

COMBUSTIBLE

DESARROLLO Y VALIDACION DE METODOS Y PROGRAMAS DE CALCULO DEL NUCLEO DE REACTORES DE AGUA A PRESION

José M.^a ARAGONES. Carol AHNERT. Jesús GOMEZ. Ignacio RODRIGUEZ.

Con el objetivo de desarrollar y experimentar una adecuada capacidad de cálculo de física del núcleo para realizar la gestión del combustible intranuclear, evaluar el diseño nuclear del núcleo y las pruebas de arranque y para soporte de la operación y licenciamiento del reactor, se ha logrado desarrollar un sistema de códigos de cálculo neutrónico, y los métodos y procedimientos para su aplicación, que se ha validado con gran éxito mediante la contrastación de sus resultados con los del diseño nuclear del suministrador y con las medidas realizadas durante el arranque y operación de un PWR de 900 MWe.

INTRODUCCION

Este artículo recoge en síntesis el trabajo conjunto realizado en la División de Reactores de la JEN, con la colaboración de la División de Combustible Nuclear de Iberduero, bajo el objetivo de desarrollar, experimentar y demostrar una capacidad de cálculo de física del núcleo, para que el grupo técnico de la empresa eléctrica sea capaz de:

- Realizar los análisis de gestión del combustible intranuclear.
- Evaluar el diseño nuclear y las pruebas de arranque.
- Realizar los análisis de soporte para la operación y licenciamiento del reactor.

Esta capacidad es para aplicación al primer núcleo y a los ciclos de recarga de reactores PWR de 900 MWe, en los aspectos relativos a la física del núcleo, ampliándose en un futuro su alcance

para incluir otras áreas de análisis termohidráulico y de seguridad.

Una discusión de los objetivos, etapas, medios y metodologías genérica para el desarrollo de la capacidad de cálculo y análisis de física del núcleo por los grupos técnicos de las empresas eléctricas propietarias de centrales nucleares, fue incluida en las ponencias presentadas en las V y VI reuniones anuales de la Sociedad Nuclear Española (1, 2).

Un uso mayor por las eléctricas con reactores nucleares de análisis para diseño del núcleo y soporte de la operación y licenciamiento, puede tener un importante impacto positivo sobre la seguridad del reactor y el rendimiento y economía de la central y, como se reconoce cada vez más claramente en los países con mayor experiencia en la operación de centrales nucleares, es incluso esencial para que la industria nuclear alcance los niveles de rendimiento deseados. Existen numerosas áreas de física del núcleo, así como termohidráulicos y de seguridad, donde la mejora y el desarrollo continuados de métodos y herramientas de cálculo y análisis tienen importantes aplicaciones en soporte de las empresas eléctricas con reactores nucleares. Por la orientación y organización de las empresas eléctricas se requiere que el desarrollo de métodos ponga más énfasis en la utilidad final de los resultados de los códigos de cálculo que en su perfección, por lo que para lograr la aceptación y uso de las herramientas de análisis por las organizaciones eléctricas, se requiere una estrecha colaboración entre el grupo de desarrollo de métodos y el grupo de aplicación para asegurar la coordinación y el rendimiento óptimo de esas actividades complementarias.

El trabajo que se presenta en este artículo es fruto de esa colaboración llevada a cabo a lo largo de los últimos años de forma continuada y complementaria, aprendiendo en toda su extensión y profundidad los problemas y soluciones del análisis del núcleo de PWR, tanto en sus medios como en sus fines, desarrollando y experimentando no sólo herramientas de cálculo más precisas, eficientes y completas, sino, sobre todo, su aplicación y aprovechamiento.

DESARROLLOS DE METODOS Y PROGRAMAS DE CALCULO NEUTRONICO DE PWR

El núcleo de los reactores de agua a presión está constituido por elementos combustibles de idéntica configuración, con una red muy regular de barras

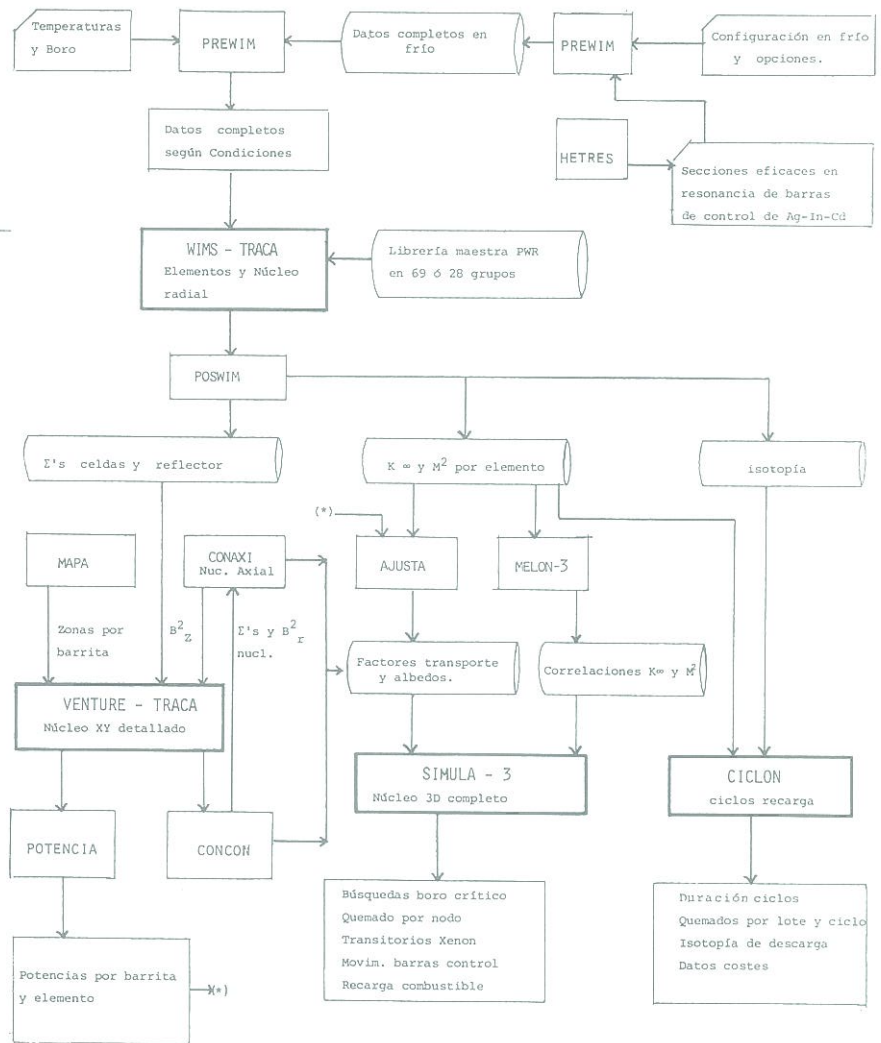


José María ARAGONES, Doctor Ingeniero Industrial y Profesor Agregado de Física Nuclear de la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de la Universidad Politécnica de Madrid, con doce años de experiencia en teoría y cálculo de reactores nucleares, desarrollada en la Junta de Energía Nuclear, de la que es investigador en excedencia.

