

El diseño nuclear de una recarga en Iberdrola

A. Galicia, M. T. López Carbonell y J. M. Dey

Iberdrola ha desarrollado una metodología propia de gestión de combustible, la metodología GIRALDA, que ha sido aprobada por el organismo regulador español (Consejo de Seguridad Nuclear) para el diseño y licenciamiento de las recargas de C.N. Cofrentes. Los códigos de cálculo utilizados en esta metodología son independientes de los códigos de los vendedores

La aplicación de esta metodología está dando resultados satisfactorios y la conexión entre las actividades de diseño, licencia y las experiencias de operación genera sinergias que aportan beneficios en el conocimiento de la central y en su seguridad.

Para cada uno de los ciclos, los valores predichos y los reales han sido muy similares tanto en las criticidades en frío de su comienzo como a lo largo de la operación de los mismos.

Adicionalmente, se ha desarrollado una herramienta de monitorización (CAPRICORE) basada en los mismos códigos de diseño (CASMO-SIMULATE). CAPRICORE es el sistema oficial de monitorización del núcleo de C.N. Cofrentes.

Iberdrola has developed an in house core management methodology, the GIRALDA methodology, which has been approved by the Spanish Nuclear Regulatory Authority (CSN) for reload design and licensing of Cofrentes NPP (BWR). The codes used in this methodology are independent from fuel vendors' codes.

The application of this methodology is given satisfactory results and the connection between design, licensing activities and operation experiences is generating synergies with benefits in plant knowledge and safety.

For each one of the cycles, predicted and actual values have been very close for cold criticalities and for core operation

In addition, a core monitoring tool (CAPRICORE) based on the design codes (CASMO-SIMULATE) has been developed. CAPRICORE runs as the plant official monitoring system.

INTRODUCCIÓN

El diseño nuclear consiste básicamente en el conjunto de actividades a llevar a cabo para la consecución del mapa de carga del siguiente ciclo de operación de un reactor nuclear y constituye el punto clave de las tareas de la recarga desde el punto de vista nuclear y el origen del resto de trabajos encaminados a la obtención del estudio de seguridad de la recarga.

Estas actividades se podrían resumir en las siguientes:

- Establecimiento de los criterios de diseño del nuevo ciclo.
- Determinación del número de elementos nuevos que entran.
- Diseño del elemento a nivel de celda.
- Diseño del mapa (recolocación de los elementos, tanto nuevos como parcialmente gastados, para maximizar la energía cumpliendo con los criterios de diseño y especificaciones técnicas).
- Gestión de barras de control para llegar al final del ciclo de una forma segura.

Se trata pues en este artículo de dar a conocer a las personas interesadas qué es el diseño nuclear, por qué es importante, con qué herramientas se trabaja y cuáles son los métodos utilizados en Iberdrola.

¿Por qué es necesario el diseño nuclear?

La producción nuclear, a diferencia de las otras fuentes de energía, necesita de unas condiciones específicas en su combustible que son intrínsecas a su propia naturaleza.

La fisión nuclear se produce en unas determinadas condiciones en las que un neutrón es capturado por un núcleo de U_{235} que a continuación se rompe en dos fragmentos, liberándose al mismo tiempo 2 o 3 neutrones, que pueden seguir provocando más fisiones según un proceso típico de reacción en cadena. Una característica importante es que en el proceso indicado se desprende una gran cantidad de energía (≈ 200 MeV).



ANDRÉS GALICIA SAAVEDRA

es ingeniero industrial por la Universidad Politécnica de Madrid y diplomado en Ingeniería Nuclear por el Instituto de Estudios Nucleares. Inició su actividad profesional en la JEN de donde pasó en 1985 al Departamento de Análisis Nucleares de Hidroeléctrica Española. Perteneció en la actualidad la Unidad del Ciclo de Combustible Nuclear de Iberdrola Generación.



MARÍA TERESA LOPEZ CARBONELL

es licenciada en Ciencias Físicas por la Universidad Complutense de Madrid y diplomada en Ingeniería Nuclear por el Instituto de Estudios Nucleares de la JEN. Comenzó su carrera profesional en Iberdrola (antigua Hidroeléctrica Española) en 1973 incorporándose al Proyecto de C.N. Cofrentes. Perteneció a la Unidad del Ciclo de Combustible Nuclear de Iberdrola Generación desde su creación.



JOSÉ MANUEL DEY NAVARRO

es licenciado en Ciencias Físicas por la Universidad Autónoma de Madrid (UAM) y máster en Energía Nuclear por la UAM y el Ciemat. Desde 1994, fecha en la que ingresa en Iberdrola Ingeniería y Construcción, ha participado en el proyecto GIRALDA contribuyendo al desarrollo de modelos y metodologías para códigos neutrónicos (CASMO-SIMULATE), termohidráulicos (TRAC-RETRAN) y termomecánicos (FROSSTY-FRAP-T6). Actualmente desarrolla su actividad profesional en la Unidad del Ciclo de Combustible Nuclear de Iberdrola Generación.

