

IMPACTO EN EL COMBUSTIBLE DE LOS MINIAUMENTOS DE POTENCIA REALIZADOS PARA CN ASCÓ Y CN VANDELLÒS II

J. M^a FILELLA - A. FERNÁNDEZ SAN MARTÍN - G. RUBIO

El análisis de seguridad requería un margen del 2% en potencia para absorber la incertidumbre en la medida. Desde Julio 2000 la NRC ha licenciado incrementos acreditando una menor incertidumbre de medida. En esta línea se ha licenciado en 2002 el miniaumento de potencia de CN Vandellòs II y está previsto continuar en CN Ascó I en 2003 y en CN Ascó I en 2004.

Para reducir incertidumbre en la medida de potencia se ha instalado un sistema de medida del caudal de agua de alimentación por ultrasonidos, que garantiza una incertidumbre de potencia menor del 0,4%. Las nucleares de Ascó I, II y Vandellòs II son unidades de 3 lazos cada una de diseño Westinghouse, con una potencia térmica nuclear actual en el reactor de 2.900 MWt, que pasarán a 2.940,6 MWt con el miniaumento del 1,4%.

Se revisan los análisis RTDP, puesto que los restantes ya consideraban el 102%. En Ascó se revisaron todos los accidentes no-LOCA por el nuevo término fuente y el cambio a cabeza fría, que implica un aumento sustancial en el caudal de derivación.

Se reanalizaron los LOCA por la introducción de IFM y para comprobar el efecto de la conversión a cabeza fría. Se incorpora la nueva correlación del LEN, WRB-2M, que aumenta el margen CLEN, y da margen para absorber el miniaumento y el incremento del caudal de derivación.

Se ha revisado el inventario de productos de fisión del núcleo con las nuevas condiciones, el nuevo término fuente en las consecuencias radiológicas de accidentes y las actividades del refrigerante primario.

The safety analysis required a margin of the 2% in power in order to absorb the uncertainty in the measurement. From July 2000 the NRC had approved increments crediting lower uncertainty of measuring. In this line we have licenseed in 2002 the miniuprating of CN Vandellòs II and we are foreseen to continue in CN Ascó I in 2003 and in CN Ascó II in 2004.

In order to reduce uncertainty in the power measurement we have settled a system of ultrasonic measuring of the main feedwater, that guarantees a power uncertainty lower than 0,4%. The nuclear of Ascó I, II and Vandellòs II are units of 3 loops each one of Westinghouse design, now with 2900Mwth nuclear thermal power, that they will pass to 2940.6 MWt with the 1,4% miniuprating.

We revised the RTDP analysis, since others already considered the 102%. In Ascó all the non-LoCa accidents were revised for the new source term and the change to cold head, that implicate an increase in the bypass flow. We revised the LOCA for the IFM introduction and in order to check the effect of the cold head conversion. We incorporate the new LEN correlation,

WRB-2M, that increases the CLEN margin, and give us margin in order to absorb the miniuprating and the bypass flow increase.

The core fission products inventory with the new conditions, the new source term for the radiologic consequences of accidents and the primary coolant activity had been revised.

INTRODUCCIÓN

Los requisitos de análisis de seguridad requerían incluir un margen del 2% en la potencia térmica para absorber la incertidumbre en la medida. Desde Julio 2000 se permite utilizar unos márgenes menores si se reduce la incertidumbre de medida. La NRC ha licenciado ya a varias plantas incrementos hasta del 1,5% de la potencia nuclear por la vía de acreditar una menor incertidumbre en la medida.

En la misma línea se ha llevado a cabo en 2002 el miniaumento de potencia de CN Vandellòs II y está previsto continuar en CN Ascó I en 2003 y en CN Ascó II en 2004.

Para reducir la incertidumbre en la medida de la potencia se ha instalado

un sistema de medida del caudal de agua de alimentación por ultrasonidos, que garantiza una incertidumbre de potencia menor del 0,4%.