Carol AHNERT, Licenciada en Ciencias Físicas por la Universidad de Madrid, es miembro de la División de Reactores de la JEN. Tiene doce años de experiencia en el campo del cálculo neutrónico de distintos tipos de reactores, especialmente en el desarrollo de métodos y programas de cálculo.

Ignacio RODRIGUEZ OLABARRIA, Ingeniero Industrial por la E. T. S. I. I. de Bilbao. Trabaja desde 1976 en el Departamento de Proyectos de centrales térmicas y nucleares de Iberduero.

Jesús GOMEZ SANTAMARIA, Licenciado en Ciencias Físicas por la Universidad de Madrid. Realizó el curso de Ingeniería Nuclear del I. E. N. Es Master Science Nuclear Engineering por la Universidad de Pittsburgh, y desde 1977 trabaja en Iberduero, desarrollando su labor en el Departamento de Proyectos de Centrales térmicas y nucleares.



combustibles y tubos-guía, pero con enriquecimientos del combustible variables de un elemento a otro, en una secuencia de tablero de ajedrez, y con los conjuntos de barras de absorbentes consumibles fijos y de barras de control móviles localizados en elementos combustibles alternativos, también en una secuencia de tablero de ajedrez.

Los elementos combustibles de la periferia del núcleo son, en general, del enriquecimiento mayor, configurando una fila única de elementos entre el núcleo interno en tablero de ajedrez y la gruesa placa de soporte del núcleo, de acero inoxidable, y el reflector de agua.

Por tanto, existe un acoplamiento importante entre elementos combustibles en el interior del núcleo, de una clase regular en tablero de ajedrez, debido a las interacciones espectrales y a la variación espacial del flujo entre elementos contiguos. Además existen grandes gradientes espaciales y espectrales del flujo neutrónico en los elementos combustibles periféricos.

Las distribuciones de potencia en núcleos PWR grandes son bastante sensibles a los detalles de esas interacciones entre elementos combustibles con propiedades neutrónicas alternadas y en la interfase núcleo-reflector. Estos efectos han de considerarse en los cálculos de todo el núcleo, bien por métodos de malla fina en pocos grupos, bien por métodos de homogeneización corregida para las constantes de difusión en dos grupos o para el factor de multiplicación, núcleos de transporte y albedos en un grupo.

Dentro de un elemento combustible de PWR todas las barras combustibles son idénticas y del mismo enriquecimiento y el paso de la red regular es casi igual al paso entre barras de elementos contiguos. En los diseños de PWR con tubos-guía en lugar de una barra combustible, los efectos de las celdas de agua asociadas, absorbentes consumibles y barras de control sobre el espectro de las celdas combustibles son de segundo orden y pueden aproximarse por un modelo de supercelda de la fracción del elemento combustible asociada a cada celda de agua o absorbente. En consecuencia, no se precisan cálculos detallados de los elementos combustibles completos para los cálculos normales del núcleo de PWR, aunque pueden precisarse algunos cálculos de superelemento, modelando los cuartos contiguos de diferentes elementos combustibles en la configuración de tablero de ajedrez, para determinar los efectos de los acoplamientos entre elementos.

Estas consideraciones guiaron el desarrollo de nuestro sistema de programas de cálculo neutrónico de PWR^(3,4). La metodología específica de desarrollo, ha sido estructurada en los siguientes pasos:

- Selección de los programas de cálculo básicos, métodos y datos nucleares.
- Selección de los modelos y procedimientos de aplicación específica.
- Prueba y validación de la capacidad de cálculo.
- Realimentación de la experiencia de aplicación al desarrollo adicional de los problemas de los programas, métodos y procedimientos para mejorar la eficiencia y exactitud.

Para la selección de los programas de cálculo básicos, se dio prioridad a la generalidad, versatilidad y exactitud demostrada de los programas disponibles y experimentados, así como a la consistencia y potencial de mejora del sistema de programas. Esto condujo a la selección del programa WIMS-D⁽⁵⁾ para los cálculos de celdas y elementos en geometría de haz de barras, porque permite un tratamiento preciso y detallado de los efectos espectrales y espaciales del transporte neutrónico entre las celdas combustibles, absorbentes consumibles

y de control presentes en los elementos combustibles de PWR, disponiendo de métodos elaborados y eficientes para los cálculos de la absorción resonante, homogeneización de celdas combustibles, transporte explícito en multigrupos para geometrías unidimensionales, fugas corregidas por la aproximación B_1 y quemado isotópico con evolución explícita del combustible por barra, consumo de absorbente consumible y acumulación de productos de fisión, entre otros efectos. Para los cálculos del núcleo, se seleccionaron tres modelos alternativos, incluyendo: 1) un modelo detallado del núcleo en XY con un punto de malla por barra combustible en dos grupos, usando el programa de difusión por diferencias finitas VENTURE⁽⁶⁾ con secciones eficaces macroscópicas dependientes del tipo de celda; 2) un simulador nodal del núcleo completo en 3D del tipo FLARE⁽⁷⁾, mejorado para permitir un cálculo explícito de los núcleos de transporte y albedos, de forma que se realiza un cálculo 3D de fuente más exacto, con 2×2 nodos por elemento combustible e incluyendo todos los efectos, de realimentación nuclear y termohidráulica locales por nodo, y 3) un simulador del núcleo por regiones, CICLON⁽⁸⁾, con balance aproximado de energía y reactividad por ciclo en ciclos

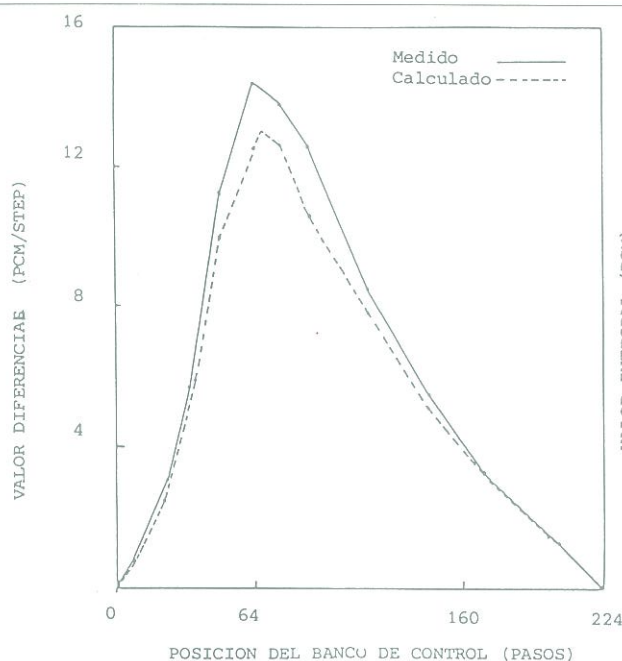


Figura 1.- Valor Diferencial del Banco de Control D a BOL-HZP.

