SITUACIÓN ACTUAL Y PERSPECTIVAS DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR

J.M. CONDE, M. RECIO, J.Mª. REY

En este articulo se revisa la evolución que ha seguido el combustible en los últimos tiempos, tanto en su diseño como en sus condiciones de operación, así como la evolución paralela que han seguido las metodologías utilizadas para analizar su comportamiento. Se exponen a título de ejemplo algunos de los problemas recientes que se han encontrado en este campo, así como la perspectiva de los autores acerca de la manera en que esta evolución puede seguir progresando en el futuro desde un punto de vista regulador, que debe pasar por disponer de evidencia experimental acerca del comportamiento estacionario y transitorio del combustible en las condiciones de operación actuales y futuras, así como mejorar algunos aspectos de los procesos de licenciamiento y de los mecanismos de seguimiento de la operación del combustible.

Uno de los campos de la industria nuclear en los que se ha seguido una evolución más rápida en los últimos años, y mantenida en el tiempo, ha sido el del diseño y el aprovechamiento del combustible nuclear. En los primeros años de desarrollo de la industria, el diseño y las condiciones de operación del combustible se modificaron sólo muy ligeramente, y, como norma general, para responder al descubrimiento de problemas encontrados durante la operación de las plantas. En la última década, con el parque nuclear en funcionamiento y consolidado, las modificaciones en el diseño del combustible y los cambios en sus condiciones de uso se han convertido de hecho en rutinarios, siendo excepcional el que una central opere un número elevado de ciclos sin introducir modificaciones en estos dos campos.

Algunas de estas modificaciones introducidas en los últimos años van encaminadas a resolver los problemas que siguen apareciendo durante la operación, y que pueden afectar a la disponibilidad de la planta o a su operación segura. Sin embargo, la mayor parte de ellas tienen su origen en el deseo de la industria de mejorar el aprovechamiento del combustible en las centrales, es decir, parten de una motivación esencialmente económica.

La aparición de problemas diversos, tanto en su carácter como en su importancia, relacionados de una u otra forma con el combustible, ha cuestionado de forma general la manera en que estos cambios y modificaciones se han ido introduciendo en la operación de las centrales. Estos problemas han ido apareciendo de forma prácticamente continuada en los últimos tiempos, y no han sido anticipados de manera adecuada. Por otra parte, el elevado número de cambios introducidos dificulta de forma extrema la determinación de la causa raíz de un problema concreto, lo que obliga a adoptar soluciones para eliminar el efecto sin un conocimiento técnico completo de su origen. Ello tiene un fuerte impacto en las actividades de los explotadores, de los suministradores de combustible y de los organismos reguladores, y produce además vueltas atrás respecto a la evolución deseada, con fuerte impacto económico en la explotación de las centrales.

En este artículo se revisa la evolución que ha seguido el combustible en los últimos tiempos, tanto en su diseño como en sus condiciones de operación, así como la evolución paralela que han seguido los métodos y metodologías utilizados para analizar su comportamiento. Se exponen a título de ejemplo algunos de los problemas recientes que se han encontrado en este campo, así como la perspectiva de los autores acerca de la manera en que esta evolución puede seguir progresando en el futuro desde un punto de vista regulador.

EVOLUCIÓN RECIENTE DEL COMBUSTIBLE

Los objetivos fundamentales se han plasmado en la introducción de los siguientes cambios en las condiciones de uso del combustible:

- Aumento de la longitud de los ciclos de operación, 18 o incluso 24 meses.
- Incremento en el quemado, cuyo valor medio por elemento ha superado los 45000 Mwd/TmU.
- Aumentos de potencia de las centrales.
- Modificaciones de diseño para mejorar tasas de fallo y fiabilidad del combustible.
- Metodologías realistas de análisis, para aumentar los márgenes de operación.

Cada una de estas modificaciones se ha traducido en cambios en el esquema de utilización del combustible nuclear, que se agrupan en los siguientes apartados.

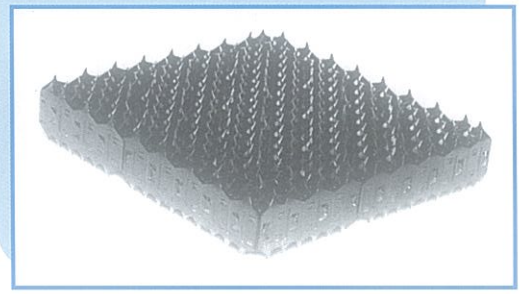
Evolución de las condiciones de operación

El primer aspecto que hay que tener en cuenta es la evolución de las condiciones de operación. Las mayores exigencias de disponibilidad, de potencia generada, y de reducción del volumen de residuos radiactivos de alta actividad que se producen, han llevado a exigir de los elementos combustibles unas prestaciones que los han situado en zonas de operación donde la experiencia acumulada era escasa, y las incertidumbres sobre su comportamiento, en consecuencia, elevadas.

Las nuevas exigencias han conducido a la adopción de las siguientes prácticas operativas:

1. Operación de ciclos con un mayor contenido de boro inicial en reactores de agua a presión, lo que ha afectado a su vez a la química del primario, y ha conducido a la operación con coeficiente de temperatura de moderador positivo al principio de los ciclos.
2. Uso de núcleos de bajas fugas, que provocan una reducción del flujo neutrónico en la periferia del núcleo, cargando los elementos frescos principalmente en el centro del mismo. Con ello se consigue un mejor aprovechamiento del combustible por reducción de las fugas neutrónicas, disminuyendo al tiempo la fluencia en las estructuras circundantes. El gradiente de flujo neutrónico entre el centro del núcleo y la periferia se consigue operando con mayores factores de pico radiales, con lo que los elementos centrales operan a temperaturas más elevadas y se tienen mayores diferencias de temperatura de salida entre los distintos elementos.
3. Tiempos de residencia continuada en el núcleo más prolongados, lo que incrementa la fluencia neutrónica y la fatiga mecánica y térmica.
4. Extensión del tiempo de operación del

Rejilla espaciadora. (Cortesia de ABB Atom)



combustible, ampliando los rangos de determinadas variables (temperatura y caudal de refrigerante, temperaturas de agua de alimentación, etc.).

5. Adopción de nuevas estrategias de operación del ciclo, en muchos casos basadas en las extensiones citadas en el punto anterior (operación con temperatura reducida de agua de alimentación o técnicas de "spectral shift" en reactores de agua en ebullición).

6. Generalización de la operación de núcleos mixtos, formados con combustible de distintos tipos, e incluso de suministradores diferentes.

Otros aspectos que hay que considerar, son los cambios que se pueden producir en el funcionamiento de los sistemas de producción eléctrica, que pueden llegar a hacer que las compañías propietarias de las centrales nucleares decidan, en determinados momentos, que la máxima rentabilidad económica en un sistema con diversidad de tecnologías de producción se consiga promocionando otras de origen no nuclear, con lo que se puede llegar a operaciones dilatadas en el tiempo a cargas parciales o alargamientos de ciclo por necesidades de la red. Si bien los problemas tecnológicos correspondientes están resueltos en diversos países, el diseño debe estar preparado para estas contingencias, ya que las características óptimas pueden ser distintas según se prevea una operación en base o con seguimiento de carga.

