

DISEÑO DE ESTRUCTURAS, SISTEMAS Y COMPONENTES

ANÁLISIS DE RADIACIÓN Y TEMPERATURA EN LOS ELEMENTOS INTERNOS DE LA VASIJA DEL REACTOR DE C.N. JOSÉ CABRERA. PROYECTO ZIRP

ANDREA MIREIA CADENAS MENDICOA
NATURGY INGENIERÍA NUCLEAR

MARGARITA BENITO HERNÁNDEZ
NATURGY INGENIERÍA NUCLEAR

PILAR BARREIRA PEREIRA
NATURGY

CARLOS CASADO SÁNCHEZ
ENUSA

JESÚS REDONDO
ENUSA

CARLOS CUETO-FELGUEROSO
TECNATOM

El siguiente artículo se centra en la descripción de la metodología de cálculo y resultados para la caracterización en detalle de los elementos metálicos internos de la vasija de José Cabrera (CNJC), incluidos dentro del proyecto ZIRP. Dicha metodología engloba el análisis de los flujos y del daño como consecuencia de la irradiación, así como la evaluación de las temperaturas de los materiales debido tanto a las condiciones de operación como a la interacción de la radiación con la materia.

INTRODUCCIÓN

El proyecto ZIRP, liderado por EPRI (*Electric Power Research Institute*) desde MRP (*Materials Reliability Program*), persigue relacionar la degradación de las propiedades de los materiales metálicos de los internos del reactor con las condiciones de operación e irradiación a las que han estado sometidos durante la vida operativa de la planta.

Las particulares características que presenta el reactor de la central nuclear José Cabrera (CNJC), referente a su tamaño reducido y, en consecuencia, a la alta irradiación sufrida por los internos de la vasija durante el largo periodo de operación comercial, implica que el estudio de las propiedades remanentes de los materiales de dichos internos presente un alto valor añadido en la evaluación del envejecimiento de las estructuras metálicas sometidas a irradiación. Los resultados de estos análisis son de gran utilidad tanto para las plantas nucleares en operación, en temas relativos a la gestión y extensión de la vida de operación, como para el diseño de nuevos reactores.

OBJETIVO

El artículo que se presenta a continuación se enfoca en la descripción y resultados de los análisis de radiación y temperatura de los internos de la vasija del reactor de CNJC, así como de cada una de las muestras extraídas de los mismos para su análisis en laboratorio, mediante cálculos de detalle *best estimate* que reproducen la historia operativa de cada ciclo de operación de la planta.

METODOLOGÍA DE CÁLCULO

La metodología de cálculo empleada para la caracterización completa de los internos queda resumida en la Figura 1. Existen tres bloques de cálculos principales:

- Cálculo de fuentes neutrónicas y gamma para cada uno de los 29 ciclos de operación.
- Cálculos de transporte neutrónico con objeto de obtener los flujos de irradiación, fluencias y daño neutrónico en los internos del reactor tomando como dato de partida a las fuentes neutrónicas y gamma que reproducen la historia completa de los 29 ciclos de operación.
- Cálculos de la temperatura alcanzada en los internos debido tanto a las condiciones operativas como a la energía depositada por la interacción de la radiación con los materiales.

Fuentes de irradiación neutrónica y gamma

Los cálculos de transporte que permiten conocer el historial de irradiación sufrido por los materiales internos del reactor requieren la especificación previa de las fuentes de irradiación neutrónica y gamma del núcleo del reactor para cada uno de los estados representativos de los 29 ciclos de operación de la central. Dichas fuentes se calculan de forma independiente para el caso de la fuente neutrónica y de la fuente gamma.

El cálculo de la fuente neutrónica, realizada por Enusa mediante los códigos ALPHA/PHOENIX/ANC, precisa de un

