

Metodologías de diseño termohidráulico y de análisis de seguridad en los aumentos de potencia de centrales PWR

F. Salesa

Este artículo describe las metodologías de diseño termohidráulico y de análisis de seguridad de accidentes utilizadas por ENUSA en los aumentos de potencia de las centrales españolas de tipo PWR de diseño Westinghouse. Las herramientas de diseño han evolucionado desde el diseño de los primeros ciclos de manera que se dispone ahora de nuevas correlaciones de LEN ajustadas a los nuevos elementos combustibles, de nueva metodología de cálculo del CLEN y de otras mejoras en las áreas de diseño. Con estas metodologías se ampliaron los márgenes disponibles entre los valores obtenidos en el diseño y los límites a verificar. Estos nuevos márgenes han facilitado que se sigan cumpliendo los criterios de diseño también con las nuevas condiciones de operación de aumento de potencia.

This article describes the Safety Analysis and Thermohydraulic methodologies used by ENUSA for the Power Upgrading analyses in Spanish PWR plants of Westinghouse design. Design tools have been developed over the first cycles resulting new correlations of DNB, fitted to the new fuel assemblies, new DNBR calculation methodology and other improvements in the design areas. Using these methodologies, the available margins between design and limit values are wider. These new margins have allowed to accomplish the design criteria under the new power upgrading operational conditions.



FRANCISCA SALESA ANDRÉS
es licenciada en Ciencias Físicas por la Universidad de Zaragoza. Ingresó en Enusa en el área de diseño nuclear y actualmente trabaja en el Área de Diseño Termohidráulico y de Análisis de Seguridad.

INTRODUCCIÓN

En los últimos años la mayoría de las centrales nucleares españolas han aumentado la potencia térmica instalada alrededor de un 10 % respecto a sus diseños originales. Este incremento se traduce en, aproximadamente, el mismo porcentaje de aumento de la potencia eléctrica suministrada a la red.

Las compañías eléctricas han desarrollado programas muy ambiciosos para elevar la potencia nuclear de sus instalaciones. En los programas de aumento de potencia se ven envueltas diferentes áreas de diseño, en las que se evalúan los diversos aspectos del diseño de una central nuclear y se ven involucradas distintas empresas proveedoras. Además de las modificaciones de diseño en los componentes de la producción de energía eléctrica: alternadores, turbinas, etc., se hace necesario el reanálisis del diseño nuclear, termomecánico, termohidráulico y de análisis de seguridad de accidentes de la planta.

Este artículo profundiza en las metodologías de diseño termohidráulico y de análisis de seguridad de accidentes utilizadas por Enusa en los

aumentos de potencia de las centrales españolas de tipo PWR de diseño Westinghouse. Para lograr el objetivo de aumentar la potencia fue necesario dotarse de nuevas herramientas con las que adecuar el diseño inicial de la planta a las nuevas condiciones de funcionamiento, ganando márgenes suficientes en los análisis de accidentes que pudieran absorber el incremento de potencia. Estas herramientas hacen uso de las mejoras en el diseño de los elementos combustibles, innovaciones de las metodologías de diseño y otras modificaciones de los componentes y sistemas de la central nuclear.

Hay que señalar que estas mejoras se han ido acometiendo paulatinamente en el tiempo, de modo que se han ido aumentando los márgenes disponibles a los límites, márgenes que luego han sido utilizados como fuentes de margen con los que compensar el aumento de potencia.

PROGRAMAS DE AUMENTO DE POTENCIA

Las plantas españolas han llevado a cabo programas de aumentos de po-

tencia de dos tipos. Uno de ellos, el denominado *Mini-aumento de potencia* o *Mini Upgrading* se basa en una mejora de la medida de potencia, reduciendo incertidumbres, y consigue aumentar la potencia en valores de entre 1.4 % a 1.8 %. Con el segundo tipo denominado *Aumento de potencia* o *Power Upgrading*, de mayor envergadura, se consiguen aumentos de potencia de entre el 8 % y el 10 %.

Las centrales nucleares de Almaraz I y II han llevado a cabo aumentos de potencia desde la potencia térmica inicial en el ciclo 1 de 2.686 MWt hasta la potencia térmica de los ciclos actuales de 2.947 MWt. Esta subida se realizó en dos fases: una primera con un aumento del 1.6 % de potencia, seguida por otra de un 8 % en el año 2010. Las centrales nucleares de Ascó I y II han incrementado su potencia desde 2.686 MWt a la potencia de 2.940,6 MWt. En este caso se subió inicialmente la potencia un 8 % y posteriormente otro 1.4 %. En CN Vandellós II se aumentó la potencia térmica desde 2.775 MWt a 2.940,6 MWt, mediante una subida inicial en 1998 del 4.5 % y en 2002 se contó con un incremento adicional del 1.4 %. En la Figura 1 se muestra un gráfico con la potencia térmica instalada en el ciclo 1 y en el ciclo actual.