Esto permitiría soportar incrementos de potencia hasta el 1,6%, pero se ha solicitado al CSN licenciar un aumento de potencia nuclear de las plantas del 1,4%, con lo que se mantiene un margen para la incertidumbre hasta el 0,6%.

A continuación se describe la incidencia de los proyecto de miniaumento de potencia en el combustible nuclear en las tres unidades de la Asociación Nuclear Ascó-Vandellòs II.

BASES DEL CAMBIO PROPUESTO

Las centrales nucleares de Ascó I y II y Vandellòs II son unidades de 3 lazos cada una de diseño Westinghouse, con una potencia térmica nuclear actual en el reactor de 2.900 MWt, que pasarán a 2.940,6 MWt con el miniaumento.

Los proyectos de miniaumento de potencia en estas unidades han servido para homogeneizar los elementos combustibles utilizados en las mismas. Así, en CN Vandellòs II se ha introducido con el miniaumento el combustible

con IFM ya utilizado en CN Ascó, por lo que el núcleo del reactor en las tres unidades se alimenta con el mismo tipo de combustible, que utiliza Gd_2O_3 como veneno consumible en algunas barras, hasta un 8% en peso.

El conjunto combustible 17x17 MAEF+IFM es una modificación del conjunto combustible 17x17 MAEF, incorporando a éste tres rejillas mezcladoras de flujo del tipo IFM, intercaladas con las rejillas intermedias. La función básica de las rejillas IFM es mejorar la eficiencia termohidráulica. Además, las rejillas IFM producen las siguientes ventajas adicionales:

- Incrementan el margen frente a la inserción incompleta de las barras de control, al proporcionar soporte adicional a los tubos guía.
- Reducen el cierre del canal entre barras combustibles en los tramos superiores.
- Incrementan el margen frente al desgaste de la barra combustible por abrasión contra los muelles y resaltes de las rejillas al reducir la respuesta de la barra combustible en los vanos donde se encuentran las IFM.

Para llevar a cabo el miniaumento de potencia, desde el punto de vista del núcleo del reactor, se ha determinado el efecto en el combustible, analizando diferentes aspectos:

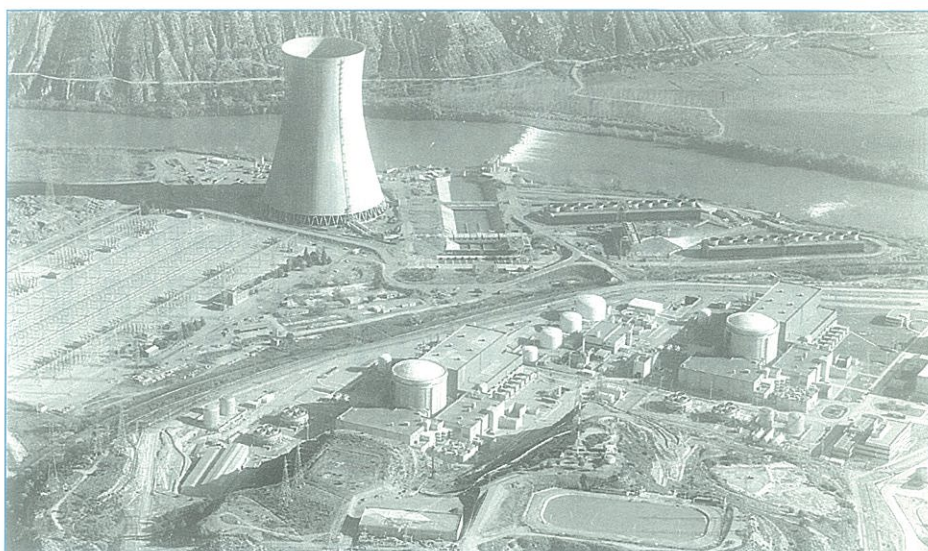
ANÁLISIS MECÁNICO

El análisis mecánico del combustible ha evaluado la integridad estructural del mismo, así como la compatibilidad mecánica de los diversos tipos de elementos combustibles presentes en el núcleo, que ha sido evaluados para las condiciones del miniaumento de potencia, incluyendo los análisis dinámicos del núcleo en condiciones III y IV, con los movimientos de placas del núcleo debidos a accidente de LOCA específicos del miniaumento de potencia verificándose el cumplimiento de los criterios de diseño y por lo tanto la integridad estructural del combustible.