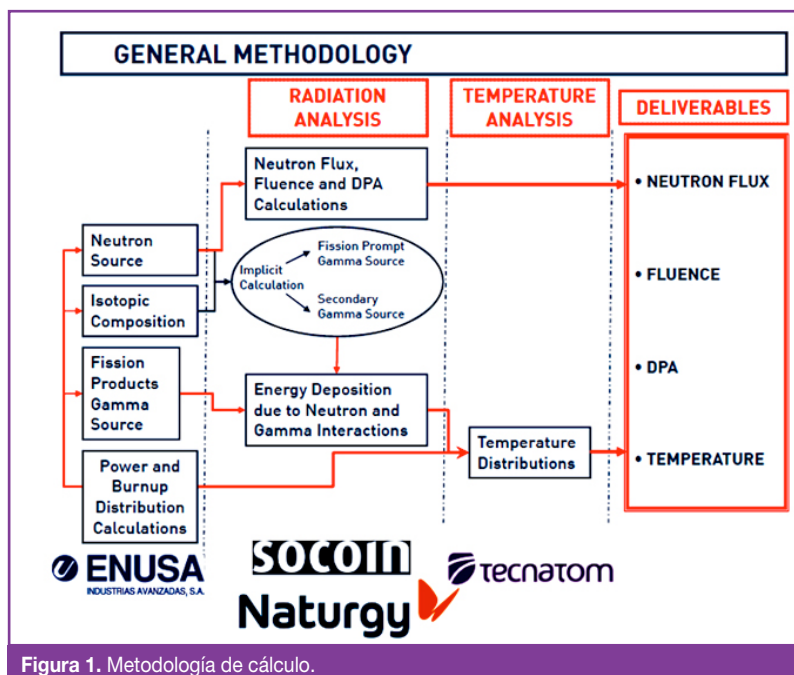


Figura 1. Metodología de cálculo.

cálculo previo de la potencia y el quemado en cada nodo del núcleo del reactor, para todos y cada uno de los ciclos de irradiación. Se entiende por nodo a un veinteavo axial en longitud activa de cada uno de los cuartos radiales de elemento combustible.

La metodología utilizada en el cálculo de las fuentes neutrónicas se resume en la Figura 2.

Por otro lado, las fuentes gamma implicadas en los análisis de radiación son:

- Fuente Gamma de Productos de Fisión: esta fuente es debida a los gamma que surgen como consecuencia del decaimiento de los productos de fisión. Esta fuente se calcula con el código SAS2 de SCALE5.1 por Enusa.
- Fuente Gamma Pronta de Fisión: esta fuente representa la radiación gamma directamente generada debido a las reacciones de fisión.
- Fuente Gamma Secundaria: esta fuente representa la radiación gamma procedente de las interacciones radiación-materia (n, gamma).

Las dos últimas fuentes gamma presentadas se obtienen implícitamente en los cálculos de transporte neutrónicos realizados con el código MCNP explicados en el siguiente apartado (Figura 3).

Cálculos de transporte de Monte Carlo

Los análisis de radiación, partiendo de las fuentes neutrónica y gamma calculadas previamente, fueron realizados por Naturgy Engineering (anteriormente denominada Socoin) mediante el código de transporte de Monte Carlo MCNP5.

El alcance del modelo geométrico tridimensional de MCNP5 está limitado axialmente por las placas superior e inferior del núcleo, y radialmente por el blindaje térmico, incluyendo los elementos de combustible, los *baffle plates*, los *former plates* y el barrilete del núcleo.

Los elementos combustibles modelados dependen de su localización en el núcleo y, por tanto, de su grado de influencia en los flujos de irradiación incidentes en los elementos estructurales de los internos, de manera que se puedan aplicar las simplificaciones suficientes sin perder la rigurosidad de un cálculo de detalle. Así, se distingue entre los que se encuentran en el interior del núcleo, ejerciendo una menor influencia, y los que se localizan en la periferia. Los primeros se modelaron como bloques de material homogéneo mezcla de sus elementos constituyentes, y los de la periferia, con un detalle de barra de combustible (*pin-by-pin*).

El grado de influencia del enriquecimiento y el quemado de los elementos combustibles en cada uno de los estados de simulación representativos de los 29 ciclos se refleja en la composición isotópica, con un detalle axial de 11 composiciones isotópicas diferentes por cada cuarto de elemento combustible periférico, y una única composición para los todos los elementos de combustible internos.