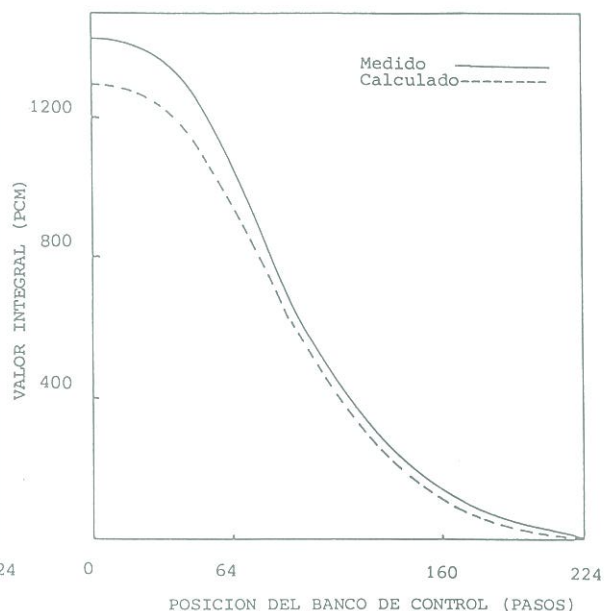


Figura 2.- Valor integral del Banco de Control D a BOL-HZP.

de recarga sucesivos, que proporciona balances neutrónicos de gestión del combustible rápidos y completos para la evaluación de estrategias de recarga de combustible. El esquema de nuestro sistema de cálculo del núcleo de PWR se recoge en el *diagrama 1*.

Para la selección de los modelos y procedimientos específicos a aplicar en los cálculos neutrónicos del núcleo de PWR, hemos empleado una metodología evolutiva, donde cada paso del cálculo ha sido comprobado y validado tan independientemente como es posible, buscando las aproximaciones adecuadas en el modelado de las configuraciones geométricas y materiales, orden de transporte, grupos de energía, corrección de los coeficientes de difusión de celdas absorbentes, tratamiento de los reflectores, realimentaciones nucleares y termohidráulicas, entre otros efectos.

Para la comprobación y validación de nuestros cálculos, nos hemos basado finalmente en el análisis de los resultados del diseño nuclear proporcionados por el suministrador del reactor (Westinghouse) y de los datos medidos en el arranque y operación de la Central Nuclear de Almaraz. Tras validar nuestros modelos detallados (WIMS y VENTURE), los hemos empleado extensamente para la comprobación y mejora de nuestros modelos más simples (SIMULA y CICLON). Desde luego, también hemos autocomprobado nuestros modelos detallados para la selección del número de puntos de malla, orden de transporte, grupos de energía y otras opciones de aproximación disponibles en WIMS y VENTURE.

La realimentación de la experiencia de aplicación y validación para desarrollar más y mejorar la eficiencia y precisión de los programas, métodos y procedimientos, ha sido intensamente reali-

zada de forma continuada y consistente. Esta interrelación estrecha entre los trabajos de investigación y desarrollo y los de aplicación ha sido muy provechosa, porque ha proporcionado un aprendizaje complejo y profundo de las dificultades y capacidades en los cálculos y análisis del núcleo de PWR. Este aprendizaje creemos es más esencial para ambas partes, la investigadora y la ingeniería de la compañía eléctrica, que la eficiencia de contar desde el principio con una capacidad de cálculo ya plenamente desarrollada donde todos los procedimientos están establecidos, disponiendo del «know-how», pero donde el «know-why», y toda la experiencia tras él, está fuera de discusión y, por tanto, fuera de vista, comprensión y asimilación.

MÉTODOS DE CÁLCULO DE LOS ELEMENTOS COMBUSTIBLES DE PWR

Nuestro sistema de cálculo de los elementos combustibles y un modelo radial del núcleo de PWR, incluye los programas PREWIM + WIMS-TRACA + POSWIM. El programa HETRES⁽⁹⁾ se utiliza también para calcular las secciones eficaces en multigrupos de las barras de control con Ag-In-Cd en los grupos de resonancias, con autoblandaje energético y espacial.

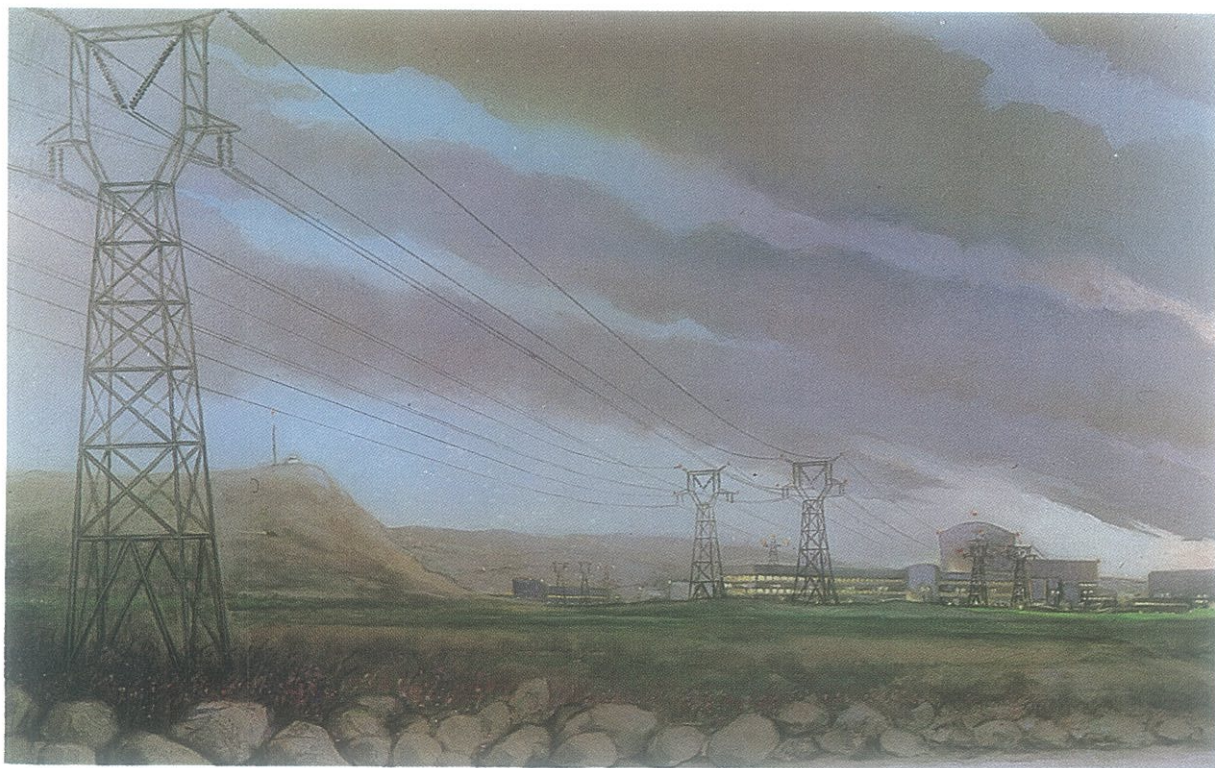
WIMS-TRACA⁽¹⁰⁾ es nuestra versión mejorada de los programas WIMS-D⁽⁵⁾ y WIMS-D-4⁽¹¹⁾, originados en Winfrith, implementada en el computador UNIVAC-1100/80 de la JEN.