Cambios en el diseño del combustible

Los cambios de diseño del combustible han ido encaminados a conseguir una mayor eficiencia termohidráulica, y a dotar al combustible de capacidad para soportar mayores densidades lineales de potencia durante mayor tiempo de operación. Mientras que los cambios introducidos en el combustible de reactores de agua en ebullición han sido, en general, más drásticos, las centrales de agua a presión parecen haber seguido en los últimos años la línea de introducir modificaciones parciales sobre diseños ya establecidos. Sin embargo, el impacto global de las modificaciones ha sido comparable en muchos casos.

Las modificaciones termohidráulicas han afectado esencialmente a las rejillas espaciadoras. La implantación de rejillas mezcladoras ha sido una característica general de todos los combustibles avanzados, que ha llevado a la utilización de rejillas adicionales, con o sin misión estructural, en algunos diseños de combustible para reactores de agua a presión o en ebullición. Con ello se ha pretendido aumentar el margen existente hasta alcanzar el flujo crítico de calor, ampliando sensiblemente el espacio de operación del combustible.

En los reactores de agua en ebullición estos márgenes se han incrementado también mediante el aumento del número de varillas combustibles del elemento. Todos los diseños avanzados, como los que se usan en las plantas españolas, tienen retículas de 9x9 o 10x10. Se consigue de esta forma un flujo calorífico medio más reducido para el mismo nivel de potencia, con lo que el margen hasta el flujo crítico de calor se incrementa, si bien la reducción de la constante de tiempo del combustible tiene un efecto adverso en este aspecto. Como contrapartida, el aumento del número de varillas produce un aumento de la pérdida de carga del elemento, lo que afecta tanto al caudal de refrigerante como a las características de estabilidad del elemento. La solución adoptada por algunos fabricantes ha consistido en la introducción de varillas de longitud parcial, de forma que la pérdida de carga en la parte superior del elemento se reduzca.

La utilización del combustible a mayores potencias lineales y durante un tiempo de operación más largo supone operar en unas condiciones más adversas, que afectan esencialmente a características mecánicas y estructurales del combustible. Por ello una parte importante de las modificaciones de diseño que se han ido introduciendo corresponden a cambios en los materiales (estructurales o de vaina), para mejorar los márgenes disponibles frente a los criterios de diseño aplicables en este campo. Es de destacar el desarrollo de vainas formadas por varias capas de materiales diferentes, o la introducción de materiales de vaina con bajo contenido en estaño y con un cierto contenido de niobio, medidas todas ellas encaminadas a aumentar la resistencia a la corrosión. Igualmente se han realizado modificaciones de tipo geométrico en el combustible, por ejemplo el aumento de espacio disponible para acomodar el mayor crecimiento por irradiación provocado por las nuevas condiciones de funcionamiento, o las modificaciones en el tamaño del plenum de la varilla para acomodar el volumen de gases de fisión esperado.

El aumento de la duración de los ciclos y el incremento del quemado de descarga obligan a diseñar ciclos de alta energía inicial. Si al mismo tiempo se pretende mantener un tamaño limitado de los lotes de recarga, es preciso conseguir que los elementos combustibles tengan mayor reactividad. Ello ha hecho que se haya ido aumentando el enriquecimiento del combustible, lo que a su vez ha llevado al uso extensivo de venenos neutrónicos integrados en la matriz del combustible, bien para controlar la distribución local de potencia por varilla en el elemento, o bien, en el caso de combustible para reactores de agua a presión, para evitar el uso de concentraciones de Boro muy elevadas que serían necesarias para garantizar el margen de parada a principio del ciclo. Estas concentraciones de Boro llevan a realimentaciones positivas de reactividad por temperatura, y complican el control de la química del refrigerante primario. Algunos suministradores han recurrido al uso de Boro enriquecido en el isótopo B^{10} para reducir la concentración total de Boro sin perder margen de parada.

Por otra parte, la utilización de varillas de longitud parcial concentra el material fisible en la parte inferior del elemento, aprovechando la zona donde la moderación es más adecuada. Esta mejora de la moderación se obtiene también aumentando el tamaño de las barras de agua, como se ha hecho en cada nuevo diseño. Adicionalmente, los diseños modernos de combustible para estas centrales presentan una distribución axial de enriquecimientos, tanto de óxido de Uranio como de Gadolinio, que permite controlar mejor la distribución de potencia y, de nuevo, aumenta la eficiencia neutrónica. Algunos diseños de combustible para reactores de agua a presión han comenzado a hacer uso de esta técnica, pero limitada de momento a la inclusión de dos zonas de bajo enriquecimiento en los extremos superior e inferior de las varillas (mantos axiales).

Por último, otro gran capítulo de modificaciones introducidas en el combustible ha correspondido al deseo de reducir el número de fallos producidos por partes sueltas ("debris"), que ha llevado a la utilización de cabezales inferiores con filtros.

Evolución de las metodologías de análisis

Ha sido necesario el avance en paralelo de las técnicas de diseño junto con la mejora de las metodologías de análisis. Esta evolución ha sido propiciada en buena medida por la disposición en el mercado de ordenadores de gran capacidad, lo que ha permitido la utilización de técnicas de modelación y métodos numéricos superiores.

A grandes rasgos se puede decir que la principal mejora ha consistido en la generalización de técnicas de modelación en tres dimensiones, junto con simulaciones temporales que permiten el seguimiento durante el ciclo de gran cantidad de parámetros. Estos nuevos métodos se utilizan además, desde el diseño de la pastilla, pasando por el elemento combustible y acabando con el núcleo entero, aprovechando o no las simetrías inherentes a los esquemas de recarga.

Finalmente, otro aspecto donde los avances de las metodologías de análisis están permitiendo mejoras en la gestión y en el rendimiento de los ciclos son las técnicas estadísticas empleadas en la determinación de incertidumbres, lo que permite su reducción y por tanto la eliminación de conservadurismos que antes eran imprescindibles, así como nuevas metodologías "best estimate", que acompañadas de un correcto cálculo de incertidumbres de los códigos y parámetros empleados permiten que los análisis de accidentes no sean tan limitantes como lo han venido siendo hasta la fecha.

PROBLEMAS RECIENTES ASOCIADOS AL COMBUSTIBLE

Los problemas que se describen a continuación se han encontrado en instalaciones experimentales o en plantas comerciales de diversos países, basadas en tecnologías y diseños similares a los de las plantas españolas. Solamente algunos de estos problemas han afectado de forma directa a las plantas españolas, si bien se considera que todos ellos son representativos de la situación general de nuestras centrales.

Comportamiento transitorio del combustible de alto quemado

Cuando el combustible sobrepasa niveles de irradiación del orden de 40,000 MWd/TmU de

quemado medio se desencadenan una serie de cambios significativos en las propiedades mecánicas y estructurales de los materiales de los elementos combustibles, que afectan tanto a las pastillas de combustible como a los materiales de las vainas.