Puesto que, debido a la configuración geométrica del núcleo, la fuente neutrónica y gamma del núcleo del reactor se supone con una simetría de octavo de núcleo, el modelo del

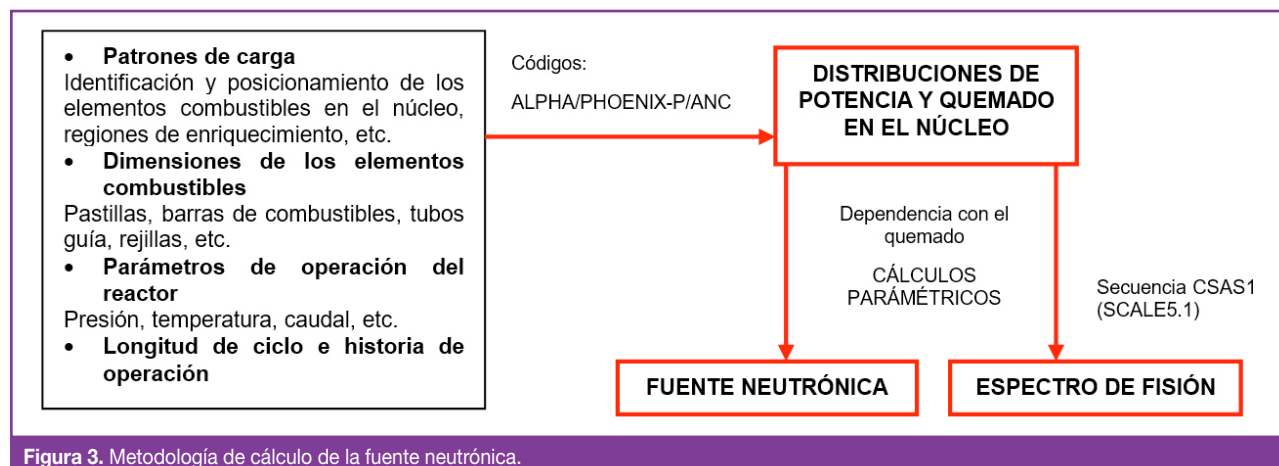
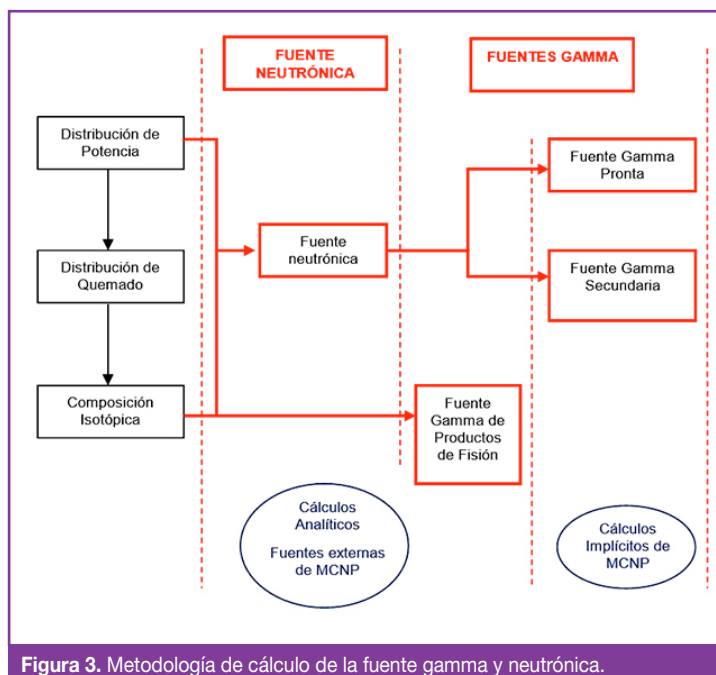


Figura 3. Metodología de cálculo de la fuente neutrónica.



reactor se simplificó aplicando dicha simetría mediante dos superficies que conforman un ángulo de 45° y que sirven como condición de contorno reflectiva. Esta aproximación pretende dar cuenta de las contribuciones de los flujos de irradiación procedentes de los octavos adyacentes al modelo (Figura 4).

Las distintas magnitudes evaluadas se obtuvieron mediante mapeado tridimensional de detalle y para cada ciclo de operación, tanto de los internos del reactor (*baffle plates*, *former plates* y barrilete del núcleo), como en la localización específica de las muestras programadas para ser analizadas en laboratorio:

- Flujo neutrónico.
- Fluencia neutrónica térmica y rápida, obtenida directamente integrando el flujo neutrónico a las distintas energías durante el tiempo de operación de cada ciclo.
- Desplazamientos por átomo (DPA) en el acero inoxidable de los internos. Esta magnitud representa la tasa de generación de átomos permanentemente desplazados en la red del acero, calculado como el cociente entre la energía absorbida por los átomos de la red a consecuencia de la radiación, y la energía requerida para desplazar permanentemente un átomo, según la expresión:

$$DPA = 0.8 * \frac{Ea}{2 * Ed}$$

- Energía depositada a consecuencia de la interacción neutrónica y gamma. Esta energía se utiliza como dato de partida para los análisis de temperatura que permiten determinar las distribuciones térmicas en el interior de los materiales estructurales de los internos.

