soluciones potenciales de dicho problema.

Actualmente se considera que el mecanismo de fallo PCI consiste en un agrietamiento debido a corrosión por fatiga, que se inicia en la superficie interior de la barra de combustible. Las fatigas son causadas por aumentos de potencia rápidos, y la corrosión por ciertos productos de fisión (yodo y/o cadmio).

Se han llevado a cabo pruebas de selección de numerosas soluciones potenciales del problema PCI, incluyendo diversos materiales y recubrimientos, como barrera para proteger de los ataques químicos la superficie interior del blindaje, cambios en la geometría de la cápsula y un servicio reducido del combustible para disminuir la fatiga local, así como cambios en la composición química del combustible. Sobre una base de pruebas que indican resistencia al fenómeno PCI durante toda la vida de diseño del combustible, el diseño patentado (3) elegido en primer lugar consiste en una capa de zirconio ligado metalúrgicamente a la superficie interior de un tubo de Zircaloy de dimensiones normales (figura 7).

Para definir el régimen cuyo límite inferior es el nivel de potencia bajo el cual no se producen fallos por PCI, y cuyo límite superior es el nivel de potencia al cual falla el 100 por 100 del combustible normal, se usaron datos de 186 pruebas de subida de potencia en reactores de pruebas. Las barras de combustible con barrera de zirconio permanecieron intactas a niveles de potencia, y quemado por encima de aquellos, a los que no sobrevivió ni una de las barras de combustible normales (4).

La barrera de zirconio tiene la ventaja adicional de que no introduce otro tipo

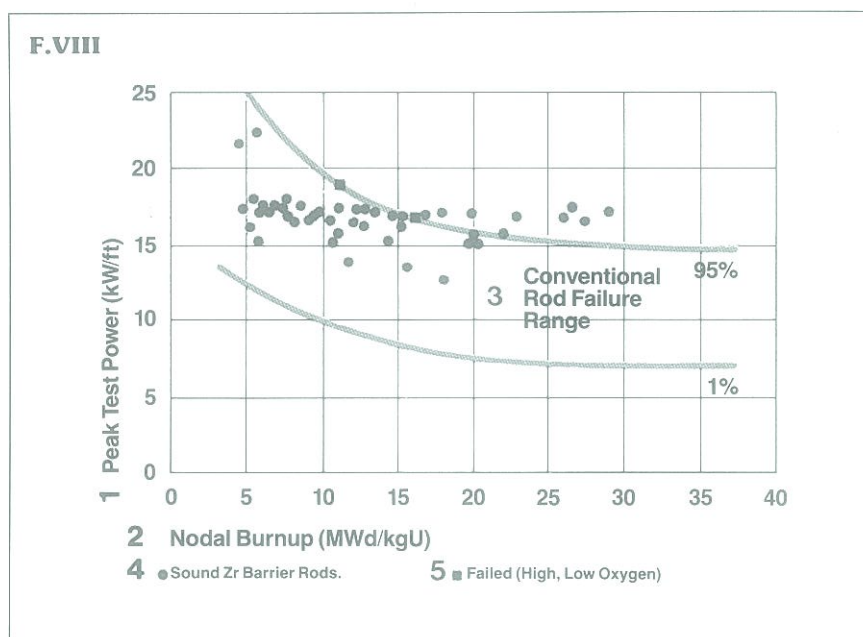
de material ni diferente geometría en la barra de combustible, con lo cual se evitan potenciales problemas de licencia-miento e impacto en la reactividad. El diseño de barrera de zirconio se ha sometido también a extensas pruebas para tener la seguridad de que el comportamiento del combustible no se degradará en condiciones de operación anormal, transitorios o accidente. Todo lo anterior se ilustra en la zona sombreada de la figura 8, y el comportamiento probado del combustible con barrera de zirconio figura superpuesto sobre la misma base.

Vibración y desgaste.—Otro desafío potencial a la fiabilidad mecánica del combustible es la vibración del conjunto combustible inducida por el caudal de refrigeración. Para los diseños actuales no se esperan problemas, pero cualquier nuevo diseño, particularmente los de más largo tiempo de irradiación y residencia, debe ser probado. Estos programas de pruebas se encuentran actualmente en curso en la instalación de pruebas de vibración inducida por caudal de refrigeración, a escala natural, de GE, con prototipos bajo irradiación en reactores de potencia.

Corrosión.—El material de Zircaloy que es susceptible de corrosión externa acelerada en el BWR no es detectable con las pruebas normales de la industria. GE ha desarrollado y tiene en propiedad un nuevo enfoque del control del proceso que mejorará grandemente la resistencia a la corrosión de sus nuevos diseños de combustible para períodos más largos entre recargas y una irradiación prolongada.