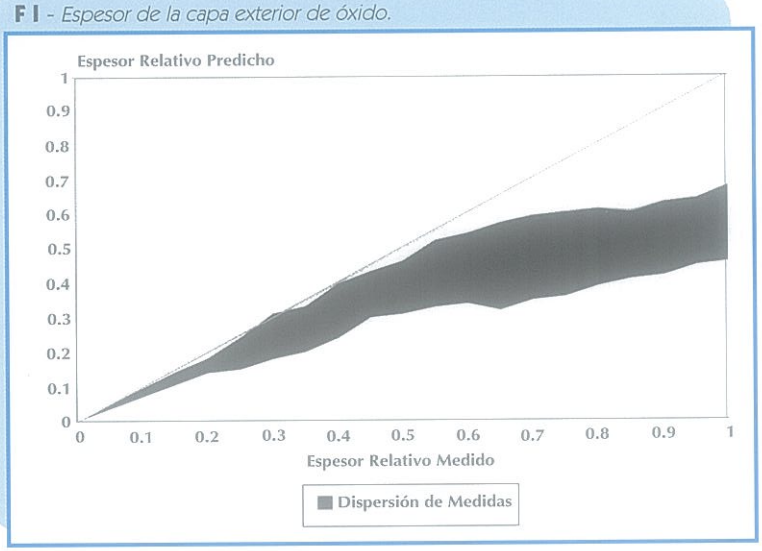
Por encima de los niveles de irradiación citados, de manera progresiva se desencadenan alteraciones en la microestructura del combustible que afectan principalmente a la periferia de la pastilla, y que se caracterizan por un fuerte incremento de la porosidad intergranular asociado a la reducción del tamaño de grano de la matriz del combustible. Aunque no existe un conocimiento preciso de la forma en la que se originan y progresan estas alteraciones, sí se sabe que el origen de las mismas está íntimamente relacionado con la elevada concentración de isótopos fisibles de plutonio en el borde de la pastilla, cuya presencia conlleva un incremento en el ritmo de fisiones, que da lugar a zonas de combustible con muy alto quemado local y elevadas concentraciones de productos de fisión. El cambio en el tamaño de grano de la estructura del combustible va acompañado de una liberación de parte de los gases de fisión retenidos en la matriz de UO_2 y en las burbujas intragranulares, a la porosidad intergranular, donde, provisionalmente, quedan retenidos en forma de burbujas con muy alta presión interna. También se generan en estas regiones microgrietas que conectan el interior de las pastillas con los volúmenes libres de la varilla de combustible, dando lugar a un incremento en el ritmo de liberación de gases de fisión incluso en situación estacionaria. No obstante, el aspecto más preocupante lo constituye el hecho de que los gases de fisión retenidos en las burbujas intergranulares, podrían liberarse bruscamente a los volúmenes libres de la varilla si se somete al combustible a un transitorio de potencia de las características de los transitorios de inserción de reactividad (RIA). Si a esto último se le suman las cargas mecánicas provocadas por el súbito hinchamiento del borde del combustible durante el transitorio, originado por la expansión térmica de los gases de fisión retenidos, podría producirse el fallo del combustible por interacción mecánica pastilla-vaina (modo de fallo observado en CABRI y NSRR) y, eventualmente, la liberación al refrigerante de combustible fragmentado procedente de la periferia de las pastillas.

Por otro lado, las vainas de combustible con alto quemado se caracterizan por elevados niveles de corrosión, que afectan a su resistencia mecánica y a la transmisión de calor. Aunque el nivel de corrosión y su impacto en las propiedades mecánicas no está únicamente asociado al grado de quemado, ya que depende fuertemente de la condiciones e historia de operación específicas del combustible, con carácter general puede decirse que, según progresa la irradiación, los fenómenos asociados a la corrosión de la vaina se hacen cada vez más severos. La reacción metal-agua que se produce en la pared externa de la vaina durante la operación, da lugar a la formación de una capa de óxido de zirconio, y, simultáneamente, a la disolución de hidrógeno en el metal interno de la vaina, generándose un fuerte gradiente de concentración de hidruros a través del espesor de la pared de la vaina. Ambos fenómenos afectan a las características de transmisión de calor, debido a que la capa exterior de óxido actúa como un aislante térmico, y a su resistencia mecánica, debido a que la disolución del hidrógeno en el metal base provoca un comportamiento mecánico frágil del material. Estos efectos se ven sustancialmente agravados por la observación de que cuando el espesor de la capa exterior de óxido sobrepasa valores por encima de 70-80 µm se puede producir el desprendimiento de esta capa de óxido ("oxide spalling"), quedando nuevamente sometido el metal base a la acción directa del refrigerante. Adicionalmente, la pérdida local de la capa de óxido provoca la aparición de "puntos fríos" en la vaina, que se caracterizan por una fuerte concentración de hidruros de zirconio. La operación prolongada del combustible en estas condiciones da lugar a la creación de ampollas de hidrógeno ("hydride blisters" o "sunburst"), que provocan un comportamiento extremadamente frágil del metal de la vaina.

El análisis de los resultados de los programas experimentales lleva a que la única conclusión que quizá puede extraerse es que cuando las propiedades mecánicas del combustible están seriamente degradadas, particularmente cuando existe evidencia de la presencia generalizada de "spalling" en la pared de la vaina, el combustible en condiciones de accidente es impredecible, puesto que el fallo catastrófico de la vaina depende de la forma en la que hayan evolucionado los daños locales en su pared.

La postura de los organismos reguladores en este tema está lejos de ser definitiva, existiendo un consenso amplio en que es necesario seguir investigando acerca de esta fenomenología. Por contra, la baja probabilidad de ocurrencia para este tipo de sucesos, y las limitadas consecuencias radiológicas que podrían derivarse (asumiendo que no se produce liberación masiva de combustible al refrigerante), no parecen justificar una urgencia excesiva si se mantienen los niveles de quemado actuales. En cualquier caso, existe una posición firme en cuanto a que cualquier incremento de los límites de quemado por encima de los actuales requerirá una justificación exhaustiva de la capacidad de los nuevos diseños para soportar las consecuencias de este tipo de accidentes, y que los límites de aceptación aplicables deberán de modificarse en la línea de no permitir fallos de combustible en estos accidentes cuando se exceda determinado nivel de irradiación.

F I - *Espesor de la capa exterior de óxido.*



Corrosión acelerada del combustible

Originalmente, la problemática del combustible de alto quemado se centraba, casi en exclusiva, en el estudio de los accidentes de tipo RIA, precisamente por las características altamente energéticas de los pulsos de potencia que se producen en estos transitorios. Sin embargo, conforme se ha ido disponiendo de más información en relación con el combustible de alto quemado la atención ha ido derivando paulatinamente hacia la fenomenología de los accidentes de pérdida de refrigerante (LOCA). La razón que lo justifica es que los niveles de corrosión observados en las campañas de inspección de combustible realizadas en los últimos años son superiores a los previstos, pudiéndose comprometer, en algún caso, los criterios de aceptación aplicables al análisis de los accidentes de tipo LOCA.

Como se ilustra cualitativamente en la figura I, en medidas realizadas en combustibles con aleaciones de Zircaloy-4 estándar y mejorado (con bajo contenido de estaño) se ha observado que la oxidación del combustible en operación estacionaria alcanza niveles muy por encima de los predichos por los modelos de comportamiento, restando un margen muy exiguo para acomodar la oxidación transitoria que se produce durante el LOCA sin exceder el límite de aceptación aplicable. Un nivel de oxidación por encima de los valores aceptables podría comprometer la capacidad de resistencia de la vaina frente a las cargas extremas que se dan durante la evolución de estos accidentes, particularmente en las fases de recalentamiento e inundación del núcleo. Debe observarse que, a diferencia de lo que ocurría con los accidentes de tipo RIA, en los que los efectos se circunscriben a una región localizada en el núcleo, las consecuencias de los accidentes de tipo LOCA afectan de forma global al núcleo. Este último hecho, sumado a que los

accidentes de tipo LOCA constituyen la base de diseño de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo, hace que este tema suponga una seria preocupación para los organismos reguladores.