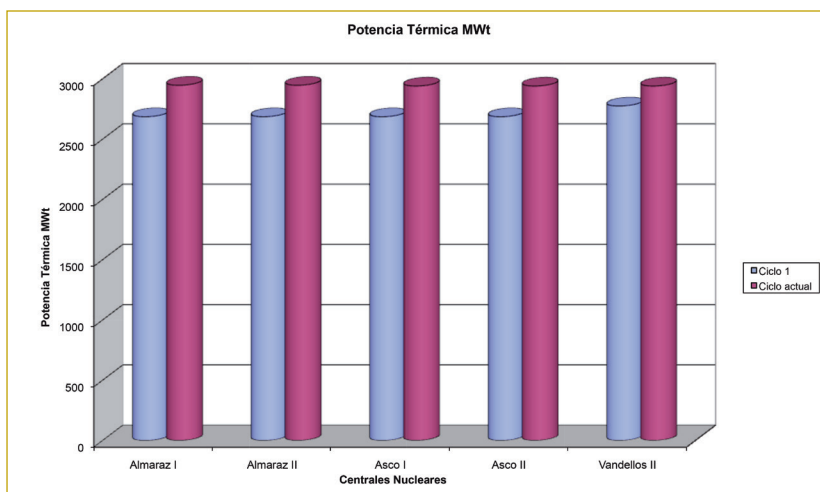


Figura 1. Potencia térmica.

IMPACTO DE LOS AUMENTOS DE POTENCIA EN LOS CRITERIOS DE DISEÑO TERMOHIDRÁULICO Y DE ANÁLISIS DE SEGURIDAD

Como paso previo a los programas de aumento de potencia se abordaron estudios de viabilidad en los que se evaluó el impacto del aumento de potencia en diferentes parámetros críticos de la planta como el flujo calorífico, la densidad de potencia lineal, la presión en el refrigerante, el nivel de llenado del presionador y otros, y que son parámetros a verificar en el diseño termohidráulico y de análisis de seguridad del capítulo de Análisis de Accidentes (Capítulo 15) del EFS (Estudio Final de Seguridad). Una vez identificadas las posibles reducciones en los márgenes a los límites, especialmente al límite de CLEN (Coeficiente de Límite de Ebullición Nucleada), al límite de máxima presión en el refrigerante del reactor y de no llenado del presionador se estudiaron las posibles fuentes de margen con las que com-

pensar dichas reducciones. Además se contó con la amplia experiencia en proyectos de aumentos de potencia en las centrales nucleares de los países de nuestro entorno tecnológico.

Para lograr que los ciclos de operación con aumento de potencia tuvieran longitudes de ciclo (días de operación) similares a los ciclos previos se aumentó ligeramente el enriquecimiento de las pastillas de uranio y se consideraron mayores quemados de descarga de los elementos combustibles. Además, en algún caso, se adecuó el valor límite de $F_{\Delta H}$ a verificar en la recarga con objeto de obtener márgenes adicionales. Este factor $F_{\Delta H}$ se corresponde con la relación de la máxima potencia de barra respecto a la potencia media. En la Figura 2 se muestran las pastillas de uranio y en la Figura 3 las barras de combustible.

En años previos se habían incorporado mejoras en la metodología de diseño: en lo que concierne al cálculo del CLEN se cambió de la denominada metodología STDP (*Standard Thermal*

Design Procedure) a la metodología RT-DP (*Revised Thermal Design Procedure*), se introdujo una nueva correlación de Westinghouse para el cálculo de flujo calorífico crítico: la correlación WRB-2M ajustada al combustible MAEF (*Modified Advanced European Fuel*), y además se mejoró el diseño del combustible con la introducción de tres rejillas mezcladoras entre los vanos superiores en el combustible denominado MAEF+IFM (*Modified Advanced European Fuel + Intermediate Flow Mixer*). Con estos cambios se consiguieron márgenes más amplios al límite del CLEN con los que acomodar los resultados obtenidos suponiendo una potencia más elevada.