Se ha verificado asimismo que con las nuevas fuerzas hidráulicas el resorte del cabezal superior cumple los criterios de diseño para el correcto funcionamiento del mismo, para los conjuntos combustibles presentes.

ANÁLISIS TERMOMECAÁNICO

Se verifica el cumplimiento de los criterios de diseño termomecánico de



C.N. Ascó.

barra de combustible, para el combustible fresco o quemado, que pueda estar presente en el núcleo en estas nuevas condiciones de miniaumento de potencia.

Se ha considerado asimismo para CN Ascó el efecto del cambio a cabeza fría.

ANÁLISIS DEL DISEÑO NUCLEAR

Para comprobar el impacto del aumento de potencia en los resultados del diseño nuclear, demostrar su viabilidad y generar las entradas necesarias para las evaluaciones de las otras áreas de diseño, se ha simulado un ciclo de equilibrio para las nuevas condiciones de potencia. Los resultados demuestran que el efecto de esta subida de potencia sobre los parámetros básicos del diseño nuclear (coeficientes de reactividad, valores de bancos, distribuciones de potencia, etc.) es pequeño, siendo las diferencias observadas del mismo orden de magnitud que las que se obtienen entre recargas.

ANÁLISIS TERMOHIDRÁULICO

Se han evaluado los siguientes aspectos termohidráulicos del combustible y del núcleo, considerando los elementos presentes en los núcleos:

- temperaturas de combustible,
- fuerzas de empuje,
- caídas de presión,
- caudal de derivación del núcleo,
- CLEN límite de diseño y
- límites del núcleo.

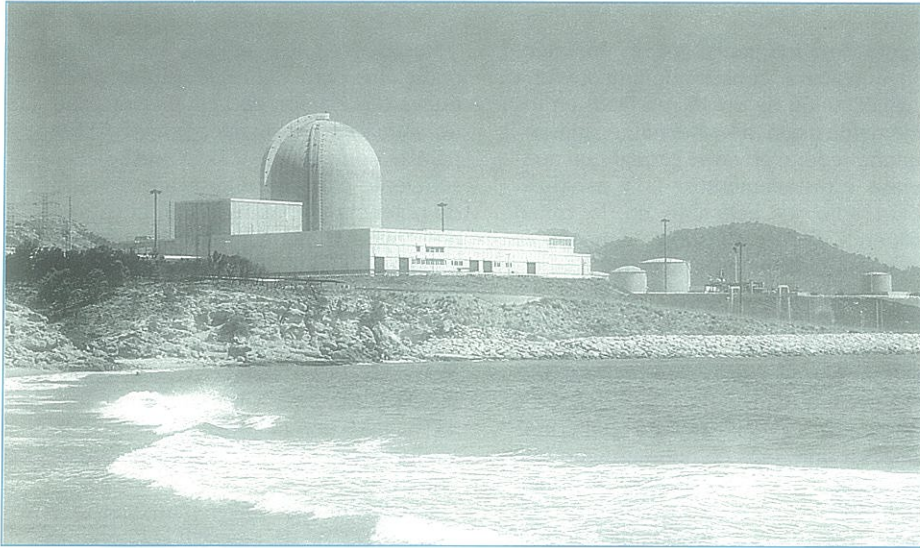
Asimismo se han revisado los análisis de accidentes que se llevan a cabo con metodología RTDP, puesto que los restantes ya consideraban una potencia de salvaguardias del 102%.