La problemática de la corrosión acelerada del combustible afecta, en mayor o menor medida, a todos los reactores de agua a presión, ya que, a pesar de que la mayor parte de ellos se encuentran en un período de transición hacia el uso de nuevas aleaciones de material de vaina más resistentes a la corrosión, se seguirá utilizando combustible con aleaciones de Zircaloy-4 hasta que termine el proceso de transición, que puede estimarse que requerirá un tiempo mínimo de entre 5 y 7 años. Los reactores de diseño BWR, en los que se utiliza otras aleaciones metálicas para la vaina (Zircaloy-2), no se ven tan afectados por este tipo de problemas, aunque en algunos diseños también se han observado fenómenos de corrosión excesiva que responden a otras causas.

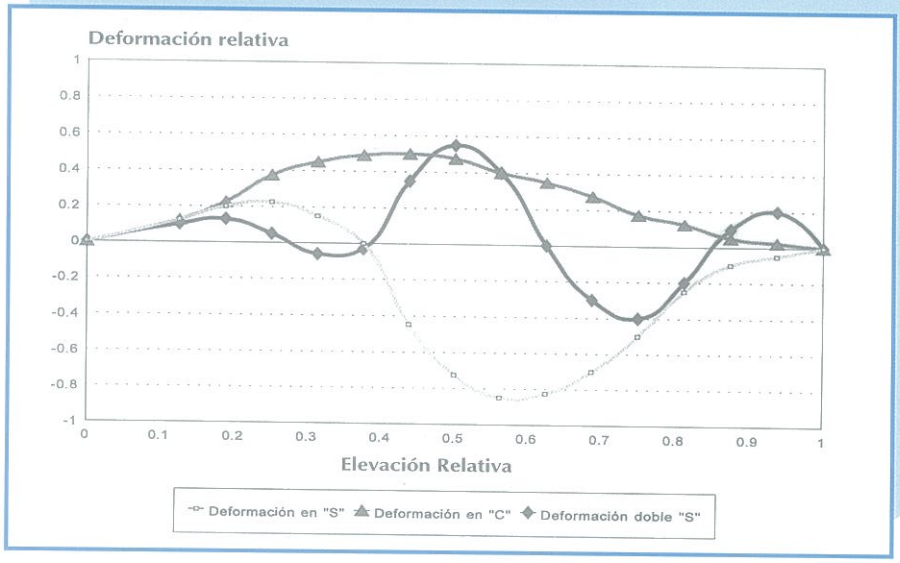
Desde el punto de vista técnico, el origen del problema se centra en que los cambios en las prácticas y condiciones de operación actuales (esquemas de baja fugas, mayores factores de pico, ciclos de operación largos, alta concentración de boro a principio de ciclo, etc), han provocado que el combustible se esté irradiando en unas condiciones más acusadas de ebullición subenfriada. Estos cambios, sumados a otros factores que también han tenido una influencia negativa en el comportamiento del combustible (como el mantenimiento de una química del primario con alta concentración de litio para reducir los depósitos de crudos), han dado lugar a que el ritmo de corrosión de la vaina de las varillas de combustible sea superior al previsto por los modelos analíticos.

Insertabilidad de barras de control

Es este un problema que viene afectando desde 1995 a varias centrales de agua a presión que utilizan combustibles de distinto diseño y fabricante. Las observaciones indican que tanto en disparos de reactor como en pruebas de caída de barras, algunas barras de control sufren un frenado durante su recorrido que impide su completa inserción en el núcleo, de forma que quedan atascadas en una posición que, en casi todos los casos, se corresponde con la inferior del elemento combustible, en la zona que se conoce como amortiguador. En algún caso, sin embargo, el atascamiento se ha producido en la zona controlada por las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.

El problema aparece cuando los tubos guía donde se insertan las barras de control se deforman de una manera excesiva durante la operación de la central, adoptando curvaturas en forma de "C", de "S", o incluso de "doble S" en algunos casos, como se muestra en la figura II. Estas deformaciones se producen porque el elemento combustible no tiene la resistencia estructural suficiente para soportar sin deformación las cargas compresivas axiales que sufre. En algunos reactores se han identificado unas direcciones preferentes de deformación en el núcleo, seguidas en mayor o menor grado por todos los elementos. Ello ha producido un efecto de "copiado" de la deformación, de manera que elementos frescos o de bajo quemado se han deformado ayudados por los elementos cargados en el núcleo provenientes de ciclos anteriores.

F II - *Arqueo característico de los elementos combustibles*



Los casos producidos hasta la fecha han afectado a un número limitado de barras de control, y en ningún caso han impedido la parada segura del reactor, que es el primer aspecto de seguridad implicado. Sin embargo, las causas del problema todavía no están suficientemente explicadas. Por un lado aparecen aspectos relacionados con el diseño de la estructura del elemento combustible, como que el grosor del tubo guía no es suficiente para soportar las cargas a las que se ve sujeto o que la longitud de los elementos no esta proporcionada con el diseño del amortiguador, pero por otro aparecen características de la operación del núcleo que contribuyen a la aparición del fenómeno, como son el aumento del quemado, del tiempo de residencia en el núcleo y de las temperaturas de operación, o incluso la fluencia neutrónica rápida.

Por parte de los fabricantes de combustible se están llevando a cabo programas de desarrollo de nuevos diseños de elementos, que posean mayor rigidez intrínseca, al tiempo que se intenta disminuir la fuerza de compresión sobre los elementos.

Gradientes de temperatura en las ramas calientes

El aumento de los factores de pico radiales en los núcleos de reactores de agua a presión por la adopción de estrategias de bajas fugas, ha conducido a la aparición de fuertes gradientes de temperatura a la salida del núcleo, y a la constatación de que el plenum superior no produce un completo mezclado del refrigerante, de forma que este gradiente se trasmite a las ramas calientes. Además, debido a la evolución de la distribución radial de potencia del núcleo con el quemado, hecho que se ve complicado con la presencia de venenos consumibles, este gradiente varía a lo largo del ciclo de operación.

La existencia de esta estratificación térmica en las ramas calientes era conocida desde hace tiempo, de forma que en general el número de los medidores de temperatura en las ramas calientes es superior al de las ramas frías, donde se supone que las bombas del primario producen un mayor mezclado del agua que sale de los generadores de vapor.

Sin embargo los cambios introducidos en el diseño del núcleo han hecho que la cuantía del fenómeno se haya amplificado de manera considerable. La diferencia de temperaturas a la salida del núcleo entre distintos elementos combustibles es, típicamente, superior a los 20ºC, y en las ramas calientes se observan diferencias de más de 8ºC en distintos puntos de una misma circunferencia de la tubería. Esta magnitud es distinta de un lazo a otro, y también se modifica a lo largo del ciclo por la razón indicada.

El problema planteado por todo ello es el de la validez de la determinación de la temperatura en las ramas calientes, y su potencial impacto tanto en el control del reactor como en las protecciones del mismo. En la actualidad, está puesto en duda que la forma actual de determinar tanto el incremento de temperatura del refrigerante en el núcleo como la temperatura media, como sus incertidumbres y la variación de éstas a lo largo del ciclo, sea correcta, lo que está obligando a algunas centrales a un seguimiento continuado del tema y, en algún caso, a recalibraciones de las ecuaciones de protección durante la operación.