METODOLOGÍAS DE CÁLCULO DE CLEN

El criterio de diseño en sucesos de Condición I y II es que las barras combustibles no alcancen el LEN con un 95 % de probabilidad y con el 95 % de confianza. Este criterio se verifica cuando el CLEN (Coeficiente de Límite de Ebullición Nucleada) o su denominación en inglés DNBR (*Departure from Nucleate Boiling Ratio*) es mayor que determinado valor.

$$CLEN = \frac{q''_{LEN, \text{predicho}}}{q''_{\text{local}}}$$

siendo:

CLEN, Coeficiente de Límite de Ebullición Nucleada.

$q''_{LEN, \text{predicho}}$: el flujo calorífico crítico predicho.

q''_{local} : el flujo calorífico local.

A partir de datos de ensayos de LEN para una geometría dada y dependiente del código termohidráulico se determina el denominado *CLEN límite de correlación* con el que se garantiza que con un 95 % de probabilidad y un 95 % de confianza no se alcanza el LEN.

En los diseños iniciales de las plantas, el mínimo valor de CLEN en los transitorios del capítulo 15 del EFS se calculó con la metodología STDP. En esta metodología las incertidumbres de los diferentes parámetros de operación críticos, tales como potencia, presión, caudal, etc., se consideran de modo conservador en las condiciones iniciales del transitorio y con estas hipótesis se calcula el mínimo CLEN del transitorio, que debe ser mayor que el *CLEN límite de correlación*. Dando un ejemplo: el mínimo valor de CLEN obtenido en los transitorios estudiados con metodología STDP y correlación W-3 debe ser igual o mayor al valor límite de la correlación 1.30 (límite para altas presiones).

Posteriormente, Westinghouse desarrolló para el cálculo del CLEN de



Figura 2. Pastillas de uranio.



Figura 3. Barras de combustible.



Figura 4. Elemento combustible MAEF+IFM.

algunos transitorios una nueva metodología *Revised Thermal Design Procedure*, RTDP. El cambio de metodología consiste principalmente en el diferente tratamiento de las incertidumbres de las variables de modo que están consideradas en un nuevo límite de CLEN

denominado *CLEN límite de diseño*. Este nuevo límite es mayor que el *CLEN límite de correlación* y se determina específicamente para cada planta combinando estadísticamente la incertidumbre de la correlación del CLEN con las incertidumbres de medida o de cál-

culo de los parámetros de operación, tales como el caudal del refrigerante, la temperatura del refrigerante, la presión del sistema, el caudal de *bypass* y el factor de incremento entálpico F_{AH} así como con las incertidumbres en los parámetros de fabricación del combustible y con la incertidumbre del código de cálculo.

El análisis de los transitorios estudiados con metodología RTDP se realiza suponiendo como condiciones iniciales las correspondientes a los valores nominales, esto es, sin considerar las incertidumbres. El mínimo valor de CLEN calculado durante el transitorio deberá ser mayor que el *CLEN límite de diseño*. Además, es práctica habitual reservar cierto margen al CLEN para eventuales penalizaciones como las debidas a transiciones de tipo de combustible, específicas de recarga, etc., o a penalizaciones asociadas al comportamiento del combustible durante la operación como el arqueo de barra, de manera que se define como límite un valor más alto que se denomina *CLEN límite de análisis de seguridad* y que será el valor a verificar en los análisis de transitorios evaluados con metodología RTDP. Este cambio de metodología supone una mejora de aproximadamente un 16 % en los márgenes al CLEN.

CORRELACIONES DE LEN

El DNB o LEN se alcanza cuando el flujo calorífico local en la superficie de las barras de combustible es muy alto o cuando las condiciones locales del fluido se deterioran, de tal modo que se produce una película de vapor en la superficie de la barra que impide la adecuada transmisión de calor desde las pastillas al fluido, con el consecuente incremento en la temperatura de la vaina que podría causar daño en la misma con la eventual pérdida de esta barrera.

El método utilizado para predecir el comienzo del LEN se basa en correlaciones empíricas calculadas mediante datos experimentales y que, por tanto, son válidas para las geometrías estudiadas y en un determinado rango de valores de las distintas variables de la correlación.

Para el cálculo del flujo calorífico crítico se contó en el diseño inicial de las plantas con la correlación de LEN de Westinghouse denominada W-3 que aún hoy es utilizada en algunos casos, como por ejemplo a muy bajas presiones. Aunque la correlación W-3 fue desarrollada para geometrías de canales calentados cerrados, se amplió su aplicación a geometrías de malla de

elemento combustible aplicando el coeficiente CWF (*Cold Wall Factor* o Factor de Pared Fría) para tener en cuenta la existencia de paredes no calentadas (los tubos guía y de instrumentación), y otro factor F para tener en cuenta las formas axiales no uniformes.