Además, se obtuvieron los valores totales de fluencia neutrónica y DPA acumulados durante toda la vida operativa de la planta.

La metodología de cálculos de transporte requirió de dos cálculos independientes de MCNP por estado representativo, lo que supone un total de 58 simulaciones independientes para la reproducción de la historia operativa:

- **Caso neutrónico:** simulación del transporte de los neutrones, así como la generación y transporte de las gamma prontas de fisión y de las gamma secundarias. Los resultados obtenidos de estos cálculos son el flujo neutrónico, la energía depositada debido a la interacción con la materia de la radiación neutrónica y de la gamma anteriormente mencionada, así como la tasa de DPA.

- **Caso gamma:** simulación del transporte de las gamma retardadas generadas por el decaimiento de los productos de fisión. El resultado que se obtiene de estos cálculos es la energía depositada debido a la interacción con la materia de la radiación gamma diferida.

Cálculos de temperatura

La evaluación de las temperaturas de los internos y de la selección de muestras de los mismos analizadas en laboratorio fue realizada por Tecnatom mediante simulaciones por elementos finitos y dinámica de fluidos (CFD) (con el soporte de Nablodot en este aspecto) por medio del código Ansys.

La historia térmica de los internos es el resultado de la transferencia de calor mediante convección/conducción con el refrigerante, conducción entre los componentes sólidos que delimitan las estructuras en estudio, así como el calentamiento debido a la interacción de los neutrones y las partículas gamma con los materiales. Esta última contribución es el resultado de la energía depositada por la radiación obtenida con los cálculos de MCNP5.

El modelo térmico constituye un modelo detallado 3D de 1/4 de núcleo (Figura 5) en el que se encuentran:

- Elementos internos (*baffle plates*, *former plates* y barrilete): Sistema de elementos finitos con fuentes térmicas internas que representan la energía depositada por la irradiación neutrónica y gamma.
- Región del núcleo, incluyendo los elementos combustibles, placas superior e inferior del núcleo, así como el refrigerante del reactor como medio poroso, con fuentes térmicas que representan la potencia de fisión.
- Región de bypass, sin fuente térmica.
- Región de salida, que permite la disipación de la circulación del caudal con una condición de contorno de presión.

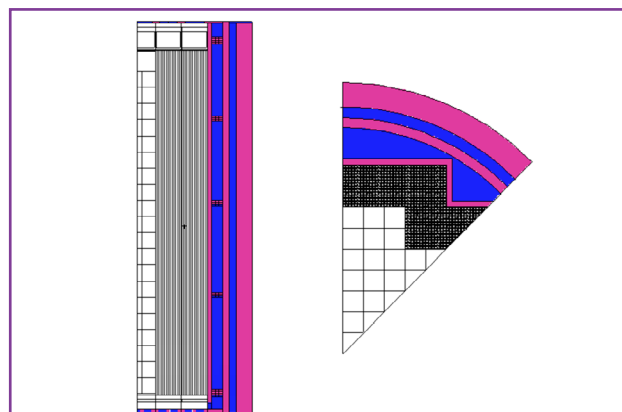


Figura 4. Modelo geométrico de octavo de núcleo de CNJC para cálculos de transporte.

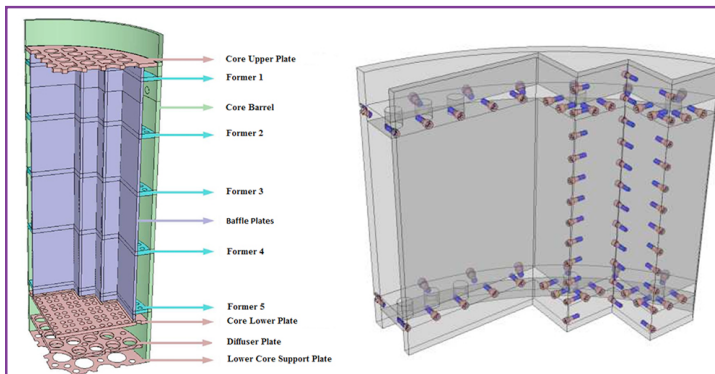


Figura 5. Modelo general de elementos finitos (izquierda), y modelo detallado de los pernos (derecha).