Anomalías en la distribución de potencia axial

Los núcleos de los últimos ciclos de algunos reactores de agua a presión han comenzado a mostrar anomalías en la potencia axial a lo largo del ciclo, respecto a las previsiones obtenidas en el diseño. Típicamente, la anomalía ha consistido en que la desviación de potencia se hace más negativa de lo previsto a partir de un cierto

valor del quemado, es decir, la distribución axial de potencia tiene un máximo superior al esperado en la parte inferior del núcleo. Esta tendencia reduce el margen de parada disponible, y puede invalidar las hipótesis en el diseño del ciclo, de forma que la información disponible para el seguimiento de la distribución de potencia durante el ciclo puede no ser adecuada. Adicionalmente, provoca inconvenientes para la operación de la central al reducirse el margen a los límites establecidos para la desviación de potencia axial, y dificulta la predicción de las condiciones de criticidad al introducir errores en la determinación de la reactividad del núcleo y del efecto de la distribución de Xenon.

En las plantas afectadas se ha observado una depresión del flujo neutrónico en la parte superior de los elementos combustibles de mayor potencia del núcleo. Esta depresión esta causada por la acumulación de un compuesto de Boro y Litio en la capa de crudo que se crea en las vainas de estos elementos. Se ha comprobado que la aparición de este compuesto, en cantidades suficientes como para provocar efectos en la distribución axial de potencia, está asociada al uso de altas concentraciones de Boro, a la operación con temperaturas de salida del núcleo elevadas y a la existencia de altos factores de pico radiales en el núcleo, efectos todos ellos asociados a núcleos de alta energía para la operación de ciclos largos. En particular, se ha establecido una correlación clara entre la magnitud de la depresión del flujo neutrónico y la potencia generada por el elemento combustible, poniendo de manifiesto que el control de la química del refrigerante no es adecuado para estas condiciones de operación.

Otro suceso de acumulación anómala de crudo en las varillas debido a un control químico poco adecuado ha conducido a fallos de combustible, en al menos dos plantas de agua a presión. La estructura visible del crudo en este caso era muy característica, y parece haber favorecido la acumulación de un agente corrosivo que produjo adelgazamiento de las vainas, y fallos en varias varillas de elementos combustibles que se encontraban en su primer ciclo de irradiación. Las varillas falladas eran de alto enriquecimiento, y estaban localizadas en el núcleo en posiciones de alta potencia. Las dos plantas afectadas tenían un control químico similar, en el que las altas concentraciones de Boro asociadas a ciclos de larga duración provocaban valores de pH reducidos.

Aplicabilidad limitada de análisis considerados genéricos

Uno de los problemas a que ha llevado la evolución rápida del diseño del combustible y de sus condiciones de operación, es que se hace necesario verificar la validez, tras cada uno de estos cambios, de los métodos considerados tradicionalmente como genéricos o de los análisis concretos considerados envolventes. Como ejemplo se resumen a continuación dos discrepancias encontradas en años pasados.

La metodología de determinación del límite de seguridad del MCPR está establecida desde hace largo tiempo. Se trata de una metodología aplicable a cualquier tipo de combustible, y que supuestamente permite determinar el límite de seguridad aplicable a un tipo concreto de combustible, cualquiera que sean sus condiciones de operación. Siguiendo este método, el suministrador determina el límite de seguridad una sola vez para cada tipo de combustible. El valor obtenido se traslada a las Especificaciones Técnicas de la planta para su aplicación en todas las recargas en las que intervenga ese tipo de combustible.

El análisis se basa en un conjunto de hipótesis consideradas conservadoras, como el uso de distribuciones de potencia envolventes, y el cálculo se realiza en el momento supuestamente peor del ciclo de operación. La conclusión generalmente aceptada era que, si se aplicaba la metodología de cálculo al diseño de un ciclo de operación concreto, se podía obtener un límite de seguridad apreciablemente menos limitante. Sin embargo, con referencia a un diseño de combustible moderno, un cálculo específico del límite de seguridad para un ciclo concreto de una central en la que se iba a operar un núcleo mixto puso de manifiesto que el valor genérico puede no ser envolvente en determinadas condiciones. Posteriormente se ha verificado que el problema puede producirse igualmente en núcleos homogéneos de ese tipo de combustible, por lo que actualmente se hace un cálculo específico del límite de seguridad para cada ciclo.

Un segundo caso similar, también relacionado con la metodología de análisis de seguridad de reactores de agua en ebullición, corresponde al análisis del suceso de carga de un elemento combustible con orientación equivocada (elemento rotado). Este incidente no era considerado como limitante, y se daba por cubierto con un análisis genérico realizado en la década de los 80 que demostraba un impacto muy reducido en términos de CPR. Sin embargo, una verificación realizada por el suministrador para elementos de combustible de diseño avanzado puso de manifiesto que el impacto en CPR era muy superior al establecido en el análisis genérico, e incluso superior al correspondiente a los transitorios considerados como limitantes y que se evalúan cada recarga.

Diseño incorrecto de rejillas mezcladoras

Para mejorar la transmisión de calor alrededor de las varillas combustibles, y por tanto aumentar el margen hasta la ebullición nucleada, algunos diseños de elementos combustibles de reactores de agua a presión incorporan unas rejillas en la parte superior cuya misión no es, en principio, estructural, sino el conseguir un mejor mezclado del refrigerante.

Sin embargo, después de introducidos en el mercado, se descubrió que la base experimental que se produjo para el desarrollo de las nuevas correlaciones de flujo calorífico crítico aplicable a estas rejillas era insuficiente para justificarla, y se tuvo que introducir una penalización en los cálculos de márgenes térmicos, de modo que la ganancia esperada se redujo de manera considerable.

Por otra parte, con posterioridad se ha visto que la presencia de estas rejillas mezcladoras intermedias tenían efectos positivos para mitigar otros problemas ya tratados en apartados anteriores, como la corrosión o la inserción de barras de control.

PERSPECTIVA REGULADORA

En lo que sigue se presenta someramente la evolución de la problemática del combustible desde las ópticas de la industria y de los organismos de vigilancia y control. En la década de los 80, tanto la industria como los organismos reguladores realizaron un notable esfuerzo para desarrollar guías de evaluación sistemática del diseño del combustible. En Julio de 1981, la US NRC emitió la revisión 2 del capítulo 4.2, "Fuel System Design", del NUREG-0800 (SRP), a la vez que solicitó a los suministradores de combustible una nueva evaluación de sus diseños de combustible hasta cubrir los quemados máximos previstos en sus programas de extensión de quemado del combustible. También a finales de la década de los 80, y en algún caso principios de los 90, los suministradores de combustible elaboraron guías genéricas para la evaluación de los cambios y mejoras introducidas en el combustible, siendo el objetivo de estas guías agilizar los procesos de licenciamiento de los nuevos diseños ante la US NRC. En estas guías se definen los valores límite específicos aplicables a los criterios de fallo y refrigerabilidad del combustible que se contemplan en el capítulo 4.2 del SRP, y se describen los procesos de evaluación establecidos para su verificación. También se incluye en ellas una descripción detallada de los programas de elementos combustibles de demostración, y de los mecanismos de control de cambios en las metodologías de análisis.