Posteriormente, mediante diversos ensayos realizados por Westinghouse, se desarrollaron correlaciones específicas considerando la geometría del elemento combustible con rejillas mezcladoras tales como la correlación WRB-1 y posteriormente la WRB-2, esta última considerando la incorporación de unas rejillas mezcladoras extras denominadas IFM.

A estas correlaciones le ha seguido la correlación WRB-2M desarrollada para el combustible con rejillas LPD (*Low Pressure Drop*), y que es aplicable tanto al combustible MAEF como al combustible MAEF+IFM. Con el cambio de la correlación WRB-1 a la WRB-2M se estima una mejora al CLEN de un 20 %. Gracias a estas correlaciones específicas se han conseguido cálculos más precisos que han provisto de márgenes adicionales a los límites de CLEN.

En la Tabla 1 se muestra un ejemplo de valores del CLEN para diferentes combustibles con las correlaciones WRB-1 y WRB-2M.

ELEMENTO COMBUSTIBLE

Los elementos combustibles de las centrales PWR españolas de diseño Westinghouse son suministrados por Enusa. El tipo de combustible cargado en los primeros ciclos de las centrales españolas fue el denominado *STD Standard* con seis rejillas mezcladoras distribuidas a lo largo de los aproximadamente cuatro metros que mide un elemento combustible PWR. El diseño de combustible ha ido evolucionado hasta el diseño actual, denominado genéricamente MAEF+IFM donde, además de otras mejoras, se han añadido tres nuevas rejillas mezcladoras de menor anchura denominadas IFM. Con estas tres nuevas rejillas se consigue una mejor mezcla del caudal de refrigerante en la zona superior del núcleo, donde el flujo calorífico es más alto, y por tanto se corresponde con la zona en la que se está más cerca de salir fuera del régimen de ebullición nucleada y pasar a regímenes donde empeora considerablemente la transmisión de calor. Con este combustible MAEF+IFM se han conseguido mejoras en el margen al CLEN del 15 % y 20 %, además de otras mejoras en el comportamiento mecánico del combustible tales como mejorar su rigidez, etc. En la Figura 4 se muestra

TIPO DE COMBUSTIBLE	17x17 STD	17x17 MAEF	17x17 MAEF + IFM
F_{AH}	1.50	1.54	1.64
Correlación LEN	WRB-1	WRB-2M	WRB-2M
CLEN límite de diseño	1.24	1.22	1.21
CLEN límite de análisis de seguridad	1.33	1.48	1.75

Tabla 1. CLEN límite de diseño y CLEN límite de análisis de seguridad para varios combustibles.

el elemento combustible MAEF+IFM de Enusa.

CÓDIGOS DE SUBCANAL THINC Y VIPRE

Los códigos de diseño termohidráulico utilizados en Enusa en los aumentos de potencia son los códigos THINC y VIPRE. Son códigos de subcanal de volúmenes finitos con los que se calculan las condiciones locales del fluido y el flujo calorífico crítico, en distintas condiciones de potencia, presión, temperatura, caudal, F_{AH} y distribución de potencia axial.

Estos códigos, que contienen las correlaciones de LEN mencionadas anteriormente, se utilizan para el cálculo del flujo calorífico crítico y del coeficiente CLEN en los distintos estados estacionarios y de accidentes analizados.

ANÁLISIS DE ACCIDENTES NO-LOCA

En los aumentos de potencia se analizaron los transitorios y accidentes del capítulo 15 del EFS de las centrales nucleares con objeto de verificar el cumplimiento de los límites considerados en los diferentes criterios a satisfacer.

Un aumento de potencia puede conducir a situaciones más exigentes, de manera que se obtienen valores más limitantes en algunos de los parámetros básicos de planta. Para que con las nuevas condiciones se sigan satisfaciendo los límites establecidos se comprueba, mediante el análisis de accidentes, el adecuado diseño de los sistemas de seguridad, disparos, distintos ESC (Equipos Sistemas y Componentes) involucrados y, eventualmente, se modifica el diseño de los mismos.