En CN Ascó se ha revisado el resto de accidentes no-LOCA a causa de la actualización del término fuente, se considera asimismo el efecto del cambio a cabeza fría. Para licenciar el miniaumento de potencia y el cambio a cabeza fría, no sería necesario revisar los análisis de LOCA pero, para acreditar los mayores márgenes en la nueva situación con las nuevas correlaciones y el cambio a cabeza fría, se han revisado los casos limitantes de accidentes LOCA. Se revisan asimismo las condiciones Post-LOCA.

En CN Vandellòs II, para aumentar más los márgenes de DNB, rigidizar el combustible y estandarizarlo con CN Ascó se han introducido las rejillas mezcladoras de flujo IFM, lo cual supone un cambio de combustible que ha llevado a reanalizar los accidentes LOCA, que de otro modo solo con el aumento de potencia del 1,4%, como se ha comentado anteriormente, no hubiera sido necesario.

Además, para ambas centrales, se ha incorporado la nueva correlación del LEN denominada WRB-2M, que es una modificación de la anterior correlación WRB-2 y que refleja una mejor predicción de los datos de ensayos para el diseño de combustible con rejilla mezcladora, obteniéndose mejores márgenes de LEN.

En CN Ascó los nuevos valores de los parámetros termohidráulicos debidos al cambio a "cabeza fría" implican unas variaciones muy pequeñas desde el punto de vista del diseño nuclear en los modelos del ciclo de equilibrio, del



C.N. Vandellòs.

orden de las que se analizan cada ciclo al considerar la operación dentro de una mini-ventana de temperatura.

LÍMITES DE FACTOR DE CANAL CALIENTE

En los distintos estudios realizados se ha considerado un factor de incremento entálpico limitado por Especificaciones Técnicas de Funcionamiento a un valor de 1,56 para el combustible 17x17 MAEF+IFM, que es el mismo límite establecido para este tipo de combustible en el diseño actual sin miniaumento de potencia. Los elementos combustibles de otros tipos que proceden de ciclos anteriores tienen un quemado y un enriquecimiento que limita su capacidad de alcanzar altas potencias equivalentes a la de los elementos frescos. Esta limitación se tiene en consideración en los análisis de transitorios y en el diseño del núcleo, estableciendo para estos tipos de combustible, límites más restrictivos de forma que no sean limitantes.

Estos valores sólo llevan asociado un 4% de incertidumbre debido a los códigos de diseño. La incertidumbre asociada a la medida en el núcleo se convolucionan como el resto de incertidumbres termohidráulicas dentro del cálculo del CLEN límite de diseño en aquellos análisis donde se utiliza la metodología RTDP.

Para el resto de análisis estos valores se incrementan con otro 4% de incertidumbre de medida pasando a ser 1,62 el límite del factor de incremento entálpico para combustible 17x17 MAEF+IFM, y valores inferiores para los otros combustibles.

LÍMITES DE TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE

Se ha evaluado el impacto del aumento de potencia en un 1,4% en las temperaturas medias del combustible que se utilizan como base para el análisis de accidentes. De esta evaluación se concluye que este aumento de potencia hasta el 1,4% no tiene impacto en las curvas de temperatura del combustible.

Por otra parte, se han determinado los límites de potencia (mínimos kW/ft), en función del quemado del combustible, para los cuales se alcanza la temperatura de fusión del combustible para los distintos tipos de barra. Estos valores se han utilizado para verificar la condición de sobrepotencia establecida para el cálculo de los disparos del reactor.

CAÍDAS DE PRESIÓN

En la evaluación termohidráulica de los distintos tipos de combustible se han considerado los coeficientes de pérdida de carga específicos de cada uno de ellos y las posibles configuraciones de núcleos mixtos en cuanto a los efectos debidos a la redistribución de caudal que se produce entre elementos de diferentes características hidráulicas. Las condiciones de operación se han establecido conservadoramente considerando las mayores pérdidas de carga del combustible MAEF+IFM.