Las características más relevantes del programa WIMS-TRACA para aplicación en PWR son las siguientes:

- Una librería básica en 69 grupos con todos los combustibles, materiales y productos de fisión requeridos en reactores PWR, que ha sido comprobada y corregida muy extensamente, e incluye integrales de

resonancia en multigrupos dependientes de temperatura y dilución, matrices de dispersión térmicas dependientes de la temperatura incluyendo efectos de ligadura para Hidrógeno en agua por el modelo de Nelkin y para otros moderadores y modelos, y datos nucleares para quemado isotópico, así como las secciones eficaces y parámetros de moderación en multigrupos. En la versión D-4, la librería puede almacenarse en disco o en memoria central, acelerando considerablemente la ejecución del programa al reducir los tiempos de entrada-salida.

- Un tratamiento del autoblandaje de las resonancias que incluye los efectos relevantes, tales como los de la geometría del conjunto combustible (Dancoff), equivalencia para heterogeneidades, interacción entre diferentes especies resonantes, dependencia de las resonancias de resonancia con la temperatura y dilución y atenuación del flujo dentro de cada grupo por resonancias superiores.
- Un modelado de conjuntos combustibles (superceldas) conteniendo un haz de barras combustibles, donde la barra combustible o absorbente central se representa explícitamente y las celdas combustibles o de agua a su alrededor se diluyen en anillos homogeneizados, usando los factores de desventaja del flujo neutrónico calculados por el método «Spectrox» para la celda elemental equivalente, con el combustible, vaina, refrigerante y moderador exterior asociado.
- Un cálculo de transporte en multigrupos por métodos de ordenadas discretas (S_N) o de probabilidades de colisión, donde el usuario selec-



CENTRALES HIDROELECTRICAS

CENTRALES TERMICAS (CARBON Y FUEL)

CENTRALES TERMONUCLEARES

INYPsa cuenta con doce años de experiencia en proyectos de instalaciones nucleares. Ha participado en:

- C. N. ASCO I y II
- C. E. N. SORIA
- C. N. SAYAGO
- C. N. TRILLO
- C. N. VANDELLOS II
- C. E. N. de ECUADOR

OTRAS ACTIVIDADES

- Ingeniería Agronómica
- Obras Hidráulicas
- Estudios de Defensa Ambiental
- Geología y Geotecnia
- Socio-Economía
- Planificación y Dirección de Obras

inypsa

INFORMES Y PROYECTOS, S. A.

Barcelona

Rambla de Cataluña, 91-93
Teléf.: 215 72 74
215 39 08
Telex: 97.809 inyp E
BARCELONA-8

Madrid

C/ General Díaz Porlier, 49-51
Teléf.: 402 55 04*
402 45 92*
Telex: 42.496 inyp E
MADRID-1

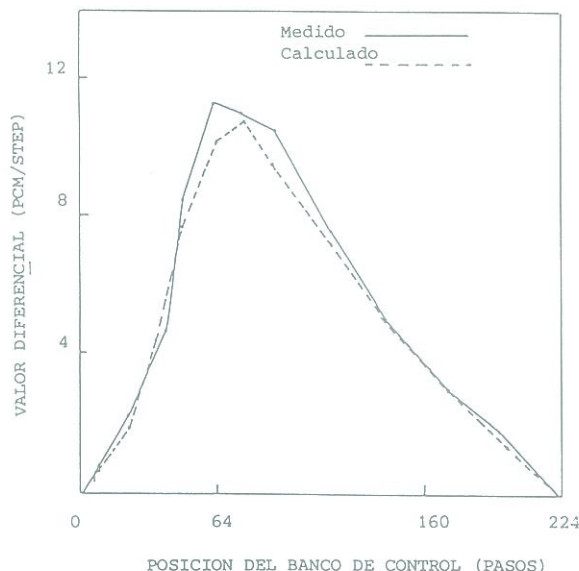


Figura 3.- Valor Diferencial del Banco de Control C a BOL-HZP con D insertado.

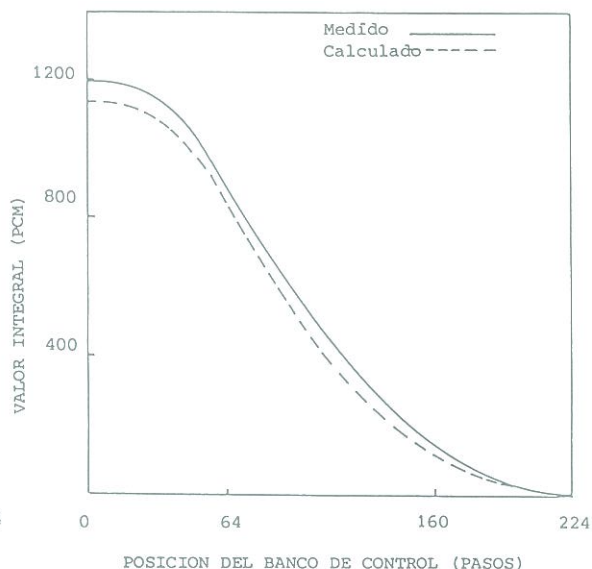


Figura 4.- Valor integral del Banco de Control C a BOL-HZP con el Banco D insertado.