Ajustes de disparos del reactor

En algunas plantas se había llevado a cabo un programa de recuperación de márgenes denominado OMRP (*Operating Margin Recovery Program*) en años previos, de manera que se ajustaron los tarados de los disparos del reactor junto con las constantes de adelanto-retraso y filtros asociados a las medidas de temperatura y ΔT . Con estos ajustes se consiguió aumentar el

margen a los disparos, así como evitar espurios debidos a fluctuaciones en temperatura.

En el proceso de análisis de cada uno de los accidentes del capítulo 15 del EFS se verifica la idoneidad de los diferentes disparos del reactor con los que cuenta una central nuclear. Se comprueba el tarado del punto de disparo y de las constantes de adelanto-retraso asociadas y, eventualmente, se adecua alguno de los disparos a la nueva situación de aumento de potencia como por ejemplo los disparos de sobretensión OP- ΔT y de sobrepotencia OP- ΔT . Estos disparos se calculan a partir de las denominadas *Líneas Límite de Seguridad* del núcleo que delimitan la zona permitida de operación (temperatura media vs potencia) para varias presiones. Estas líneas límite se calculan a partir del límite de saturación en la rama caliente y del CLEN límite de análisis de seguridad fijado y para un F_{AH} máximo y un caudal mínimo. En la Figura 5 se presenta un ejemplo de los límites de seguridad del núcleo y en la Figura 6 se muestra un ejemplo del cálculo de CLEN en el transitorio de retirada de barras.

Ajustes de sistemas

Uno de los criterios genéricos establecidos en los accidentes del capítulo 15 del EFS es que no deriven en un accidente de condición superior. En el caso de los accidentes de Condición II, este criterio se verifica de manera conservadora considerando el no llenado del presionador. En algún transitorio, el caudal de agua de alimentación auxiliar juega un papel primordial en el cumplimiento de este criterio de tal modo que, en algún caso, hubo de comprobarse que los sistemas de agua de alimentación auxiliar eran capaces de proveer mayores caudales que los inicialmente supuestos, para verificar así el criterio del no llenado del presionador.

Otro criterio básico es el límite de sobrepresión en el primario. Han sido necesarias, en algún caso, modificaciones de diseño de algunos componentes con objeto de recuperar margen al límite de presión en alguno de los accidentes analizados, de manera

que se siguiera cumpliendo el límite requerido. En concreto se modificó el diseño del sello de agua existente previo a las válvulas de seguridad del presionador, con un nuevo drenaje del sello y nuevos internos.

ANÁLISIS DE ACCIDENTES LOCA

Mención aparte supone el análisis del accidente base de diseño de pérdida de refrigerante LOCA (*Loss of Coolant Accident*). En algunas plantas se ha hecho uso de una novedosa metodología *Best Estimate* denominada ASTRUM (*Automated Statistical Treatment of Uncertainty Method*), desarrollada por Westinghouse y aplicada por Enusa. Es una metodología realista para el análisis del LOCA grande LBLOCA basada en el código WCOBRA/TRAC y donde el cálculo se realiza mediante un cálculo estadístico más avanzado. Este modelo realista requiere del análisis de distintas situaciones en las que tanto el efecto del modelo, como de las incertidumbres en los parámetros se propagan a lo largo del transitorio. Al final se obtiene una gama de resultados con unas probabilidades asociadas. Esta aplicación está basada en la metodología CSAU (*Code Scaling Applicability and Uncertainty Evaluation Methodology*). Con esta metodología se consiguen márgenes a los límites que deben verificarse en este accidente: tempera-

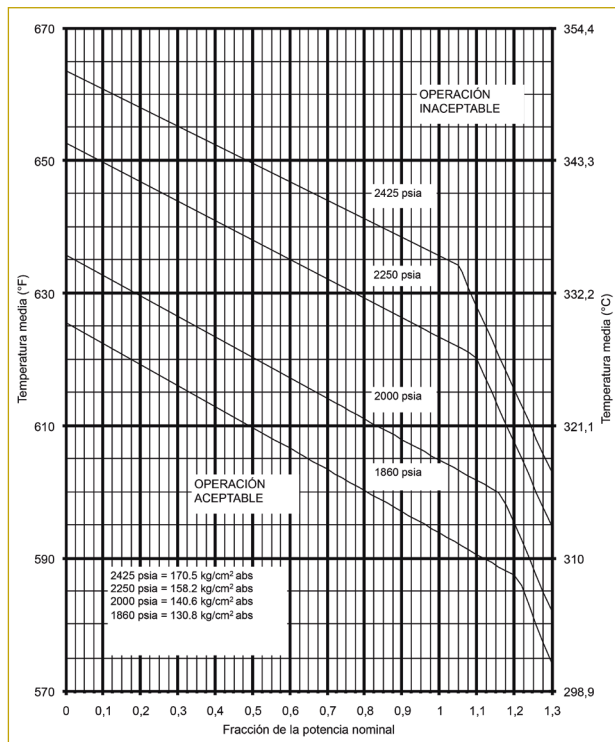


Figura 5. Límites de seguridad del núcleo.
tura de vaina del combustible y oxidación.