FUERZAS DE EMPUJE

Las fuerzas de empuje sobre cada tipo de combustible se han calculado de forma conservadora y se ha comproba-

do que la fuerza del resorte es suficiente para cumplir los criterios de diseño frente al despegue en cada tipo de elemento combustible. Debido a la incorporación de las rejillas IFM en el combustible MAEF de CN Vandellòs II, se produce un aumento en las fuerzas de empuje de aproximadamente el 13,8% con relación al combustible sin IFM. Por otra parte, debido a los efectos hidráulicos asociados a los núcleos mixtos, se ha considerado una penalización del 13,2% sobre las fuerzas de empuje obtenidas para el resto de elementos de combustible.

En CN Ascó, debido a la coexistencia del combustible 17x17 STD con combustibles AEF y MAEF con rejillas IFM, de mayor pérdida de carga, se produce un incremento en las fuerzas de empuje de aproximadamente el 13,5% con relación al núcleo completamente de elementos combustibles STD.

CAUDAL DE DERIVACIÓN DEL NÚCLEO

En CN Vandellòs II se ha calculado el caudal de derivación del núcleo considerando las nuevas condiciones de operación, y se ha revisado el valor mejor estimado para RTDP. El valor de diseño se mantiene sin variación.

En CN Ascó la modificación realizada en la placa superior para la conversión a cabeza fría implica un aumento sustancial en el caudal de derivación de la vasija. El impacto del incremento de potencia y las nuevas condiciones de operación en el caudal de derivación a través de los tubos guía e instrumentación es prácticamente despreciable.

Considerando las nuevas condiciones, se ha estimado en CN Ascó un aumento del 2% del caudal total de derivación de diseño. El caudal total de derivación para las condiciones reales de operación de las dos unidades de CN Ascó será inferior a este valor, por lo que se dispone de margen suficiente para posibles variaciones futuras de este parámetro. Estos caudales de derivación cubren también los núcleos mixtos donde coexistan los distintos tipos de elementos combustibles previstos.

MÁRGENES DEL LÍMITE DE EBULLICIÓN NUCLEADA

El coeficiente del límite de ebullición nucleada, CLEN se obtiene con la metodología RTDP, y consiste en calcular un CLEN límite de diseño convolucionando las incertidumbres de los parámetros de operación (temperatura,

caudal, potencia y presión), códigos y factores de pico junto con las incertidumbres propias de las correlaciones de cálculo del CLEN que incluyen la nueva correlación WRB-2M, y aplicando el resultado sobre el valor límite de la correlación.

El valor del límite de diseño calculado, se incrementa hasta el valor final que se utiliza como límite en los análisis de seguridad, teniendo en cuenta las penalizaciones globales al CLEN, como la del arqueado de barra y la penalización por núcleos mixtos, y reservando un margen para absorber otras posibles penalizaciones o cambios de diseño. El límite del CLEN para análisis de seguridad para cada combustible se ha elegido de forma que se mantengan tanto los márgenes al límite de diseño como los márgenes de operación.

En CN Vandellòs II la penalización al CLEN aplicable al combustible MAEF+IFM, es consecuencia de la redistribución de caudal que se produce entre los elementos combustibles con y sin rejillas IFM, que se traducen en un menor flujo de refrigerante en los canales del combustible con más pérdidas de carga. Esta penalización sólo es aplicable en la mitad superior del combustible MAEF+IFM, zona en la que se localizan las rejillas IFM.

Se ha verificado que la penalización genérica al CLEN sobre el combustible con IFM es conservadora para el combustible MAEF con IFM y la nueva correlación WRB-2M. Esta penalización, es función de la fracción de combustible con rejillas IFM en el núcleo. El margen térmico proporcionado por las rejillas IFM, es más que suficiente para absorber esta penalización durante los ciclos de transición.