- cional el orden de transporte, número y partición en grupos de energía y malla espacial sin otras limitaciones que las del tiempo y memoria de ordenador. Esto proporciona un cálculo de flujo neutrónico muy preciso, aún para barras altamente absorbentes o barras huecas de absorbentes consumibles con helio o agua en su interior.
- Un cálculo del espectro B_1 en modo fundamental para la supercelda o conjunto homogeneizado que incluye los efectos de fugas. El flujo neutrónico corregido por las fugas críticas se usa en WIMS-TRACA para colapsar las secciones eficaces y coeficientes de difusión a pocos grupos (usualmente dos grupos), sobre las regiones seleccionadas del conjunto, así como para la supercelda o conjunto completo. Así puede tenerse en cuenta el efecto espectral de las celdas de agua o absorbentes sobre los diferentes anillos de barras combustibles, según su proximidad.
 - Un cálculo del quemado isotópico de las cadenas del Uranio y Plutonio, con 34 productos de fisión explícitamente, y de los absorbentes consumibles, en pasos de tiempo seleccionados por el usuario para recalculer el espectro y distribución espacial del flujo neutrónico y un número de pasos intermedios para la integración numérica de las ecuaciones de quemado con recálculo del espectro con fugas críticas. El usuario puede cambiar la potencia específica (para normalizar los flujos absolutos) y los pasos de tiempo en cada paso de quemado, así como las densidades nucleares (p. ej. del Boro o Xenon) y las temperaturas. Esto es muy útil para seguir un programa de Boro y

densidad de potencia variable con el quemado, así como para cambiar las concentraciones de Boro o Xenon en pasos intermedios, sin quemado, para calcular sus valores de reactividad a varios quemados. El usuario puede seleccionar tantos materiales quemables como desee, permitiendo así un quemado no uniforme dentro de la barra combustible central o para cada anillo de barras en el conjunto supercelda.

El programa WIMS-TRACA requiere conjuntos de datos de entrada bastante complejos para cada tipo de elemento combustible o para el núcleo radial, incluyendo las dimensiones geométricas y las densidades materiales (que varían con la temperatura) para los diferentes anillos y barras del conjunto. También requiere los factores Dancoff corregidos, que tienen en cuenta los efectos de las barras vacantes en los tubos-guía sobre las barras vecinas. Para las barras de control de Ag-In-Cd, como la librería de WIMS tiene secciones eficaces a dilución infinita en las resonancias de alguno de estos nucleidos que son también productos de fisión, las secciones eficaces con autoblandaje efectivo de la absorción resonante deben también darse como entrada a WIMS para corregir este efecto, que según nuestros cálculos cambia el factor de multiplicación de un elemento con barras de control en 1-2 %. Las secciones eficaces con autoblandaje efectivo de la absorción resonante en los grupos de resonancia, en la partición usada en WIMS, se ha calculado para barras de Ag-In-Cd en elementos combustibles PWR, usando el programa HETRES de cálculo detallado espacial-energético de las secciones eficaces y del flujo neutrónico, desarrollado por uno de nosotros⁽⁹⁾.

Para la aplicación eficiente de WIMS, para ahorrar tiempo de preparación de

datos y reducir errores e inconsistencias, hemos desarrollado un programa totalmente original, denominado PREWIM⁽¹²⁾, que genera los conjuntos completos de datos de entrada requeridos por WIMS-TRACA para los diferentes tipos de elementos combustibles de PWR (según inserción de barras de absorbentes consumibles o de control) y el modelo radial del núcleo con reflectores.

Las principales características del programa PREWIM para conjuntos de PWR son las siguientes:

- PREWIM genera los conjuntos completos de datos para WIMS-TRACA, de cada clase de elemento combustible de PWR, incluyendo:
 - 1) Elementos limpios, con agua en los tubos-guía.
 - 2) Elementos con barras de control.
 - 3) Elementos con barras de absorbentes consumibles y tubos-guía vacantes.
 - 4) Modelo simplificado radial del núcleo con celdas combustibles de un enriquecimiento medio en el centro, el anillo de elementos combustibles en la periferia del núcleo, con su enriquecimiento real, la placa soporte del núcleo con su espesor de acero real, el agua borada del reflector radial y el barrilete del núcleo con su diámetro y espesor real.
- PREWIM sólo precisa las dimensiones y densidades en frío, los números de barras combustibles, tubos-guía y de absorbente consumible, los enriquecimientos y las opciones de representación o de aproximación en WIMS-TRACA que se desea modificar respecto a las normas adoptadas en PREWIM. Las celdas de agua o de absorbente se sitúan en el centro normalmente y

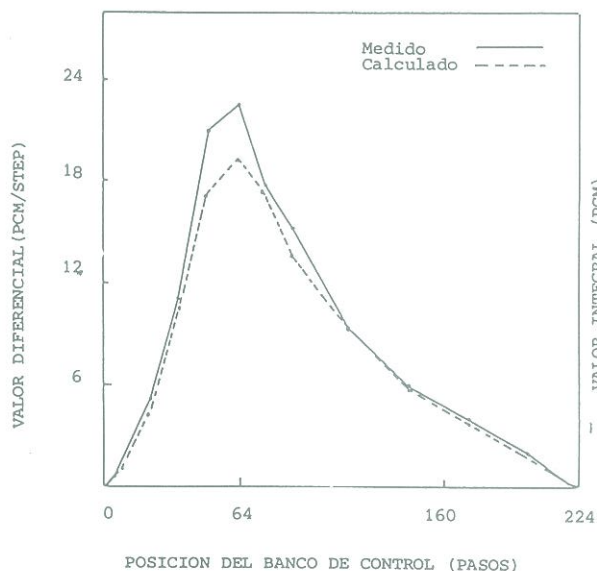


Figura 5.- Valor Diferencial del Banco de Control B a BOL-HZP con los Bancos D+C insertados.

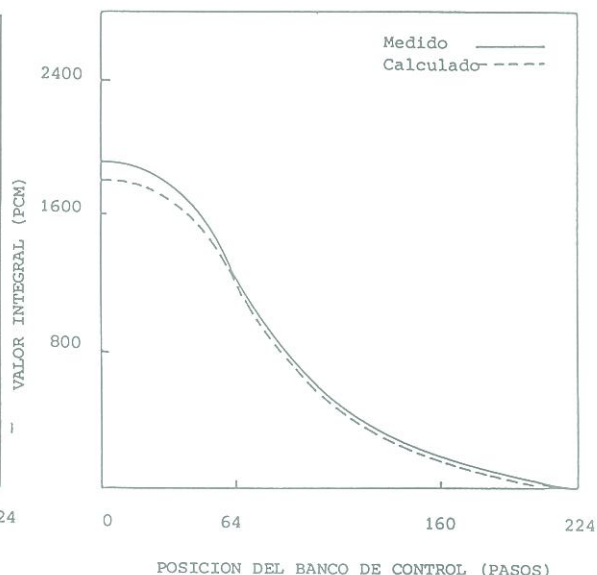


Figura 6.- Valor integral del Banco de Control B a BOL-HZP con los Bancos D+C insertados.

a su alrededor se distribuye la fracción de celdas combustibles, tubos-guía vacantes y espacio adicional entre elementos, correspondiente a esa celda central en un elemento completo. PREWIM calcula todas las dimensiones y densidades en frío del conjunto resultante.