Incertidumbres de los métodos nucleares y termohidráulicos.—Para lograr una optimización económica más efectiva del diseño del combustible será necesario usar métodos de diseño más refinados. Por ejemplo, la cantidad creciente de venenos consumibles que se requieren en los diseños para una irradiación prolongada, y el superior nivel de sofisticación en el emplazamiento óptimo de estos venenos, disminuyen los márgenes de los métodos de diseños existentes. Para cada una de las áreas críticas están en curso programas para el refinamiento de tales métodos.

Accidente por pérdida de refrigerante.—Los modelos de evaluación de la Compañía de los autores del accidente



Resultados de pruebas de subida de potencia con combustible dotado con blindaje de zirconio

1. Potencia punta de prueba (KW pie).
2. Grado de irradiación puntual (MWd/kgU).
3. Rango de fallos de barras convencionales.
4. Barras con barrera de zirconio que han superado satisfactoriamente la prueba.
5. Barras que han registrado fallos (alto o bajo oxígeno).

por pérdida de refrigerante se están mejorando con la obtención de la aprobación de la USNRC para el empleo de datos más realistas, junto con el desarrollo de modelos asimismo más realistas. Los prolongados esfuerzos en el desarrollo de la tecnología de refrigeración de emergencia del núcleo del BWR están comenzando a dar sus frutos a través del desarrollo conjunto con la USNRC y el EPRI del código «TRAC», de mejor estimación y primeros principios. Los resultados preliminares de las recientes pruebas de simulación del sistema BWR y los estudios «TRAC» indican que el aumento real de la temperatura de las vainas del combustible, en caso de accidente con pérdida de refrigerante, sería solamente del 35 por 100 del límite regulatorio. Esta base de tecnología se espera que dé lugar al margen de evaluación del accidente con pérdida de refrigerante que se requiere para los diseños avanzados de combustible.

CELDA DE CONTROL DEL NÚCLEO

El concepto de celda de control del núcleo que se ha comentado anterior-

mente acaba de concluir su fase de demostración y se encuentra enteramente disponible en la actualidad para su puesta en práctica. Los ciclos de demostración en reactores BWR, tanto de baja como de alta densidad de potencia, han confirmado las ventajas de la CCC en la simplificación operativa e indican un ahorro significativo en el factor de carga. Aún más importante para el futuro, los beneficios derivados de varios conceptos avanzados de diseño aparecen aumentados significativamente por la celda de control del núcleo, y algunos de ellos sólo son realizables con la CCC.

COMBUSTIBLE RESISTENTE A LA PCI

En cooperación con la Commonwealth Research Corporation y el Departamento de Energía de Estados Unidos, GE tiene prototipos bajo irradiación, e igualmente tiene en curso una demostración, con una recarga de dimensiones normales, de su combustible con blindaje a base de zirconio.

Los elementos prototipo se cargaron en el Reactor de Quat Cities-1 en febrero de 1979, y se encuentran en su segundo ciclo de operación. El resultado

del control realizado al final del primer ciclo de operación indicó que el comportamiento del combustible es el esperado.

Se ha fabricado una recarga de demostración de 144 elementos con este tipo de blindaje, programada para entrar en servicio en el reactor de Quad Cities-2 en diciembre de 1981. Para este combustible se ha desarrollado un detallado plan operativo. Dicho plan consiste en retirar deliberadamente las barras de control de las celdas rodeadas por combustible con este blindaje antes de cada parada para recarga. El combustible con blindaje de zirconio experimentará rápidos incrementos locales de potencia de hasta 10 kW/pie. Estas condiciones son más severas que las esperadas durante una operación del reactor libre de restricciones. La demostración se prolongará durante los cuatro años de vida de la recarga de 144 elementos, proporcionando confirmación estadística del comportamiento del blindaje bajo severas condiciones de potencia.

La demostración satisfactoria del combustible con blindaje de zirconio tendrá muchas consecuencias beneficiosas, entre las que se pueden contar mejores factores de carga, menor riesgo de fallos mecánicos y una mayor maniobrabilidad, para seguir la demanda de carga cuando y donde se necesita.

MEJOR UTILIZACION DEL URANIO

GE tiene también en curso con la TVA y el Departamento de Energía de Estados Unidos un programa conjunto para la evaluación y demostración de características desarrolladas para mejorar la utilización del uranio, requisitos de trabajo de separación y costos del ciclo del combustible en los BWR. En este programa se están evaluando características operativas, tales como el desplazamiento del espectro y el perfeccionamiento de las estrategias de formación de la reactividad axial, así como mejoras de diseño del núcleo y del elemento combustible.