Por otro lado, fruto de la experiencia operativa acumulada en la explotación y de las mejoras introducidas en los diseños de combustible para corregir las causas de fallo más comunes durante la operación, se ha producido una notable reducción del número de fallos de elementos combustible por reactor y ciclo de operación, que se ha mantenido de forma más o menos constante a lo largo de los años 90. Sin embargo, en los últimos años, la gestión del combustible en las centrales nucleares se ha caracterizado por el cambio hacia prácticas de operación cada vez más agresivas para el combustible, con el propósito de optimizar su rendimiento. La suma de estas dos realidades ha dado lugar a que la situación actual pueda considerarse, en cierto modo, paradójica, ya que a pesar de haberse reducido el número de fallos de combustible durante la operación normal, existen serias preocupaciones en cuanto a la capacidad de respuesta del combustible para afrontar las condiciones de determinados accidentes base de diseño.

Se podrían encontrar diversas justificaciones de porqué se ha llegado a la situación actual,

pero lo cierto es que la realidad de la explotación del combustible ha ido, en muchos casos, por delante de las previsiones tanto de los suministradores como de los organismos reguladores. Es por ello que en estos últimos años se está replanteando, tanto por parte de la industria como de los organismos reguladores, la forma de reconducir la situación actual, así como las medidas a tomar para evitar su repetición en el futuro.

En el año 1995, la US NRC activó dos nuevos planes de actuación: el "Core Performance Action Plan", dirigido a identificar en que áreas se precisa mejorar e incrementar las actividades de inspección relacionadas con las evaluaciones de seguridad de las recargas y el seguimiento del núcleo, y el "High Burnup Fuel Action Plan", dirigido a evaluar la idoneidad de los diseños de combustible y de los criterios de aceptación en uso para alcanzar altos grados de quemado. En el contexto de estos planes de actuación, en el mes de octubre de 1996 la Oficina de Regulación de Reactores Nucleares de la NRC organizó un seminario de trabajo, con participación de la industria y representantes de organismos reguladores de otros países, entre los que estuvo el CSN. En el seminario se revisaron los aspectos más relevantes de la problemática reciente sobre el comportamiento del núcleo y del combustible, tanto según la perspectiva de los organismos reguladores como de la industria.

Por su parte, la Agencia de Energía Nuclear (NEA) de la OCDE, ha expresado en diversas ocasiones su preocupación acerca de la problemática asociada a las condiciones actuales de explotación del combustible nuclear. De particular relevancia es la declaración conjunta de sus comités de seguridad nuclear (CSNI) y de actividades reguladoras (CNRA) de principios de 1997, en la que se expresa la preocupación acerca del impacto en la seguridad del efecto acumulado de pequeños cambios en el diseño y en las condiciones de operación del combustible, los cuales, aunque de modo aislado puedan no ser de gran relevancia, si lo son cuando se consideran de forma conjunta. En esta declaración también se pide a la industria una participación más activa en la definición de programas de cualificación del comportamiento del combustible, en condiciones transitorias y estacionarias, que puedan servir de soporte a la introducción de los nuevos diseños de combustible.

En el año 1994, el CSNI estableció un grupo de trabajo para elaborar un informe acerca de las actividades de investigación necesarias para mejorar el conocimiento de la fenomenología asociada al combustible de alto quemado en condiciones transitorias, y de forma específica frente a accidentes de inserción de reactividad. Este grupo de trabajo organizó una reunión de especialistas en Septiembre de 1995 en las instalaciones del IPSN en Cadarache (Francia). Una vez finalizada la actividad anterior, a finales del año 1996 el CSNI estableció un nuevo grupo de trabajo con el mandato de emitir un informe que revise los fundamentos técnicos en los que se basan los criterios de seguridad que actualmente se aplican en la evaluación del diseño del combustible, y se valorare su aplicabilidad en el contexto de las prácticas actuales de explotación del combustible, estando previsto que el informe se emita en 1998.

Entre otras actividades recientes de la NEA acerca de la problemática del combustible, también debe citarse la reunión de especialistas sobre combustible nuclear y barras de control que se celebró en Madrid en Noviembre de 1996. La organización de esta reunión internacional estuvo coordinada por el CSN, ENUSA y UNESA, y el tema como más importante de la reunión fue la inserción incompleta de las barras de control en los reactores de agua a presión.

Finalmente, la industria nuclear también ha elaborado diversos informes técnicos de gran valor, en los que se revisa la evolución de las prácticas operativas en los últimos años y se analiza de forma integral la problemática más reciente del combustible.

Globalmente puede concluirse que existen una serie de aspectos específicos de los programas de evaluación de los nuevos diseños que deben de ser mejorados. De entre ellos, se destacan a continuación los que se consideran de mayor relevancia a juicio de los autores.

Validez de los métodos de análisis

Puesto que una buena parte de los modelos que componen los métodos analíticos de evaluación del diseño del combustible son de tipo empírico, resulta obvio que se requieren continuos ajustes de los mismos para que reflejen adecuadamente las condiciones reales de explotación del combustible y la nueva información que se extrae de los programas de investigación.

Durante los programas de extensión de quemado de combustible de la década de los 80 se consideró aceptable la extrapolación de los resultados de los métodos en uso para determinados parámetros de diseño, sin que la información experimental que justificaba el uso de los mismos cubriese todo el rango de condiciones de operación que se dan en la actualidad en las centrales nucleares. Realmente estos métodos no podían predecir algunos de los fenómenos degradatorios del comportamiento del combustible que se han observado al aumentar el quemado de descarga, cuando esta fenomenología no se había incorporado en sus modelos de comportamiento. Entre los ejemplos más evidentes cabe citarse el denominado efecto "rim", fenómeno que provoca cambios en la microestructura de grano del combustible cuando se alcanzan altos grados de quemado, y que sólo se ha puesto en evidencia en los programas de investigación experimental con combustible de alto quemado.

Otro aspecto a tener en consideración es que algunos de los procesos de cualificación de los métodos analíticos se han basado en la verificación de los resultados de los modelos frente a las medidas obtenidas en un conjunto muy limitado de centrales nucleares, sin que en los métodos se hayan previsto mecanismos de ajuste en los modelos para cubrir características específicas de las centrales a las que luego se han aplicado éstos. Por ejemplo, es reconocido que, entre otras causas, el fenómeno de la corrosión acelerada del combustible está íntimamente relacionado con el programa de control químico del refrigerante primario que se sigue en cada central. Sin embargo, en los métodos de análisis del comportamiento del combustible en uso, este aspecto no se tiene en consideración, al menos de forma explícita.

Programas de demostración de nuevos diseños de combustible

Es práctica habitual que, antes de que un nuevo diseño de combustible sea aceptado, se someta a un conjunto de elementos combustibles a un programa de demostración previo. Hasta la fecha, los programas de elementos de demostración de los suministradores se han visto seriamente mermados como consecuencia de las limitaciones impuestas por los propios organismos reguladores, que requerían que, en ningún caso, el nuevo combustible se operase en condiciones limitantes en el núcleo. Con estas limitaciones se pretendía primar la seguridad de la instalación frente a la eficacia de los programas. Sin embargo, la experiencia de estos últimos años ha venido a demostrar que este beneficio para la seguridad es sólo relativo, por cuanto que al no disponerse de resultados de comportamiento suficientemente representativos de la operación real a la que se someterá al combustible durante su uso normal, se han aceptado cambios en los diseños con pocas garantías.