APLICACIONES PARA EL FUTURO

Son aún grandes los retos que abordar en los próximos tiempos tales como los cambios regulatorios en los criterios de aceptación debidos a la degradación del combustible con la irradiación, nuevos límites en los accidentes de inserción de reactividad y LOCA, y será necesario profundizar en los métodos utilizados, en el diseño de sistemas y en los combustibles utilizados con los que poder solventarlos.

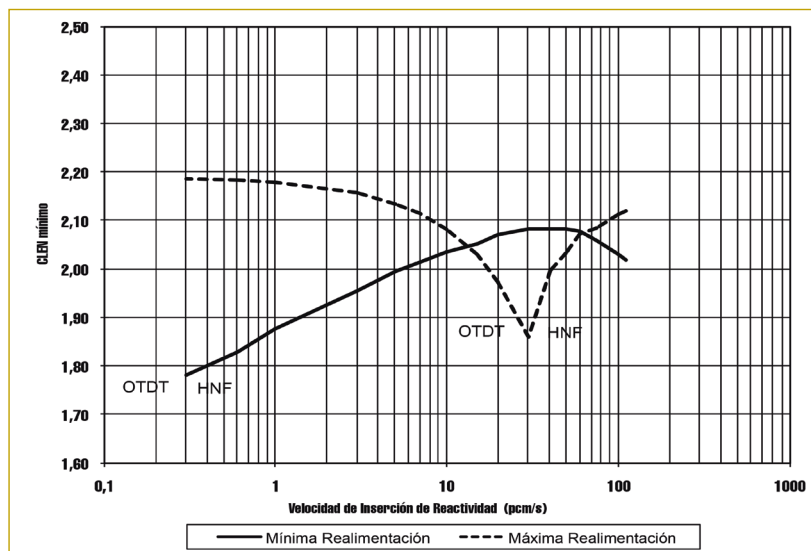


Figura 6. CLER mínimo vs. velocidad de inserción de reactividad.

En este sentido se están desarrollando metodologías 3D con códigos acoplados nucleares y termohidráulicos que proporcionarán los márgenes necesarios para el cumplimiento de los nuevos criterios en accidentes de reactividad. Para el accidente de Pérdida de Refrigerante LOCA, existe ya una metodología *Full spectrum* que cubre todo el espectro de tamaños de rotura en la que se utilizan modelos mejorados 1D y 3D que permiten una simulación completa y detallada de un reactor PWR. El modelo mejorado de incertidumbres permite ganar margen sobre los análisis actuales y podrá ser utilizado, con algunas modificaciones, para cumplir con los nuevos requisitos que se establezcan para el LOCA, o para obtener mejoras económicas u operacionales de la planta.

Por otro lado, recientemente Westinghouse ha incorporado correlaciones de CLER avanzadas como la correlación ABB-NV desarrollada con rejillas de aletas no mezcladoras y para un rango amplio de condiciones del refrigerante, y la extensión de esta correlación para bajas presiones: la correlación WLOP. Estas correlaciones dan resultados más precisos que la correlación W-3 y podrían ser adecuadas para el análisis del accidente de retirada de barras desde subcrítico en la región debajo de la primera rejilla mezcladora, y en el accidente de la rotura de la línea de vapor a potencia cero con el código VIPRE.

CONCLUSIONES

Las mejoras en las metodologías de diseño facilitan cálculos más precisos con los que obtener márgenes a los límites de diseño de los parámetros críticos. Parte de este beneficio ha sido utilizado en las centrales nucleares para abordar con éxito las subidas de potencia térmica en sus plantas. Ha sido determinante el uso de nuevas metodologías y correlaciones de CLER, así como la mejora en el elemento combustible con la incorporación de rejillas intermedias.

Por otro lado se siguen desarrollando nuevas metodologías de análisis que incrementaran los márgenes a los criterios establecidos permitiendo aumentar las capacidades de las centrales o, en su caso, cumplir con nuevos requisitos establecidos por el organismo regulador. ■