Desplazamiento del espectro.—En el modo operativo de desplazamiento del espectro, el caudal de refrigeración del núcleo se reduce durante la mayor parte del ciclo operativo con el fin de aumentar los huecos, endureciendo el espectro de neutrones y produciendo más plutonio. Al final del ciclo, se aumenta el caudal por encima del nivel nominal con objeto de aumentar la reactividad,

alargar la duración del ciclo y utilizar el plutonio generado en la primera parte del ciclo. El desplazamiento del espectro potencia la característica del BWR de «convertidor *in situ*». Este tipo de operación requiere análisis especiales del sistema para aumentar la gama potencia-caudal del 100 por 100 y diseños especiales de gadolinia para minimizar los efectos de puntas. Para los reactores de Browns Ferry-3 y Nine Mile Point-1 se han llevado a cabo detallados análisis teóricos de desplazamiento del espectro, y está en proyecto un futuro ciclo de demostración.

FORMACION DE IRRADIACION AXIAL

Un efecto semejante al desplazamiento del espectro inducido por el caudal puede lograrse variando la distribución de la potencia axial durante el ciclo. La técnica de formación de irradiación axial se encuentra en demostración durante el período de 1981 a 1982 en los reactores de Millstone y Browns Ferry-3.

MAYOR IRRADIACION

GE está explorando el tiempo de residencia y la capacidad de irradiación de los diseños de combustible actuales con la irradiación prolongada de conjuntos combustibles en cooperación con el Departamento de Energía de Estados Unidos, en el reactor de Monticello, y con el EPRI en los de Peach Bottom y Quad Cities-1. Estos conjuntos se están vigilando cuidadosamente para la detección de corrosión, desgaste, crecimiento diferencial inducido por la radiación, liberación de gases de fisión y otros efectos dependientes de la irradiación. Los elementos combustibles de la Central de Monticello son los sometidos a irradiación en primer lugar y se han examinado recientemente tras alcanzar una irradiación punta de cápsulas de 50.000 MWd/TM. Los resultados preliminares del examen no han revelado ningún problema significativo de deformación de barras de combustible, desgaste o corrosión. Las cápsulas de estos elementos alcanzarán irradiaciones punta de 56.000 MWd/TM en 1982.

Distribuciones avanzadas de gadolinia.—GE fue la pionera en el uso de gadolinia como veneno consumible en los años 60 y ha utilizado gadolinia situada axialmente desde comienzos de los 70, sin encontrar ningún problema serio. Ciertas características avanzadas

de la gadolinia que están en demostración actualmente deben contribuir a mantener los márgenes tanto de puntas del reactor como de reactividad de parada para operación con desplazamiento del espectro, períodos más largos entre recargas y diseños de combustible de irradiación prolongada, logrando al mismo tiempo una mejor utilización del uranio.

RESUMEN

La experiencia obtenida en reactores en servicio con diseños recientes de combustible de GE continúa siendo excelente. Esta experiencia ha reforzado la reputación del BWR como una unidad de generación de energía fiable, flexible y económica. Diseños avanzados de combustible que se encuentran en fase de desarrollo cuentan con el potencial de mayores mejoras en la fiabilidad y la flexibilidad, así como con un enorme potencial de ahorro en los costos de generación de energía. Demostraciones en reactores de potencia de características avanzadas, tales como la celda de control del núcleo, el combustible resistente a la PCI e intervalos flexibles entre recargas, se encuentran ya muy adelantadas.

GE cree que la industria necesita de la disciplina de diseño y desarrollo y del compromiso de una completa investigación y demostración de nuevas características de diseño antes de su puesta en práctica para tener la seguridad de que las modificaciones en el diseño del combustible tienen realmente un impacto positivo en el comportamiento del combustible. Tal disciplina de diseño, así como los programas tecnológicos a largo plazo y el profundo conocimiento del combustible consituyen la esencia de los programas esbozados en este artículo.

REFERENCIAS

1. L. E. Sennern, R. L. Crowther, P. J. Savoia, S. R. Specker, J. L. Stark, **Improved BWR Control Cell Core Design Conception**, Trans. ANS, 33, 642, Noviembre, 1979.
2. G. C. Fullmer, **BWR End of Cycle/Cycle Length Flexibility**, Trans. ANS, 35, 99 (1980).
3. U. S. Patent 4,200,492, Nuclear Fuel Element.
4. H. S. Rosenbaum, J. H. Davies, R. B. Adamson, J. S. Armijo, E. Rosicky, S. B. Wisner, R. P. Tucker, E. L. Esch, **Resistance of Zirconium Barrier Fuel to Pellet-Cladding Interaction**, Trans. ANS, 38, 270 (1981).