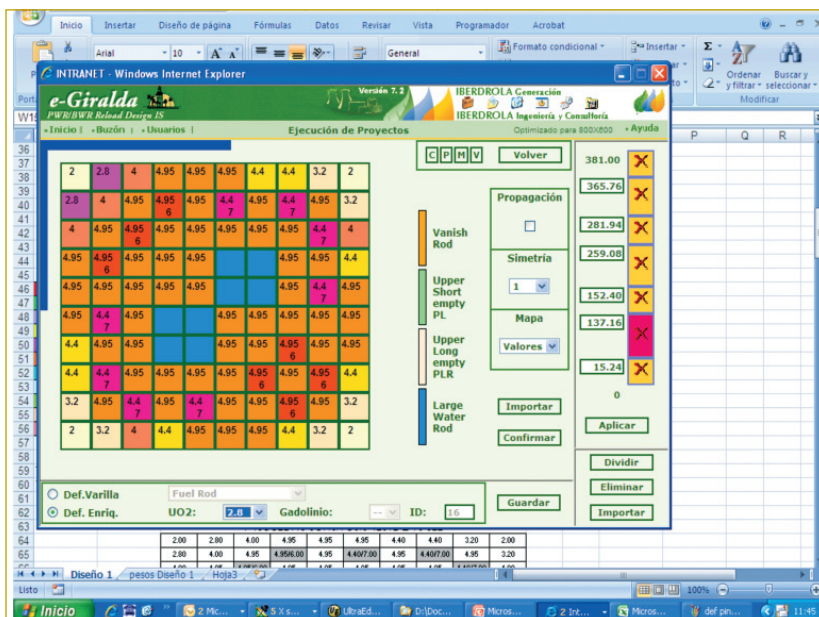


Figura 1

El uranio natural consta básicamente de dos isótopos: U_{235} (0.7% del total), es fisiónable con neutrones de baja energía, 0.025eV lo cual se consigue con el moderador (agua) y el U_{238} que sólo es fisiónable por encima del umbral de energía de 1.1 MeV, siendo además un excelente absorbente neutrónico.

Para conseguir una reacción en cadena automantenida, es necesario eliminar parte del U_{238} del sistema y enriquecer el Uranio en el isótopo U_{235} , lo que constituye, en esencia, la base del diseño de los elementos combustibles, fuente de la energía primaria de la central.

Por tanto, la disposición radial de los elementos en el núcleo, cada uno de ellos con sus características axiales diferentes, constituye la clave para optimizar este proceso y esto se consigue con el diseño nuclear que debe garantizar el comportamiento estable del núcleo del reactor en el rango normal de operación y la ausencia de cambios abruptos fuera de dicho rango. El diseño del núcleo del reactor debe estar basado en métodos probados y partir de datos de diseño aplicables a las condiciones específicas, con márgenes suficientes para cubrir las incertidumbres.

Iberdrola ha desarrollado una metodología propia de gestión de combustible; la metodología Giralda que ha sido aprobada por el organismo regulador español (Consejo de Seguridad Nuclear) para el diseño y licenciamiento de las recargas de la central nuclear de Cofrentes.

CÓDIGOS QUE SE UTILIZAN EN EL DISEÑO NUCLEAR

Iberdrola utiliza el conjunto de códigos de Studsvik Casmo-Simulate indepen-

dientes de los suministradores y que son la base del diseño nuclear de la recarga.

Cabe dividir el análisis nuclear en dos partes: análisis de celda y análisis de núcleo.

Código de celda

El código de celda CASMO-4 es utilizado para la generación de constantes de celda que conforman el conjunto de datos con toda la información que el simulador del reactor pudiera precisar para predecir el comportamiento del núcleo diseñado en cualquier condición de operación.

Los datos fundamentales de entrada al código (Figura 1) son: tipo de varillas y sus datos geométricos, contenido en gadolinio, enriquecimientos, distribución las varillas en cada celda axial. El objetivo último de los cálculos realizados con CASMO-4 es la creación de librerías de constantes de celda que con posterioridad serán empleadas por el código de simulación del reactor (SIMULATE-3).

Los parámetros nucleares de elementos combustibles obtenidos con el código de celda son convenientemente tabulados y funcionalizados con el código de enlace CMS-LINK.

Código de simulación del núcleo

SIMULATE-3 es un código nodal avanzado que ejecuta cálculos físicos en el núcleo con realimentaciones termohidráulicas y de Doppler y consta de cinco modelos: ecuación de difusión en dos grupos, homogeneización del elemento, Bafle/Reflector, Secciones Eficaces/Quemado y reconstrucción de potencia por barra.