- Los materiales que constituyen comúnmente los elementos y absorbentes de PWR están incluidos en PREWIM con sus concentraciones isotópicas, densidades y coeficientes de expansión térmica (variables con la temperatura para el óxido de Uranio e Inconel).
- La configuración de referencia (en frío) y las opciones de cálculo se almacenan en un fichero permanente en binario, para su acceso en futuros casos del mismo núcleo. La configuración, datos materiales y opciones incluidas en PREWIM como estándar, pueden cambiarse en todos sus extremos en la entrada del caso de referencia. En casos de cambio se lee directamente el fichero permanente previo para inicializar el cálculo.
- Para condiciones específicas, los únicos datos de entrada que requiere PREWIM son las temperaturas, concentraciones de Boro y datos de los pasos de quemado, si se desea éste (únicamente dos tarjetas por caso). En un solo trabajo pueden obtenerse los conjuntos de datos completos para WIMS-TRACA de todas las clases de elementos combustibles (y diferentes enriquecimientos) y del núcleo radial, con varias concentraciones de Boro o pasos de quemado y a diferentes temperaturas como casos sucesivos.
- PREWIM calcula la expansión dimensional y las densidades mate-

riales, así como los factores de Dancoff y Bell con efectos de vacantes y espacios entre elementos.

- PREWIM proporciona flexibilidad de modelado de los elementos combustibles en el caso de referencia y requiere entrada mínima de datos en casos de cambio de las condiciones, con capacidad para procesar casos múltiples en una sola ejecución. Requiere preparación y tiempos de ejecución muy reducidos, asegurando consistencia en los cambios de condiciones y muy pequeñas posibilidades de error.

El programa POSWIM ha sido desarrollado para procesar las secciones eficaces homogeneizadas en pocos grupos de cada tipo de celda combustible o absorbente y del conjunto completo. POSWIM selecciona y ordena los materiales (celdas) producidos por WIMS-TRACA para diferentes tipos de elementos y condiciones, generando la librería completa de constantes en pocos grupos para los programas de difusión CITATION⁽¹³⁾ o VENTURE⁽⁶⁾. También corrige los coeficientes de difusión en pocos grupos para celdas absorbentes (consumibles o de control), para su aplicación en cálculos de difusión con un punto de malla por barra, conservando tanto las tasas de reacción como los flujos y corrientes integrados en toda la celda absorbente y en sus cuatro celdas vecinas, incluyendo además los efectos del tamaño de malla en la formulación, por diferencias finitas, del término de difusión en CITATION o VENTURE. POSWIM genera también las secciones eficaces homogeneizadas del núcleo y de los reflectores así como los laplacianos radiales del núcleo en pocos grupos, a partir del modelo WIMS-TRACA radial del núcleo con reflectores detallados, para su utilización en el modelo

axial del núcleo por difusión detallada para cálculo de los laplacianos de fugas axiales del núcleo.

El sistema de programas PREWIM + WIMS-TRACA + POSWIM puede ejecutarse en un único trabajo con múltiples ejecuciones, para cada tipo de elemento combustible, modelos radial y axial del núcleo de PWR en cualquier condición o conjunto de condiciones deseadas. Para un PWR grande (900 MWe) con nueve tipos de elementos combustibles, el tiempo total de proceso en el computador UNIVAC-1100/80 del trabajo completo para una condición de Boro y temperaturas, incluyendo los cálculos del núcleo radial y axial, es de unos diez minutos, con la librería del WIMS almacenada en memoria. Para cada elemento combustible, el tiempo total de proceso es de treinta a cuarenta y cinco segundos por condición o paso de quemado.

Los desarrollos realizados recientemente en el sistema de cálculo PREWIM + WIMS-TRACA + POSWIM de los elementos combustibles de PWR han sido:

- Generación de una librería básica para WIMS-TRACA en 28 grupos con un espectro de condensación específico de celdas de PWR.
- Procedimientos para la obtención de la relación potencia a fuente ($K_f \cdot \sum_i / \alpha \sum_i$) y del valor promedio de $\phi \cdot v$ para el Xenon, en función del quemado, a partir de los cálculos de WIMS-TRACA de los elementos combustibles de PWR.
- Implementación del cálculo de las secciones y eficaces macroscópicas y microscópicas (para el H₂O, Boro, Xe y Sm) homogeneizadas en dos grupos en el programa WIMS-TRACA, para su generación consistente con el sistema CARMEN (antiguo PENELOPE-

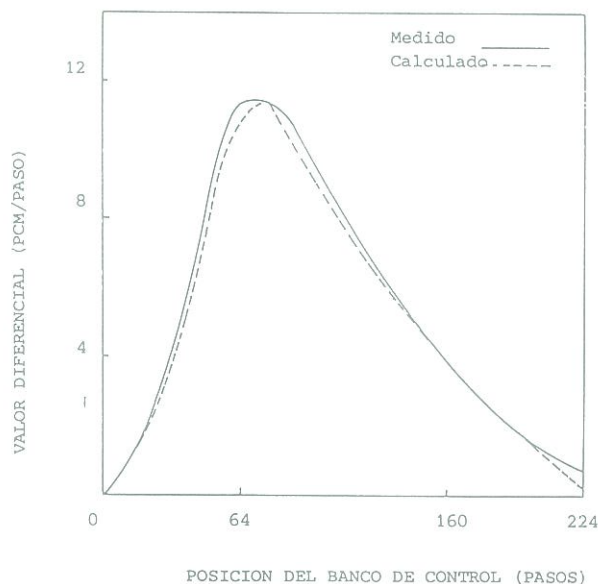


Figura 7.- Valor Diferencial del Banco de Control A a BOL-HZP con los Bancos D+C+B insertados.

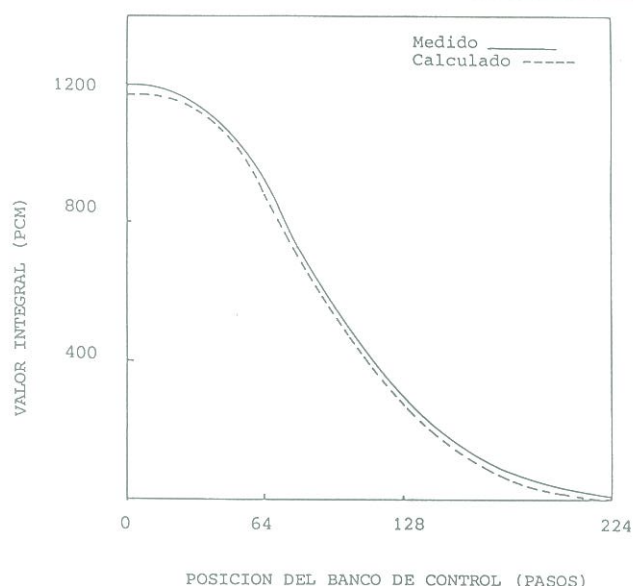


Figura 8.- Valor Integral del Banco de Control A a BOL-HZP con los Bancos D+C+B insertados.

CITATION) y otros sistemas a desarrollar para cálculos de difusión con realimentaciones detalladas por densidad, potencia, Xenon, Boro y quemado.