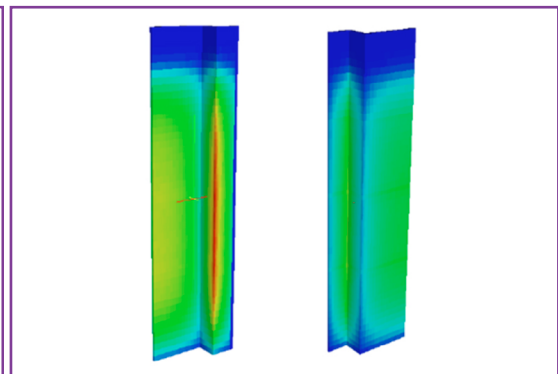


Figura 7. DPA acumulado en los baffle plates.

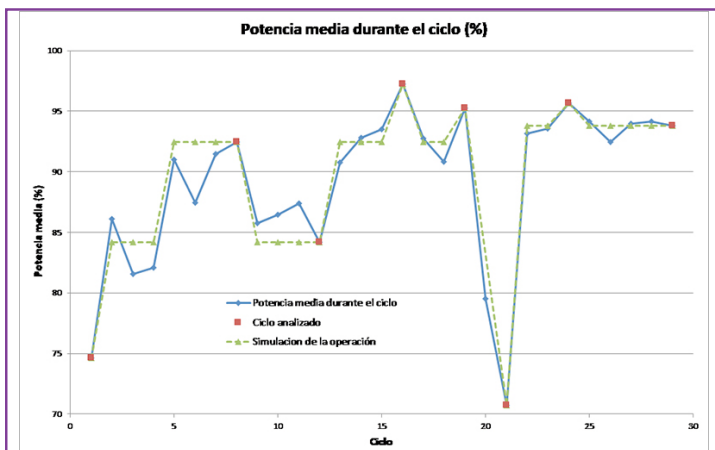


Figura 6. Potencia térmica media durante la vida de CNJC y ciclos analizados.

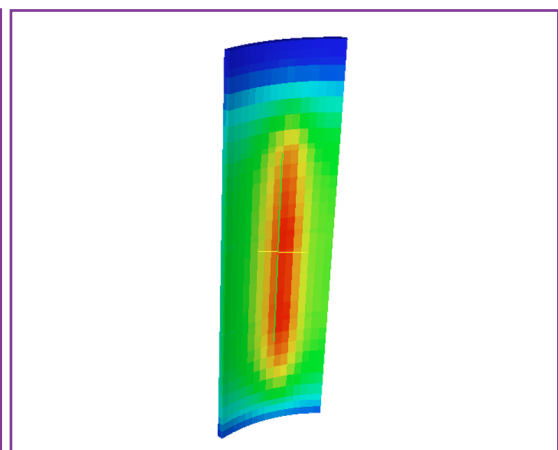


Figura 8. DPA acumulado en el barrilete del núcleo.

Como parámetros de entrada, el modelo precisa de los datos de geometría y propiedades de los materiales, perfiles axiales y radiales de potencia para cada elemento y para cada ciclo del reactor, energía depositada en los materiales a consecuencia de la interacción radiación-materia, así como los parámetros operacionales del reactor (temperatura y presión en la entrada y la salida del núcleo, así como el caudal en el *bypass*) (Figura 5).

De los 29 ciclos de operación, fueron seleccionados un total de 8 ciclos diferentes para representar completamente la vida operativa de la planta teniendo en cuenta los distintos quemados y los cambios de diseño del reactor (conversión *downflow-upflow*, núcleo con altas y bajas fugas y los ciclos de transición) (Figura 6).

Los resultados de los cálculos térmicos permitieron obtener las distribuciones de temperatura en los elementos internos, así como detalles de efectos locales (presencia de pernos) para las muestras de laboratorio, mediante submodelos más específicos.

RESULTADOS

A continuación, se analizan las distribuciones de DPA acumulados que se obtienen en cada uno de los elementos internos del reactor. Las distribuciones de flujo y fluencia neutrónica presentan un patrón similar al mostrado en el caso de los DPA.