El código SIMULATE-3 es capaz de calcular los parámetros físicos asociados a los análisis de recarga de los reactores tipo PWR y BWR, siendo por tanto independientes de los suministradores. El código puede calcular la reactividad de núcleo y las distribuciones de potencia en dos o tres dimensiones. Temperatura de moderador, Doppler y efectos de realimentación de Xenón pueden ser utilizados para realizar estudios de sensibilidad. Se pueden generar trazas de los detectores, capacidad de cálculo ya utilizada por Iberdrola.

DISEÑO NUCLEAR EN IBERDROLA

El diseño nuclear consiste básicamente en el conjunto de tareas que conducen a la obtención del Mapa de Carga de Referencia (*Reference Loading Pattern, RLP*) que se diseña para cumplir con cinco objetivos principales:

- (1) Requisitos de energía del ciclo.
- (2) Requisitos de licenciamiento y seguridad.
- (3) Optimizar el margen y la flexibilidad de operación.
- (4) Hacer un uso más eficaz de la energía disponible con el inventario supuesto de combustible parcialmente quemado y de combustible fresco.
- (5) Proporcionar flexibilidad suficiente para ajustar, con sólo unos cambios menores en el mapa de carga, el grado de variación en el inventario de combustible y cambios en la longitud del ciclo en operación normalmente asociados con cambios de programación o de requisitos de energía.

Las principales actividades a llevar a cabo durante el diseño del núcleo son las siguientes:

- Establecimiento de los criterios de diseño del nuevo ciclo
- Determinación del número de elementos nuevos que entran
- Diseño del elemento a nivel de celda
- Diseño del mapa (recolocación de los elementos, tanto nuevos como parcialmente gastados para maximizar la energía cumpliendo con los criterios de diseño y especificaciones técnicas).
- Gestión de barras de control para llegar al final del ciclo de una forma segura.

Cada una de estas actividades, interrelacionadas entre sí, constituyen por sí solas tareas independientes no exentas de dificultades dado que se refieren entre otras cosas a la energía que se va a obtener en el ciclo, al número de elementos nuevos a introducir en el núcleo, etc.

Condiciones de diseño

Antes de empezar a trabajar es necesario fijar los objetivos del nuevo ciclo, que se establecen mediante unas condiciones de diseño, para elemento