MÉTODOS DE CÁLCULO DETALLADO DEL NÚCLEO DE PWR

En los núcleos de PWR la distribución axial del flujo neutrónico es similar en los diferentes elementos combustibles, lo que permite una simple aproximación de síntesis de primer orden, separando el flujo neutrónico axial (Z) del radial (X-Y). En consecuencia, el cálculo global del núcleo de PWR puede aproximarse por un cálculo X-Y detallado de difusión en pocos grupos, incluyendo laplacianos de las fugas axiales suministrados por un cálculo axial de difusión, en el que se han usado secciones eficaces homogeneizadas y las fugas radiales del núcleo en X-Y. La separación axial-radial es casi exacta a principio de vida del primer núcleo con los bancos de control en posiciones de totalmente extraídos o insertados.

Como hay un gran número de configuraciones y condiciones del núcleo a analizar al principio de vida del primer núcleo y potencia cero, para las extensas pruebas nucleares del arranque, donde los elementos del mismo tipo y enriquecimiento son neutrónicamente homogéneos, se seleccionó un programa de cálculo de difusión por diferencias finitas para efectuar los cálculos detallados del núcleo en X-Y y en Z, con suficiente precisión para constituir una referencia de la validación del sistema completo de cálculo y de la corrección del simulador simplificado del núcleo en un grupo y tres dimensiones.

Como se precisa un punto de malla por barra combustible en los cálculos detallados por difusión en diferencias fi-

nit, tanto para lograr la precisión adecuada como para determinar los picos de potencia por barra, se requieren unos 140 x 140 puntos para el cuarto del núcleo en XY de los PWR grandes. Nuestro programa CITATION⁽¹³⁾ requería más de las 256.000 palabras de memoria central disponibles con direccionamiento directo en el UNIVAC-1100/80, aún usando el máximo almacenamiento en disco posible. Por ello, adoptamos el programa VENTURE⁽⁶⁾ que posee una gestión de la memoria y de la entrada/salida a disco más eficiente. Nuestra versión VENTURE-TRACA⁽¹⁴⁾, fue implementada en el UNIVAC 1100/80 tras un gran esfuerzo, que exigió desarrollos de subrutinas en ensamblador para control dinámico de la utilización de memoria central y acceso directo de entrada/salida, que reduce el tiempo de acceso a menos de 1/3 del Fortran I/O estándar. Para el cuarto de núcleo en XY de PWR, esta versión sólo requiere 160.000 palabras de memoria central para datos.

VENTURE-TRACA se aplica al cálculo detallado del núcleo de PWR usando los siguientes procedimientos:

- Secciones eficaces macroscópicas en dos grupos por tipo de celda (combustible, agua o absorbente) proporcionadas por el programa POSWIM, en forma de un fichero librería ordenado, a partir de WIMS-TRACA. Las constantes de difusión de las celdas absorbentes se corrigen por los efectos de transporte y malla en POSWIM. Las constantes del reflector se obtienen igualmente en POSWIM a partir del pesado con el flujo en el modelo radial del núcleo con WIMS-TRACA para la placa soporte del núcleo (deflector radial) y el reflector de agua.
- Malla fina regular con un punto por celda en el núcleo, dos puntos

en la placa soporte y cinco o diez puntos en el reflector, usando un material vacío o absorbente en los puntos extra. La malla en la placa soporte y reflector es la prolongación de la del núcleo, coincidiendo en espesores con la malla usada en el modelo radial.

- Aceleración de Chebychev y extrapolación de doble error seleccionada automáticamente en las iteraciones externas de fuente, con tres o cuatro iteraciones internas por externa usando sobrerelajación.
- Laplacianos de fugas axiales por grupo calculados por un modelo axial simplificado del núcleo en difusión, para el cálculo XY detallado. De éste se calculan las secciones eficaces homogeneizadas de todo el núcleo y los laplacianos de fugas radiales por grupo, que se dan como entrada en el recálculo del núcleo axial por difusión. El factor de multiplicación efectivo de este segundo cálculo axial difiere del obtenido en el cálculo XY detallado en sólo unas pocas pcm, demostrando la convergencia de la síntesis de primer orden.

Se han desarrollado también dos programas auxiliares de utilidad para el programa detallado VENTURE-TRACA. El programa MAPA genera el mapa de zonas por malla fina a partir de una descripción del núcleo por tipos de elementos, de los mapas de zonas por celda en los octantes de cada tipo de elemento, y de los números de intervalos en la placa soporte y reflector. El programa POTENCIA (o POSVEN) calcula las potencias normalizadas por barra combustible a partir del fichero de interfase con la densidad de potencia en la malla fina producido por VENTURE, así como las potencias relativas promediadas por elemento combustible y

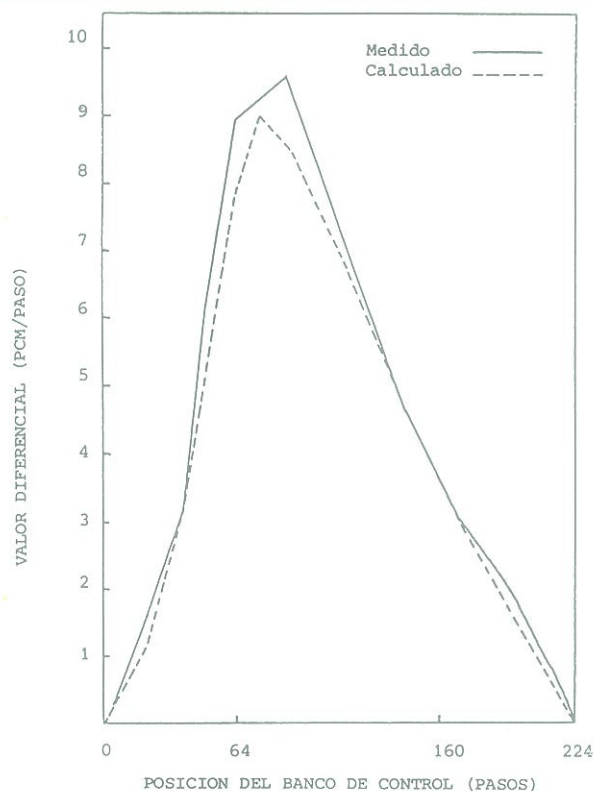


Figura 9.- Valor diferencial del Banco de Control
S_a BOL-HZP con D+C+B+A insertados