En los núcleos de las dos unidades de CN Ascó, coexistirán elementos combustibles tipo 17x17 AEF+IFM, 17x17 MAEF+IFM y un elemento combustible 17x17 STD situado en la posición central. De acuerdo con la metodología vigente, los núcleos mixtos se analizan como si fueran núcleos completos de un sólo tipo de combustible, aplicando una penalización en CLEN durante los núcleos de transición que depende de las características hidráulicas de los elementos combustibles presentes en el núcleo.

Para el caso de CN Ascó, la disminución en el caudal de refrigerante que se produce en los elementos con mayor pérdida de carga es prácticamente nula, ya que los elementos combustible AEF con IFM y MAEF con IFM son similares desde el punto de vista hidráulico y la presencia de un solo elemento 17x17 STD, con menor pérdida de car-

ga es casi inapreciable. Sin embargo, se considera conservadoramente una penalización de un 1% en DNB en los elementos con IFM debido a una pequeña reducción en el caudal que atraviesa estos elementos. Esta penalización sólo es aplicable en la mitad superior del combustible, zona en la que se localizan las rejillas IFM.

Se utiliza el código THINC-IV, el cual contiene las correlaciones para el cálculo del CLEN aplicables a los distintos tipos de elementos combustibles.

La rejilla del MAEF se ha diseñado y ensayado específicamente para que ofrezca un mejor comportamiento con respecto al LEN. De hecho, el principal objetivo durante su diseño no fue sólo mejorar el comportamiento ante vibraciones del conjunto combustible, sino, adicionalmente, mejorar sus márgenes térmicos. Todos estos aspectos han sido satisfactoriamente conseguidos y verificados mediante un amplio programa de ensayos hidráulicos y de flujo calorífico crítico que han dado lugar al desarrollo de la nueva correlación WRB-2M para la evaluación del flujo calorífico crítico. La nueva correlación de flujo calorífico crítico WRB-2M es una modificación en forma de multiplicador de la correlación WRB-2, que refleja una mejor predicción de los datos de ensayos para el diseño de combustible con rejilla mezcladora M-LPD, Rejilla Modificada de Baja Pérdida de Carga, que incorpora el combustible MAEF.

Basándose en la estadística de la comparación de los datos de flujo calorífico crítico medido frente al predicho con THINC-IV y la correlación WRB-2M, se establece un valor límite del CLEN de 1,14, para cumplir con el criterio de no alcanzar el flujo calorífico crítico con un 95% de probabilidad y un 95% de confianza. El uso de esta correlación ha sido aprobado por la NRC.

Para CN Vandellòs II, el uso de la nueva correlación de LEN proporciona un aumento del margen en el CLEN para el combustible 17x17 MAEF de aproximadamente el 15%, comparado con el uso de la correlación anterior WRB-1, mientras que la incorporación de las rejillas IFM al combustible 17x17 MAEF suponen un beneficio adicional de aproximadamente el 20%. Parte del margen proporcionado por la nueva correlación y la introducción de rejillas IFM en el combustible 17x17 MAEF se ha empleado para contrarrestar las consecuencias del aumento de potencia del 1,4%, y para relajar los límites de seguridad del núcleo como se indica en el apartado siguiente.

Basados en los análisis específicos realizados para CN Ascó, el uso de la nueva correlación de LEN proporciona un aumento del margen en el CLEN para el combustible 17x17 MAEF+IFM suficiente para absorber el incremento de potencia y el aumento en el caudal de "bypass", quedando un margen adicional de un 5% sobre el diseño actual, realizado con la correlación WRB-2.

Se utiliza la correlación WRB-1 para el combustible 17x17 STD y la correlación WRB-2 para los elementos tipo AEF + IFM, con la consiguiente penalización de 16,5% que aplica para este combustible.

Los límites del CLEN para diseño y para análisis de seguridad para el combustible 17x17 MAEF+IFM con la nueva correlación WRB-2M son 1,21 y 1,65 respectivamente, quedando un margen total disponible del 25,9%.