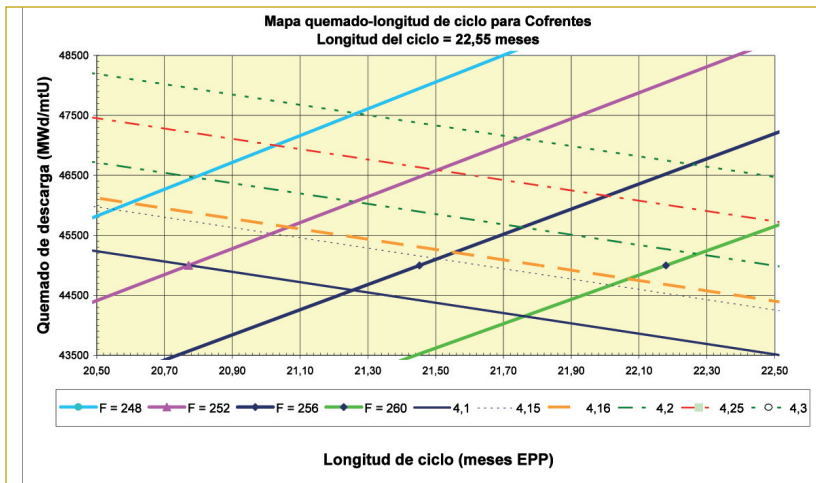


Figura 2

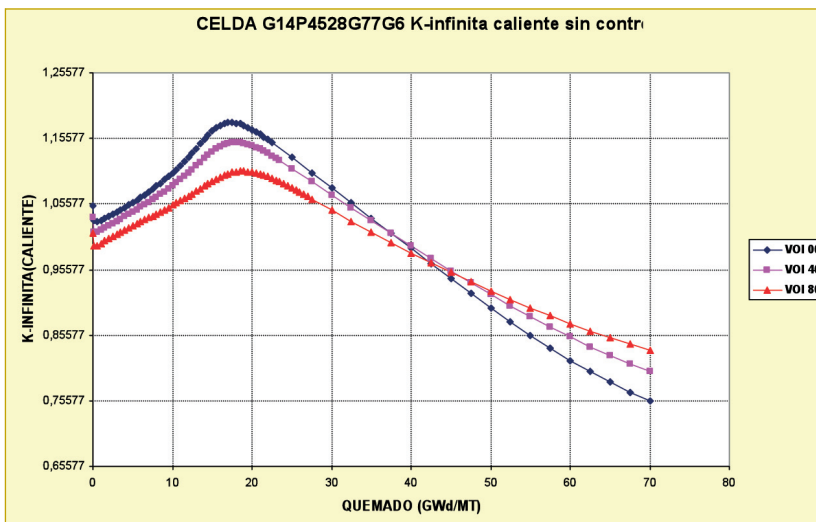


Figura 3

combustible y para ciclo. Estas condiciones son recogidas en sendos documentos: Condiciones de diseño para el elemento combustible y Condiciones de diseño para el núcleo.

El objetivo del primer documento es establecer las condiciones que permitan concretar la composición en número y tipo de los elementos nuevos para el nuevo ciclo. El segundo documento, conocida la información anterior, actualiza la información de base que se utilizará para el diseño del mapa de carga de referencia (RLP).

Básicamente, los parámetros que forman parte de estos documentos son:

- o Características propias de la planta (Potencia, caudal etc.), Versiones de códigos aplicables, Subrutinas para el cálculo del MCPR (Correlaciones), Modelos termohidráulicos y nucleares, Librerías de secciones eficaces y Librerías de límites térmicos
- o Datos del ciclo N-1
 - Quemado y energía para ventanas nominal y negativa

- Datos de operación (Potencia, caudal ...)
- Esquema de barras de control
- o Límites de quemado :
 - Máximo quemado de descarga por lote, elemento, varilla y pastilla
- o Datos del ciclo N
 - Requerimientos de Energía/Quemado a plena potencia y total en el ciclo
 - Incertidumbre de quemado
 - Datos de operación y esquemas de barras de control (Convencional o Control Cell Core)
- o Constante de multiplicación efectiva (K-efectiva) de referencia
- o Valores límites de MCPR y curvas Tmol
- o Márgenes de diseño

Determinación del número de elementos nuevos

Un punto importante para el diseño es conocer cuántos elementos nuevos van a entrar en el siguiente ciclo. Su importancia radica en el impacto en el número de elementos gastados que va a haber

en la piscina, en el diseño del mapa y en aspectos económicos.

La determinación del número de elementos se puede hacer de varias maneras, una de ellas es teórica y basada en un nomograma donde se correlacionan varias variables como enriquecimientos, quemados de descarga y longitud del ciclo. En la Figura 2 se puede ver el obtenido para Cofrentes.

La otra manera es analítica y consiste en probar diferentes configuraciones en un núcleo y comprobar cuál es la idónea para cumplir con los requerimientos de energía. En el caso de Cofrentes este número está bastante acotado dado que los ciclos son de 24 meses y existen pocas variaciones de un ciclo a otro en cuanto a la energía a proporcionar.

Diseño del elemento a nivel de celda

El diseño del elemento se realiza con la aplicación eGiralda (automatización de los procesos de la metodología Giralda) y tiene por objeto definir las características principales del elemento. Como variables de entrada se tienen en cuenta las siguientes:

- Enriquecimiento por varilla y medio de U_{235}
- Suministradores de combustible (tipo de elemento)
- Número de varillas de Gadolinio y su concentración
- Número de segmentos axiales de cada elemento.

Esta tarea se realiza en conjunción con el suministrador de combustible con el que se itera hasta llegar a un diseño adecuado para el ciclo, que sea fabricable y cumpla con los requisitos termo-mecánicos.

Como resultado se obtienen :

- Parámetros de celda : K-infinita (Figura 3), distribuciones de potencia local, etc.
- Secciones eficaces (Σ 's)
- Librería en caliente : Operación normal
- Librería en fría : Paradas y Arranque (Críticidades). Margen de parada.
- Datos necesarios para las librerías de Límites Térmicos (LL.TT)

Estos elementos se prueban en un núcleo preliminar que demuestra que cumple con los requerimientos de diseño.

Diseño del mapa

Esta es la tarea fundamental del diseño puesto que se obtiene el mapa de carga de referencia (RLP), es decir, la disposición de los elementos en el núcleo para el siguiente ciclo y el punto de partida para el cálculo de los transitorios operacionales y análisis de accidentes que constituyen el estudio de seguridad de la recarga y que es el mapa

Objective Function**Minimize Integrated Violations**

$$V_{sum} = f^o W, \sim V, \sim \# \{ f^o W_c V_c + f^o W_s V_s$$

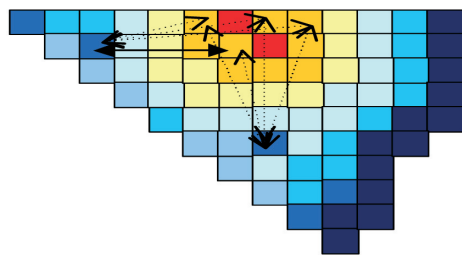


Figura 4

que finalmente se cargará en el núcleo si no existen imprevistos en la recarga. El mapa definitivo se documenta en el Informe de Gestión del Ciclo (IGC).