En la actualidad, existe un consenso generalizado de que los organismos reguladores deben colaborar con la industria para mejorar la definición de los programas de demostración de los nuevos diseños de combustible, dando más peso a que se cumplan los objetivos del programa que a disponer de garantías extraordinarias de que el combustible no pueda fallar durante la operación en fase de prueba. Esto no quiere decir, en modo alguno, que los programas de demostración no deban diseñarse de forma prudente, sino que debe ser prioritario que en los programas quede claramente demostrado que el nuevo combustible es aceptable hasta sus objetivos de diseño.

Inspección del combustible

En la actualidad no se requiere que las centrales ejecuten programas de inspección de combustible de forma obligatoria, puesto que el licenciamiento de los nuevos diseños de combustible suele basarse en programas de elementos de demostración de carácter genérico, y no se requiere mantener programas específicos de inspección en las centrales nucleares.

En algunas centrales se realizan inspecciones de combustible durante las recargas, si bien los objetivos que se persiguen se reducen a la detección de aquellos elementos combustibles que hayan podido fallar durante la operación, para evitar su vuelta al núcleo del reactor

en condiciones inadecuadas. No obstante, la información que se puede obtener de este tipo de inspecciones es ciertamente limitada en lo que se refiere a la caracterización del comportamiento del combustible. Es por ello que cada vez se considera más importante el prever programas de inspección periódica con los que se verifique que el combustible evoluciona de la forma que predicen los modelos analíticos de evaluación.

En los últimos años, la industria nuclear española ha realizado un gran esfuerzo en el desarrollo de métodos de inspección de combustible que permiten cuantificar algunos de los parámetros básicos que caracterizan su comportamiento. Estos métodos de inspección, que en principio estaban pensados para el análisis de los nuevos diseños de combustible PWR con vainas de aleaciones mejoradas, han demostrado ser de gran utilidad para su aplicación al estudio de los problemas de inserción de las barras de control y de la corrosión acelerada del combustible con vainas de aleaciones de tipo Zircaloy-4.

Tratamiento integral del impacto de las modificaciones de diseño del combustible

Uno de los aspectos que la experiencia reciente ha puesto en evidencia es la necesidad de estudiar el impacto de los cambios en el diseño del combustible y de las prácticas operativas de forma integral, teniendo en cuenta todos los aspectos que pueden afectar a la respuesta del combustible en condiciones estacionarias y transitorias. Esto es particularmente importante en lo que se refiere a los fenómenos de degradación que afectan a las propiedades mecánicas del combustible, y que en algunos casos están más relacionados con las condiciones de operación del núcleo, que con el propio diseño del combustible.

Tampoco debe olvidarse que los cambios en las prácticas de operación y diseño del combustible pueden afectar al funcionamiento de otros aspectos de la central, además del reactor. Un ejemplo característico, es el impacto de los cambios en el diseño y prácticas operativas del combustible en la capacidad de los sistemas de refrigeración de las piscinas de combustible gastado, que algunas ocasiones no se ha evaluado convenientemente a pesar su repercusión negativa.

En definitiva, las condiciones actuales de operación de las centrales, que se caracterizan por una reducción paulatina de los márgenes de diseño, hace imprescindible que los cambios que afecten a las condiciones de explotación del combustible se analicen de forma integral, teniendo en cuanta de manera exhaustiva todos los aspectos de la operación de la central que puedan verse afectados.

Implicación del explotador en las actividades de diseño

En el pasado, los amplios márgenes de operación existentes, hacía innecesario un seguimiento del combustible y del núcleo por parte de los explotadores. Pero diversos incidentes han puesto de manifiesto que el conocimiento y, sobre todo, la información disponible por los explotadores acerca de la respuesta del combustible y núcleo deben mejorarse. En algunos casos, los problemas se dan por acciones incorrectas, fuera de las recomendadas, que conducen a la potencial violación de un límite térmico del combustible. En otros casos, no se valora adecuadamente el impacto de deficiencias que se detectan durante la ejecución de pruebas o requisitos de vigilancia en la determinación de la operabilidad de los sistemas, dentro del contexto de la metodología de análisis empleada por el diseñador para evaluar su capacidad o su respuesta. Por otro lado, la experiencia operativa demuestra que existe una excesiva dependencia del suministrador para evaluar situaciones imprevistas que puedan surgir durante la operación de la central, dificultando la toma de decisiones en lo que respecta, esencialmente, a la determinación de la operabilidad de los sistemas cuando el problema se relaciona con una faceta de su diseño.

En definitiva, a juicio de los autores, se considera necesario un incremento de la implicación del explotador en las actividades de evaluación de diseño y una mejora de los cauces de información desde la ingeniería de diseño hasta la operación de la central y viceversa.

PROGRAMAS DE INVESTIGACIÓN

En lo que sigue, se resumen las principales actividades analíticas y experimentales en curso acerca del comportamiento del combustible, con el fin de reflejar el esfuerzo que la industria nuclear está realizando en este campo. Se han escogido aquellos proyectos cuyo alcance es más global, y no se pretende dar una descripción exhaustiva de su contenido técnico, sino solo reflejar las tendencias en las que industria y organismos de vigilancia y regulación centran sus recursos de investigación.

Proyecto CABRI

Francia es probablemente el país que dispone de un programa de investigación más amplio sobre el comportamiento del combustible de alto quemado, tal vez el proyecto CABRI sea el que más relevancia internacional ha alcanzado, como consecuencia de que algunos de los resultados que se han obtenido durante su ejecución han sido inesperados. No obstante, el programa francés incluye un amplio abanico de proyectos de investigación: el proyecto PROMETRA sobre propiedades mecánicas del combustible de alto quemado, el proyecto PATRICIA sobre condiciones de transferencia de calor de la vaina al refrigerante, o el desarrollo del código SCANAIR de análisis del comportamiento termomecánico del combustible.

CABRI es un reactor experimental del IPSN refrigerado por un lazo de sodio y dentro de los proyectos de incremento del quemado del combustible en Francia, se concibió un conjunto de experimentos con combustible altamente irradiado para el estudio de su respuesta frente a condiciones de accidentes de inserción de reactividad.

Las limitaciones asociadas a la configuración actual del CABRI, tanto en lo que se refiere al uso de sodio como refrigerante como en lo que afecta a las características de los pulsos de potencia que pueden lograrse en el mismo, condicionan la aplicabilidad de los resultados obtenidos al combustible de las centrales nucleares comerciales. Por ello el IPSN ha propuesto a la comunidad internacional la realización de una segunda serie de experimentos, si bien modificando la configuración actual del reactor para hacerla más representativa de las características de operación de las centrales de agua a presión. Este proyecto, que se conoce con el nombre de "CABRI Water-Loop Project", se encuentra en fase de discusión por parte de los países miembros de la OCDE interesados en el mismo, y está previsto que se desarrolle a lo largo de los próximos cinco años.

Proyecto NSRR

En Japón, el JAERI ha utilizado de forma extensiva el reactor NSRR para la realización de experimentos de inserción de reactividad con combustible altamente irradiado. También en varios de los experimentos en este reactor se han producido fallos de combustible en condiciones no esperadas. No obstante, al igual que en el caso de CABRI pero incluso en mayor medida, las condiciones de operación de este reactor experimental se apartan significativamente de las correspondientes a reactores comerciales, por lo que los resultados de estos experimentos, son de aplicabilidad limitada.

También debe destacarse que el programa de investigación experimental japonés incluye otros proyectos adicionales que se centran en el estudio de las propiedades mecánicas de las vainas de combustible, y en la investigación de las características de los pulsos de energía mecánica que se producen en caso de fragmentación del combustible.