LÍMITES DE SEGURIDAD DEL NÚCLEO

Los límites de seguridad del núcleo calculados representan el lugar geométrico (potencia y temperatura), para distintas presiones donde se alcanza el CLEN límite establecido para el análisis de seguridad o donde la temperatura del refrigerante a la salida de la vasija es igual a la temperatura de saturación. Para el cálculo de las líneas correspondientes al CLEN límite se ha utilizado el código THINC-IV, obteniéndose una familia de curvas, considerando los factores de canal caliente y CLEN límite de seguridad correspondiente a cada tipo de combustible. Las líneas son envolventes de los cálculos realizados y, por tanto, representan condiciones conservadoras para todos los tipos de combustibles con relación a los criterios arriba indicados, manteniendo el margen de operación con respecto a los correspondientes al análisis actual.

Para CN Vandellòs II, en las nuevas condiciones de operación y con los valores de FNDH y CLEN límite de análisis de seguridad adecuadamente establecidos para cada tipo de combustible, se obtienen unos límites de seguridad del núcleo que presentan una relajación (incremento del margen de operación) en la zona en la que el CLEN es limitante, con respecto a los correspondientes al análisis actual. Esta relajación en los límites de seguridad del núcleo ha permitido la aplicación completa del programa de recuperación de márgenes (OMRP), que se ha traducido en la relajación de los límites de análisis de seguridad para los disparos por sobretemperatura y sobrepotencia.

REVISIÓN DE ACCIDENTES NO-LOCA

Se revisó en CN Vandellòs II el análisis de accidentes no-LOCA, considerando las características propias del combustible 17x17 MAEF+IFM y el uso de la correlación WRB-2M, lo que se traduce en un aumento del margen frente al flujo calorífico crítico. Esta revisión se hizo en paralelo con el aumento de la potencia nominal de hasta un 1,4%.

MÁRGENES DEL PCT EN LOCA

Respecto a la introducción de las IFM en CN Vandellòs II, éstas tienen impacto en los criterios de diseño del LBLOCA de un núcleo homogéneo, constituido por completo con elementos que incorporan rejillas IFM, respecto al de un núcleo completo sin este tipo de rejillas por dos razones:

- Efecto negativo en la temperatura máxima de vaina (PCT) y en la oxidación local máxima calculadas en el LBLOCA debido a la mayor pérdida de carga total de un elemento combustible con rejillas IFM, lo que supone un menor caudal de refrigeración durante las fases del transitorio.
- Efecto favorable, como cualquier rejilla espaciadora, debido a la mejora que introducen en la transferencia de calor de la vaina al fluido refrigerante. Este segundo efecto es más importante que el primero, por lo que la introducción de la rejillas IFM conduce típicamente a un beneficio neto en términos de PCT.

Se ha realizado el reanálisis completo del LBLOCA para la rotura limitante del Estudio de Seguridad.

Para las barras combustibles dopadas con gadolinio al 2% y 6/8%, se comprueba el carácter no limitante de estas barras frente a las barras de UO₂.

Para considerar los efectos que se producen como consecuencia de los núcleos de transición, se han evaluado de manera genérica resultando con una penalización por núcleo de transición sobre el combustible con rejillas IFM.

El PCT obtenido para el combustible 17x17 MAEF con rejillas IFM, una vez añadida la penalización genérica por efectos de transición, mantiene un margen significativo al valor límite de 2.200°F establecido en el 10CFR50.46.

En los códigos de SBLOCA, las rejillas espaciadoras del elemento combustible no se modelan explícitamente para el análisis. Por tanto, las mejoras inherentes en transferencia de calor que introducen las rejillas IFM en el SBLOCA no son simuladas, y por tanto no suponen un beneficio en el análisis.