Datos de partida

Como tareas previas se tienen entre otras:

- Congelar el punto de partida del ciclo N-1 (proyección del ciclo a EOC)
- Elección de los elementos descargados
- Actualizar librerías
- Establecer el modelo nuclear y termohidráulico

Generación del primer mapa del ciclo N (ciclo futuro)

En este punto se procede al "Barajado del núcleo" para lo cual se utiliza el programa EVACOM que permite que el diseñador establezca una primera configuración del ciclo N, estableciendo en el programa los elementos gastados que continúan en el ciclo y los nuevos a introducir. Se colocan los elementos nuevos en un cuarto de núcleo, se colocan el resto de elementos quemados y el programa expande a núcleo completo cumpliendo con las reglas de carga. Esto constituye la primera iteración, la siguiente es utilizar un código de optimización.

Código de optimización FINELOAD-3 para C.N. Cofrentes

Las mejoras que se vienen produciendo en el diseño de los elementos combustibles junto con unas condiciones

de diseño nuclear más exigentes, 24 meses, núcleos mixtos, etc., hacen que las tareas para la obtención del mapa de carga de C.N. Cofrentes sean cada vez más complicadas.

La tendencia actual, dentro del diseño nuclear de recargas de reactores BWR, es la utilización de códigos de optimización

que acoplados a los simuladores de diseño nuclear permiten mejorar los diseños de núcleo y estrategias de operación (secuencias de barras de control) para un ciclo maximizando la energía obtenible. Uno de estos programas es FINELOAD-3 desarrollado por TEPSYS y ampliamente utilizado por compañías eléctricas y suministradores de combustible de Japón, Finlandia, Suecia, etc.

Este código utiliza un método simple de perturbación lineal para estimar las características del núcleo con la adecuada precisión y un método metaheurístico de optimización "Tabu search" (Figura 4) que resuelve complejos problemas de optimización combinatoria y que tiene la ventaja sobre los métodos estocásticos de examinar menos mapas de carga.

Este programa se ha acoplado al código SIMULATE-3 y ha sido utilizado en el diseño nuclear de los últimos ciclos de C.N. Cofrentes. Su uso ha permitido mejorar las secuencias originales de operación previstas ganando aproximadamente 300 Mwd/st, necesitando sólo 3 ó 4 horas de ejecución.

Acometer el diseño de un ciclo es una tarea difícil pero si añadimos que el núcleo es mixto (varios suministradores), de 24 meses y que existen condicionantes que impactan en el diseño, como la operación del ciclo con elementos fallados, adelanto o retraso de la recarga, abombamiento de canales y el comportamiento estadístico de K-efectiva, entre otras, y aparte de las intrínsecas al diseño como límites de quemado etc., el diseño puede resultar muy comple-

jo. Disponer de una herramienta que ayude al diseñador en la busca de un mapa es imprescindible tanto para la excelencia del producto como para su control de calidad.

Como ventajas de utilizar un código de optimización cabría citar las siguientes: ahorro de tiempo, reduce el número de tareas tediosas, mejora la gestión integral del diseño, da oportunidades de mejorar el conocimiento del núcleo.

Como desventajas se tienen; que trabaja en un cuarto de núcleo, no ve asimetrías en parámetros del núcleo como quemado, etc.

Destacar que esta herramienta no es una solución en sí, sólo una gran ayuda.

Obtención del mapa de carga preliminar

El uso de FINELOAD-3 maximiza la longitud del ciclo, satisface el margen de parada y los límites térmicos, mejora los esquemas de barras de control y se ajusta al objetivo de K-efectiva. Como resultado se obtienen cientos de mapas entre los cuales algunos cumplen con los criterios de diseño. Ver Figura 5.

Con esta información el diseñador elige mapas y trabaja sobre ellos los expande a núcleo completo (Figura 6) y se corrigen las desviaciones de la K-efectiva objetivo y Límites Térmicos gestionando los esquemas de barras de control para maximizar la energía.

Otros factores que impactan en el mapa de carga de referencia**• Estabilidad**

Desde el inicio del desarrollo tecnológico de los Reactores BWR, se han ido produciendo mejoras en el diseño del combustible principalmente en sus aspectos neutrónicos, termomecánicos y de fiabilidad pero empeorando otros como la estabilidad.