La Figura 7 muestra la distribución del valor de DPA acumulado para toda la vida de operación del reactor de la

central CNJC en la superficie interna (izquierda) y externa (derecha) de los baffle plates contenidas en el octavo del reactor modelado. La zona más irradiada corresponde a la esquina entrante de la configuración de los paneles deflectores a una altura entre el tercer y el cuarto former, alcanzado un valor máximo de 50.4 DPA. Las zonas menos irradiadas se corresponden a las esquinas salientes de dicha estructura, suponiendo altos gradientes en pequeñas distancias. Las fluencias neutrónicas rápidas acumuladas en la región de máximo alcanzan un valor del orden de 7×10^{22} n/cm².

El valor de DPA en los former plates alcanza máximos en el tercer former, con un valor de 22 DPA y fluencias neutrónicas del orden de 10^{22} n/cm² tanto para energías mayores de 0.1 MeV como para las superiores a 1 MeV.

Al igual que en las estructuras anteriores, en el caso del barrilete del núcleo los valores siguen el perfil axial de potencia con máximos en la zona central y mínimos en los extremos, existiendo entre dichos puntos gradientes muy pronunciados de las magnitudes analizadas. Los valores máximos alcanzados por las magnitudes acumuladas para el total de los 29 ciclos de irradiación son 4.01 DPA, y fluencias neutrónicas rápidas del orden de 10^{21} n/cm².

Respecto a los cálculos térmicos, las temperaturas alcanzadas en los internos para los 8 ciclos de referencia, presentándose como un abanico representativo de potencias medias de ciclo, alcanzan valores máximos de unos 330 °C en las esquinas internas de los paneles deflectores, disminuyendo hasta 280 °C en las muestras del barrilete. En la

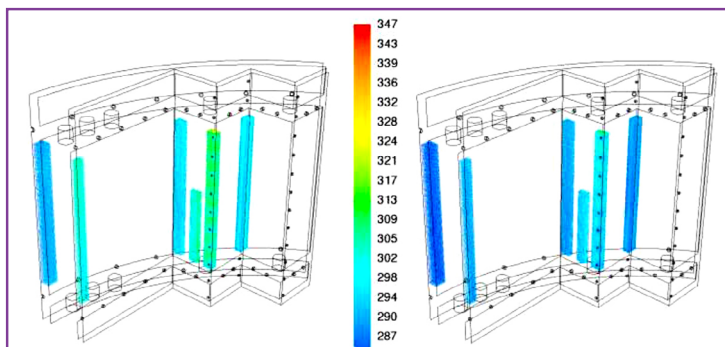


Figura 9. Distribuciones de temperatura en las muestras de material extraídas entre los baffle formers 3 y 4 durante los ciclos 19 (izquierda) y 21 (derecha).

Figura 9 se representan, a modo de ejemplo, las temperaturas obtenidas en las muestras de material de los internos extraídas entre los baffle formers 3 y 4 durante los ciclos 19 y 21. Las temperaturas más altas durante todos los ciclos se presentan en la muestra B1 (esquina interna de los paneles deflectores), variando entre unos 331,1 °C en el ciclo 19 y 279,2 °C en el ciclo 21.

CONCLUSIONES

El compendio de cálculos de irradiación y temperatura, sumado al cálculo previo de las fuentes de irradiación de cada ciclo de operación de José Cabrera, ha permitido conocer

en detalle la irradiación y temperatura sufrida por los materiales metálicos de los internos del reactor. El alto grado de precisión alcanzado en los resultados, tanto en las distribuciones tridimensionales para los internos como en las localizaciones específicas de cada una de las muestras a ensayar en laboratorio, resulta clave para la caracterización detallada de las condiciones sufridas por los materiales y, por lo tanto, para el establecimiento de correlaciones óptimas entre la degradación de las propiedades de los materiales estructurales y las condiciones de operación a las que han estado sometidos.

Las principales conclusiones de los cálculos son:

- Se ha reproducido el histórico de operación y potencia para cada ciclo de operación de la planta de referencia.
- Las regiones más irradiadas corresponden a las esquinas entrantes de los paneles deflectores entre el tercer y cuarto *former*.
- Las magnitudes de DPA y fluencia presentan importantes gradientes, alcanzando máximos de 50.4 DPA y mínimos de 10.7 DPA entre las esquinas internas y externas de los paneles deflectores.
- La temperatura alcanzada en los internos varía entre valores máximos en torno a 330 °C en las muestras de los paneles deflectores y mínimos de 280 °C en las muestras del barrilete.■