Plan de investigación de la US NRC

Junto con el comportamiento del combustible frente a accidentes de inserción de reactividad, el análisis de la respuesta del combustible en condiciones de LOCA es el aspecto de mayor preocupación para los organismos reguladores. De hecho, en estos últimos dos años, la atención principal de los planes de investigación experimental ha derivado cada vez más hacia el campo de los accidentes de tipo LOCA, aun cuando parte de la información que se pretende obtener sea aplicable también a otros campos.

Este ambicioso plan de investigación de la US NRC se desarrollará en el Laboratorio Nacional de Argonne, y en él se pretende comprobar el combustible para soportar condiciones próximas a las de los límites de LOCA en cuanto a temperatura de pico de la vaina, y oxidación de la vaina. Adicionalmente se pretende verificar

los modelos de evaluación de ECCS en lo que respecta a las correlaciones de oxidación, hinchamiento y ruptura de la vaina, y de bloqueo de los canales de refrigeración. Por último, se pretende valorar la capacidad del combustible para soportar las cargas estructurales en condiciones de LOCA combinadas con sismo.

El calendario del proyecto se extiende hasta el año 2002, estando previsto que los primeros experimentos se desarrollen dentro del año 1998. El combustible irradiado del programa experimental incluirá varillas de combustible de tipo PWR (Zircaloy-4 con bajo contenido de Estaño) y BWR (Zircaloy-2), y serán proporcionadas por la industria a la NRC a través de EPRI.

Programa de Combustible Robusto (EPRI Robust Fuel Program)

Este programa pretende cubrir el análisis de la problemática actual de manera integrada. El proyecto incluye actividades de tipo analítico y experimental, y su objetivo esencial es determinar los márgenes reales de operación del combustible y proporcionar recomendaciones a la industria para una mejor utilización del mismo en las condiciones de explotación que se dan en la actualidad. El programa tiene una duración prevista de 5 años, y se centrará en los siguientes campos: química del combustible/refrigerante, respuesta del combustible frente a transitorios de inserción de reactividad y de tipo LOCA, estudio de las propiedades del combustible de alto quemado, y de los mecanismos de fallo de combustible.

El proyecto aglutina la experiencia acumulada por EPRI en el análisis del comportamiento del combustible de alto quemado en condiciones de RIA de los últimos años, extendiendo los campos de aplicación hacia la respuesta del combustible en condiciones de LOCA.

El proyecto HALDEN

El reactor experimental de agua en ebullición de Halden ha sido una de las fuentes más notables de información sobre el comportamiento del combustible durante los últimos años. El programa de trabajo del reactor está coordinado por la OCDE, y en su programa conjunto participan más de 100 organizaciones de unos 20 países. La participación española en el proyecto se instrumenta a través del Convenio Nacional Halden, constituido por el CIEMAT, CSN, DTN, ENUSA y TECNATOM, por lo que es bien conocido por la industria española.

Las actividades de Halden el comportamiento del combustible son muy diversas, si bien, en su mayor parte, se centran en la caracterización del combustible en operación normal. En la actualidad, el Proyecto Halden tiene en marcha un amplio programa sobre comportamiento del combustible de alto quemado, en el que se incluyen algunas actividades relacionadas con el comportamiento en condiciones transitorias, las cuales, dentro de las limitaciones de la instalación, podrán servir de apoyo a las evaluaciones de carácter más integral.

Dentro del convenio de colaboración entre el CSN y UNESA para temas de investigación, actualmente en vigor, se ha creado un grupo "ad-hoc" para coordinar las actividades correspondientes a la investigación en el campo del combustible de alto quemado. El grupo ha comenzado sus trabajos a finales del pasado año 1997, y ha propuesto la realización de un proyecto de investigación dirigido a la cualificación de códigos a partir de los datos experimentales aportados por Halden, con los objetivos siguientes:

1. Recopilación y análisis de los datos acerca del comportamiento de combustible de alto quemado (con y sin Gadolinio), para determinar su completitud y aplicabilidad al estado actual y previsto del combustible de las plantas españolas.
2. Utilización de la información obtenida para cualificar las nuevas versiones de los códigos de la serie FRAP, de los que dispone el CSN, así como de otro código similar en el que UNESA pudiera tener interés.
3. Análisis de los programas en curso y previstos para ser realizados en Halden durante la duración prevista de este proyecto, con el fin de determinar su adecuación a las necesidades de nuestro país.
4. Determinación de la necesidad de un experimento específico en Halden, que se considere adecuado para cubrir un aspecto hasta ahora no contemplado en los experimentos realizados, o bien para analizar aspectos de aplicabilidad directa a las centrales españolas (materiales de vaina avanzados, etc.).

Las tareas que se propone realizar en 1998 dentro de este proyecto serían las necesarias para cubrir el primero de los objetivos citados, y comenzar los trabajos de contrastación descritos en el segundo. Estos trabajos servirían de base para establecer el plan de trabajo de los años siguientes, en el que se contemplarían las acciones asociadas a las decisiones que durante 1998 se tomen respecto de los dos últimos (incremento de la participación en Halden y potencial propuesta de un experimento específico).

CONCLUSIONES

Los problemas que han ido apareciendo en el uso del combustible han puesto de manifiesto que su evolución no ha estado suficientemente fundamentada en algunas ocasiones. En opinión de los autores, es preciso disponer de evidencia experimental adicional acerca del comportamiento estacionario y transitorio del combustible en las condiciones de operación actuales, así como mejorar algunos aspectos de los procesos de licenciamiento y de los mecanismos de seguimiento de la operación del combustible. Ello permitirá mejorar los modelos que se utilizan dentro de los análisis de seguridad, y proporcionará una base sólida para mantener una línea de desarrollo sostenido es el aprovechamiento del combustible nuclear sin que ningún aspecto de seguridad pueda verse comprometido.

José Manuel CONDE LÓPEZ es Licenciado en Ciencias Físicas por la Universidad Complutense de Madrid. Actualmente es responsable del Área de Ingeniería Nuclear del Consejo de Seguridad Nuclear, organismo al que pertenece desde 1984 y donde dirigía anteriormente la Unidad de Análisis del Núcleo. Es miembro de distintos grupos de trabajo de la Agencia de Energía Nuclear de la OCDE sobre temas de neutrónica y termohidráulica y ha participado como experto del OIEA en diversas ocasiones.

Manuel RECIO SANTAMARIA es Licenciado en Ciencias Físicas por la Universidad Complutense de Madrid. En el año 1987 se incorporó al Departamento de Informática y Simulación de Tecnatom. En 1989 se incorporó a la Unidad de Análisis del Núcleo del Consejo de Seguridad Nuclear. Actualmente pertenece al Área de Ingeniería Nuclear, donde se encarga de las evaluaciones de temas relacionados con la neutrónica y el comportamiento del núcleo y combustible. Es miembro de varios grupos de trabajo de la Agencia de Energía Nuclear de la OCDE relacionados con los criterios de seguridad del combustible y con el comportamiento transitorio del combustible de alto quemado.

José María REY GAYO es Licenciado en Ciencias Físicas por la Universidad Complutenbse de Madrid. Empezó a trabajar en el Consejo de Seguridad Nuclear en 1985 en temas de modelación de centrales nucleares. Desde 1992 trabaja en el licenciamiento de temas relacionados con los análisis de accidentes.