Para prevenir sucesos de inestabilidades, Cofrentes adoptó una metodología de prevención de inestabilidades (EIA) que impiden su existencia en condiciones operacionales previstas razonablemente limitantes y que está basada en el establecimiento de tres regiones (exclusión, restringida y vigilada) en el mapa de operación y cuyas fronteras se definen con criterios de

	L.PATTN	--MFLPD--		MLHGR	--MFLCPR--		MCPR	M.SDM	K-eff	VIOL.	LIFE	K.DEV	IT	P.EXP	D.EXP	MFLAPL
	name	Target	Limit	KW/FT	Target	Limit		(%)	(EOC)	sum.	GWD/ST	(%)			(Gwd/t)	Target
1	INITIAL	1.009	0.964	13.76	1.021	0.975	1.343	1.425*	1.00331*	0.088	16.555*	0.307	0	3177.31	42.45	1.024
66.99	66.99	66.99	66.99	66.99	66.99	66.99	66.99	66.99	66.99	66.99	66.99	66.99	66.99	66.99	66.99	66.99
11	AA008	0.985*	0.941	13.42	0.982*	0.938	1.397	1.431*	1.00332*	0.000*	16.506*	0.085	1	3171.84	42.59	0.985*
12?*	AA009	0.988*	0.944	13.41	0.983*	0.939	1.395	1.431*	1.00344*	0.000*	16.521*	-0.040*	1	3171.84	42.60	0.986*

Figura 5

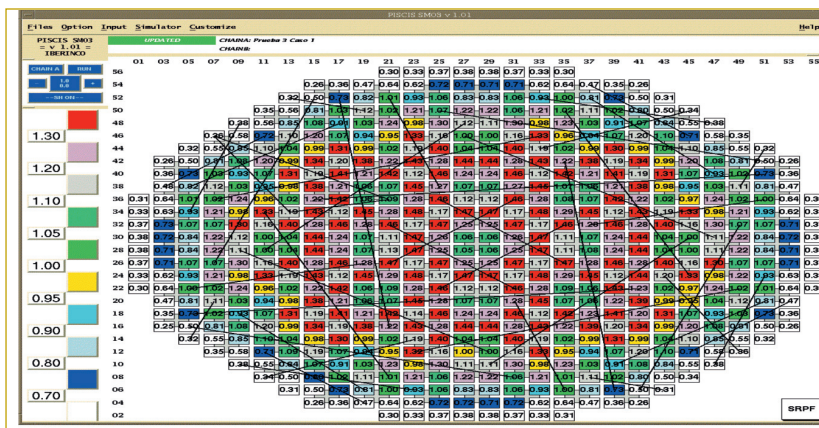


Figura 6

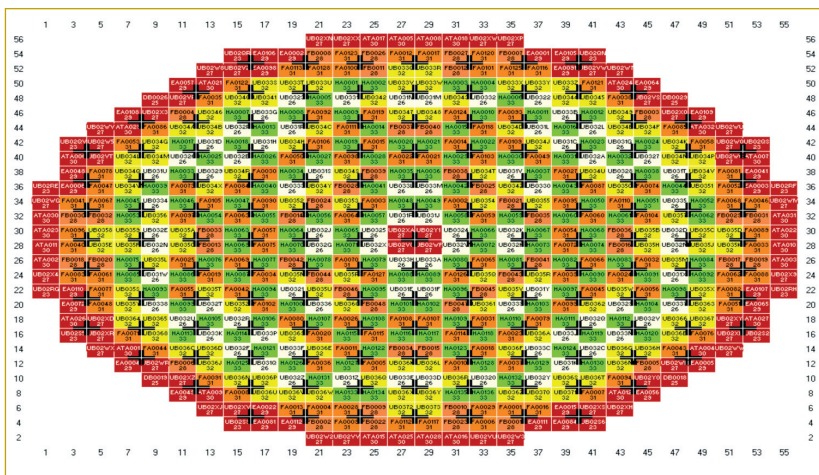


Figura 7

“decay ratio (DR)” global y del canal más caliente.

La estabilidad impacta directamente en el diseño del mapa puesto que los núcleos mixtos (varios suministradores) pueden producir distribuciones de potencia que empeoren el DR y por consiguiente, regiones más restrictivas.

• Abombamiento de canales

Los canales de combustible son susceptibles de sufrir abombamiento por dos mecanismos, que podrían producir fricción de las barras de control con el canal del elemento adyacente y por consiguiente afectar a los tiempos de asentamiento de las barras de control:

- Los gradientes de fluencia rápida, que afectan a canales situados en las zonas periféricas del núcleo.
- El fenómeno de “shadow corrosión” (corrosión acelerada bajo barra de control), que afecta a canales situados en celdas controladas, sobre todo en sus dos primeros ciclos de operación. En la pared del canal más cercano a la barra de control se produce un crecimiento inducido por hidrógeno absorbido, que puede generar posteriormente abombamiento del canal hacia la barra de control. El

abombamiento es un fenómeno que progresa lentamente y puede generar problemas operacionales únicamente a altos quemados. El aumento de fricción entre el canal y la barra de control puede provocar que la velocidad de “scram” sea más lenta o que el tiempo de asentamiento de la barra sea mayor. Además, puede suceder que el abombamiento supuesto en los cálculos de límites térmicos no sea representativo del abombamiento real de los canales.