La presencia de las rejillas IFM sí supone una mayor resistencia hidráulica del núcleo y por tanto un mayor caudal de derivación del núcleo, por lo que a igualdad de otros factores, el combustible con rejillas IFM resultaría algo más limitante. Por otra parte, desde la realización de los análisis de referencia han mejorado las herramientas de cálculo, que permiten afinar los resultados. Se ha comprobado que usando los códigos y la metodología de cálculo vigentes, en condiciones equivalentes a las del análisis de referencia, se obtiene para el combustible con rejillas IFM un valor de PCT infe-

rior al que figura en el Estudio de Seguridad. Se mantiene por conservadurismo el valor del análisis de seguridad de referencia para ambos combustibles con y sin rejillas IFM.

TÉRMINO FUENTE

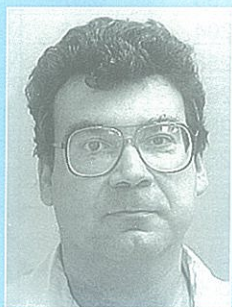
Se ha revisado el inventario de productos de fisión del núcleo con las nuevas condiciones de Potencia Nuclear y aumento de enriquecimiento de uranio que permiten funcionar con ciclos de 18 meses, y se ha considerado su efecto como nuevo término fuente en las consecuencias radiológicas de los accidentes.

Se han evaluado las actividades del refrigerante primario en las nuevas condiciones, la actividad en el sistema de evacuación de calor residual, las descargas de tritio y la actividad del Nitrógeno 16.

Como resultado de la revisión de los términos fuente, se han recalculado en las consecuencias radiológicas de los accidentes afectados.

REFERENCIAS

- ITEC-949 EVALUACIÓN DE SEGURIDAD DEL COMBUSTIBLE MAEF+IFM PARA CN VANDELLÓS UNIDAD II, de octubre 2001.
- ITEC-955 REVISIÓN DEL ANÁLISIS DE CN VANDELLÓS II DEBIDO AL AUMENTO DE POTENCIA DE HASTA EL 1,4% Y A LA ACTUALIZACIÓN DEL COMBUSTIBLE, de octubre 2001.
- ITEC-1030 REVISIÓN DEL ANÁLISIS DE SEGURIDAD DE CN ASCÓ I Y II DEBIDO AL AUMENTO DE POTENCIA DEL 1,4% Y CAMBIO A CABEZA FRÍA, de septiembre 2002.



José M. FILELLA FARGAS es Ingeniero industrial especialidad Técnicas Energéticas UPC 1975. Ingenieur Génie Atomique INSTN Saclay 1977. Trabaja desde 1977 en ingeniería de centrales nucleares. Desde 1982 en ENHER-ENDESA para Vandellòs II trabajó en las áreas de Seguridad Nuclear, Operación y fue responsable del Combustible Nuclear hasta 1999. Actualmente trabaja en DST, área de Combustible, Medio Ambiente y Protección Radiológica de ANAV para las centrales Ascó-Vandellòs.



Antonio FERNÁNDEZ SAN MARTÍN es Ingeniero industrial especialidad Técnicas Energéticas por la UPC. En 1999 se incorporó a la Asociación Nuclear Ascó-Vandellòs II en el Área de Combustible, Protección Radiológica y Medio Ambiente de la Dirección de Servicios Técnicos. Ha trabajado en temas de ingeniería de Protección Radiológica y en la coordinación de los proyectos de miniaumentos de potencia de las CCNN de Ascó y Vandellòs II.



Ginés RUBIO CUADRADO es Licenciado en Ciencias Físicas por la UB y diplomado en Ingeniería Nuclear por la JEN. En el período 1977-1980 trabajó en diferentes proyectos nucleares en Empresarios Agrupados en el área de Blindajes. En 1981 se incorporó al proyecto de CN Vandellòs II trabajando en el área de PR, Medio Ambiente y Seguridad Nuclear. En la actualidad desempeña las funciones de la Jefatura de Combustible, PR y Medio Ambiente de la Dirección de Servicios Técnicos de la Asociación Nuclear de Ascó-Vandellòs II.