Las celdas susceptibles de sufrir efectos de abombamiento se determinan con métodos y criterios cuantitativos. Una revisión de estos criterios durante la operación de un ciclo puede llevar a cambios en el mapa de carga ya diseñado del ciclo siguiente.

• Quemado de pastilla

Otro factor que está impactando actualmente en el diseño nuclear es el quemado de pastilla. Cada fabricante tiene un valor límite de este parámetro debido a restricciones termomecánicas.

Con el alargamiento de los ciclos, desde 12 a 24 meses, algunos elementos combustibles que llevan más de dos ciclos de residencia en el núcleo acumulan un quemado excesivo que superan su

quemado de pastilla. Por tanto se ha de tener en cuenta que determinados elementos colocados en la periferia o semi-periferia del núcleo pueden superar ese límite. En este caso el trabajo consiste en cambiarlos de posición a zonas menos restrictivas o realizar una gestión de barras que haga disminuir el quemado de los elementos.

Mapa de Carga de Referencia (RLP)

Teniendo en cuenta todo lo anterior, se obtiene un mapa de carga (Figura 7), para el ciclo N que cumple tanto con los criterios de diseño como con las reglas de carga y que se prueba con una gestión de barras convencional (Secuencias A y B) ad hoc para el núcleo diseñado.

Uno de los parámetros más importantes es el margen de parada (ver Figura 8) cuyo límite, aparte de las incertidumbres de los códigos y de las especificaciones técnicas, incluye un delta adicional para ser más conservador.

Una vez obtenido el mapa de carga de referencia (RLP) se edita el informe de diseño nuclear (IDN) donde se recogen todos los resultados. Este será el punto de partida para realizar el resto de tareas que completan la evaluación de seguridad de la recarga (ESR), cuyo propósito es proporcionar los resultados del análisis de seguridad de los transitorios para el ciclo N de C.N. Cofrentes.

Evaluación de seguridad de la recarga

Existe una cantidad significativa de sucesos considerados en el Informe Final de Seguridad de C.N. Cofrentes -EFS- que son sensibles a la variación en la configuración del núcleo de recarga en las condiciones de operación. Es necesario verificar que los márgenes térmicos y de sobrepresión no se excederán en los transitorios más limitantes. Análisis previos realizados para C.N. Cofrentes han mostrado que todos estos sucesos están cubiertos por una cantidad limitada de transitorios. Así, la lista de sucesos que requieren un reanálisis detallado es:

- Margen térmico:
- Fallo del controlador de agua de alimentación (FWCF).
- Rechazo de carga del generador sin baipás (LRNB).
- Disparo de turbina sin baipás (TTNB).
- Fallo del regulador de presión cerrado (PRF-C).
- Pérdida del calentamiento del agua de alimentación (LOFWH).
- Fallo del controlador del caudal de recirculación con aumento de caudal (RFRO).

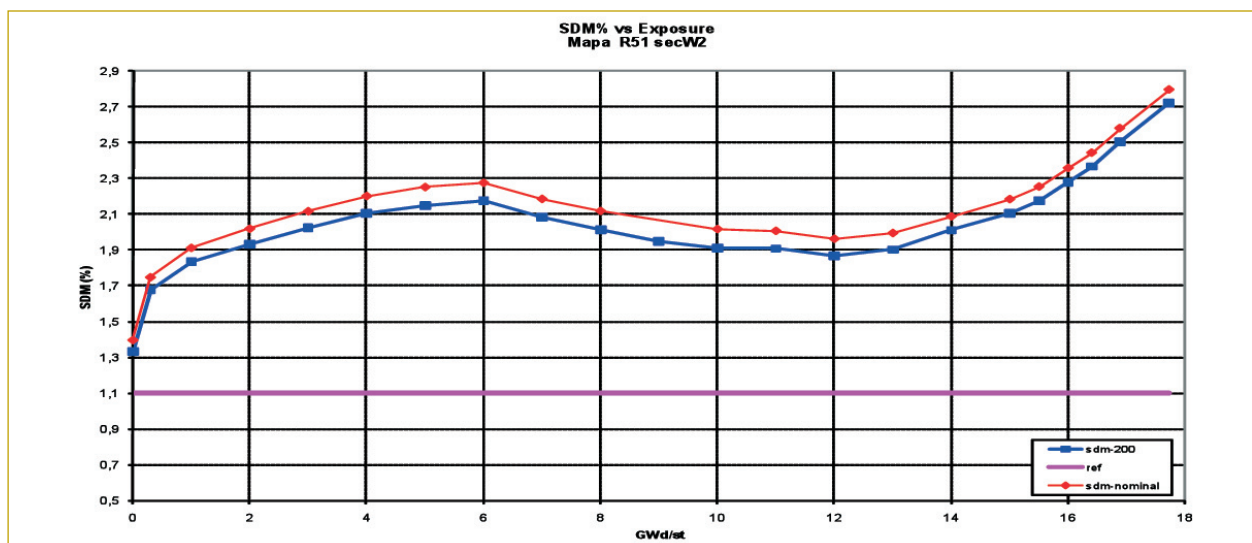


Figura 8

- Margen de sobrepresión:
 - Cierre de la válvula de aislamiento de vapor principal con disparo del reactor por alto flujo neutrónico (MSIVC).
 - Otros transitorios y accidentes:
 - Error de extracción de barra de control (RWE).
 - Accidente de caída de barra de control (CRDA).
 - Análisis de estabilidad.
 - Error de carga de combustible (FLE).
 - Transitorios y análisis de accidentes.
- Los cálculos para transitorios rápidos involucran a varios códigos:
- CASMO-4: código utilizado para realizar el cálculo de celda.
 - SIMULATE-3: Con este código se realizan los cálculos nodales tridimensionales, y se obtienen las distribuciones de caudal (S-03/TH) del modelo de núcleo completo y canal caliente.
 - SLICK: Código que genera los datos cinéticos uni-dimensionales como datos de entrada para RETRAN. Esto se logra relacionando los datos neutrónicos producidos por SIMULATE-3 con variables de realimentación termohidráulica utilizados por RETRAN.
 - RETRAN-3D: es utilizado para predecir la respuesta termohidráulica del modelo de núcleo completo y la del modelo de canal caliente.
 - etc,

En los transitorios lentos, cuasi estacionarios y CRDA, los análisis se realizan con el código SIMULATE-3.

Informe de Gestión del Ciclo (IGC)

El mapa de carga de referencia puede verse alterado en su composición por causas externas al propio diseño como

la aparición de algún elemento dañado durante su inspección en la recarga o incidencias de operación durante el ciclo que aconsejen modificar la composición del núcleo.

En estas circunstancias se aplica la metodología de reanálisis y el nuevo mapa de carga modificado, mapa finalmente cargado (As Loaded Core), se incluye en el informe de gestión del ciclo (IGC) junto con las recomendaciones de operación del ciclo.

Tanto el IDN como el IGC suministran a la Planta un resumen del diseño nuclear y una guía para la planificación de la operación a lo largo del ciclo incorporando información como la configuración del núcleo, parámetros de las pruebas de arranque, recomendaciones de operación etc.

Es importante destacar que la herramienta de vigilancia o computador de procesos de C.N. Cofrentes es el sistema CAPRICORE que tiene como base el código SIMULATE-3.

CONCLUSIONES

Iberdrola ha utilizado su metodología Giralda para los cálculos de la recarga desde el ciclo 12 de operación hasta el ciclo 18 actual y actualmente está trabajando en el próximo ciclo 19.

Los resultados obtenidos hasta la fecha, fruto del seguimiento "Off line" que se hace de la operación y de la comparación de los parámetros de arranque de los sucesivos ciclos, nos indican que la metodología Giralda cumple perfectamente con su propósito final de realizar todos los cálculos nucleares de la recarga, cumpliendo rigurosamente con los criterios de seguridad, maximizando los parámetros energéticos.

REFERENCIAS

- D. Molina. "Editorial: The utility manager's view of fuel advances", Nuclear Europe Worldsacan. May-June 2000.
- M.Albendea, A. Crespo. "CAPRICORE, a new on-line core monitoring system" PHYSOR 2000, Pittsburgh, Pennsylvania, USA, May 7-12. 2000.
- L.García, M.T. López. "Experiencias de diseño de combustible y de núcleo en CN Cofrentes. Nuclear España-Combustible. Octubre 2001.
- M.Teresa López Carbonell, Andrés Galicia Saavedra. "Latest update on fuel and core design experiences in Cofrentes NPP". TOPFUEL 2006 Salamanca. 22-26 October 2006.
- M.Teresa López Carbonell, Andrés Galicia Saavedra, José Manuel Dey Navarro. "Experiencias del diseño nuclear del ciclo 18 de C.N. Cofrentes. 36 Reunión Anual SNE Santiago. 6-8 Octubre 2010. ■