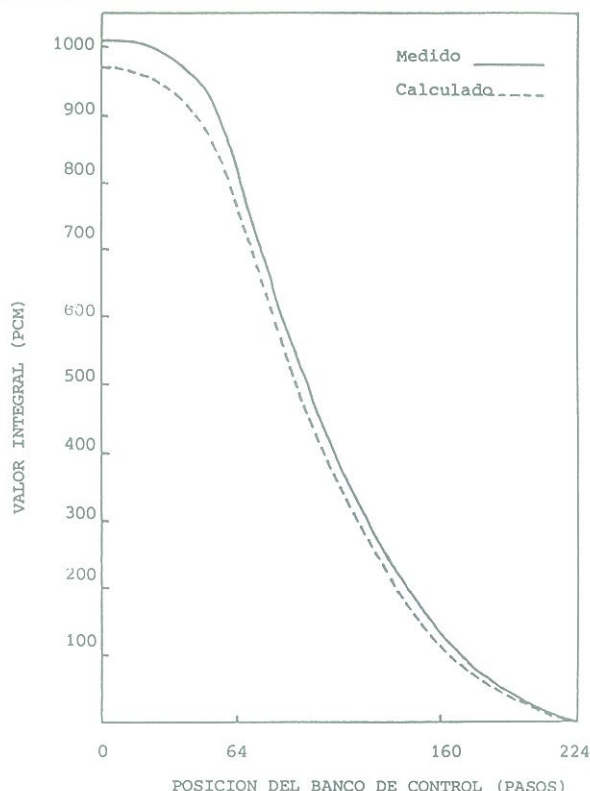


Figura 10.- Valor Integral del Banco de Control
S_a BOL-HZP con D+C+B+A insertados

cuarto de elemento y la máxima potencia relativa por barra en cada elemento o cuarto de elemento.

Otros dos programas, CONCON y CONAXI, desarrollados para la determinación explícita de los factores de transporte y albedos del método nodal en un grupo, que se discute en el siguiente apartado, se utilizan también como auxiliares en los cálculos detallados del núcleo. Del programa CONCON se utilizan las secciones eficaces homogeneizadas del núcleo en XY y los laplacianos de las fugas radiales del núcleo por grupo. El programa CONAXI se utiliza para el cálculo detallado de difusión en dos grupos del núcleo axial con constantes de los reflectores axiales computados por POSWIM y del núcleo por el cálculo del núcleo radial con WIMS-TRACA en el primer paso, y por CONCON en el segundo. CONAXI proporciona para VENTURE-TRACA los laplacianos de fugas axiales por grupo.

La aplicación del sistema de programas al cálculo detallado del núcleo se realiza mediante un proceso automatizado al máximo. En un primer trabajo de ordenador se ejecutan sucesivamente los programas PREWIM (para el conjunto de condiciones de temperaturas y Boro deseado), WIMS-TRACA + POSWIM (para cada clase de elemento combustible y para el modelo radial del núcleo) y CONAXI (para el modelo axial del núcleo), obteniendo un fichero con todas las secciones eficaces macroscópicas en dos grupos de las celdas combustibles (varias clases por tipo de elemento según localización), de agua,

de absorbentes consumibles y de control, así como de los reflectores radiales, que se usará directamente en VENTURE-TRACA. De la salida impresa se extraen directamente las dimensiones de la malla en caliente y los laplacianos estimados de las fugas axiales. En un trabajo posterior, se ejecutan sucesivamente los programas MAPA + VENTURE - TRACA + POTENCIA + CONCON, para el núcleo detallado en XY, obteniéndose las distribuciones detalladas y promedias de potencia por barra combustible y por elemento y cuarto de elemento, respectivamente, así como las constantes homogeneizadas y laplacianos radiales del núcleo en dos grupos. Finalmente, una rápida reejecución del programa CONAXI para el núcleo axial, sustituyendo las constantes y laplacianos del núcleo en el paquete de datos generado en el primer trabajo, proporciona el factor de multiplicación efectivo y la distribución axial de potencia promediada en todo el núcleo. Todo este proceso, para una configuración y condición del núcleo, se efectúa en unos treinta minutos de tiempo total del ordenador UNIVAC 1100/80 y su realización puede completarse en una jornada de operación del ordenador.

En conclusión, el modelo detallado de difusión en dos grupos con un punto de malla por barra combustible, usando el programa VENTURE-TRACA, constituye nuestro método de cálculo de referencia del núcleo de PWR. Su precisión ha sido plenamente validada a BOL-HZP del primer núcleo de PWR con múltiples configuraciones y condiciones de inserción de barras de control,

concentraciones de Boro y temperaturas, y proporciona un ajuste explícito de los parámetros del simulador nodal.

SIMULACION NODAL DEL NUCLEO DE PWR EN 3D

Un simulador tridimensional simplificado del núcleo es muy útil para análisis de la operación real del núcleo por las compañías eléctricas, porque, una vez ajustado adecuadamente, proporciona resultados muy completos con la precisión suficiente para el análisis de las múltiples condiciones del núcleo a lo largo del ciclo completo de operación, incluyendo condiciones no-nominales donde la separación axial-radial no es exacta, así como transitorios de Xenon, cambios de temperatura del refrigerante o del nivel de potencia e inserciones o extracciones de barras de control.

Nuestro simulador 3D de PWR, SIMULA-3⁽¹⁵⁾, ha sido desarrollado a partir del programa NUTRIX⁽¹⁶⁾ del tipo FLARE⁽⁷⁾ disponible en la JEN desde 1972.

Los desarrollos siguientes han sido realizados en el programa SIMULA-3:

- El método de iteración de fuente se ha cambiado a un método de eliminación-sustitución en líneas axiales, usando sobrerrelajación de fuente con un factor $\beta = 1.7$ y unas ocho iteraciones de fuente por iteración de densidad. Para una convergencia de 10^{-5} en las fuentes locales, este método requiere solamente 1/5 a 1/10 de las iteraciones requeridas con el método point-Jacobi y menos de 1/2 de las re-

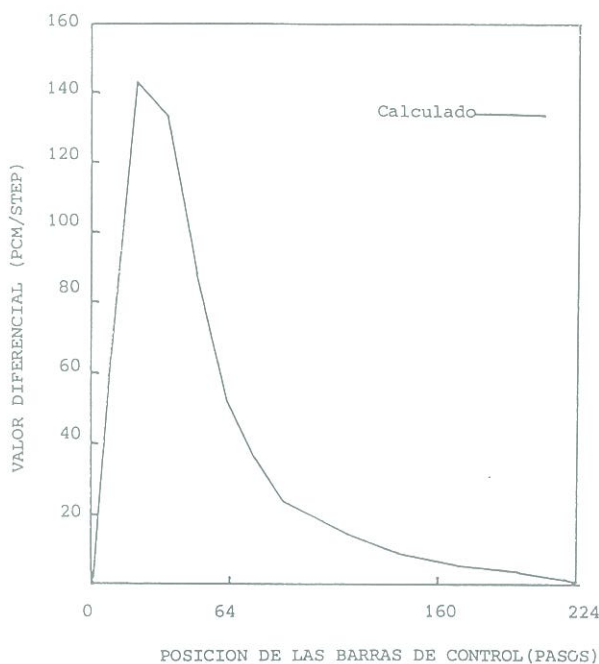


Figura 11.- Valor Diferencial de todas las Barras de Control a BOL-HZP (scram)

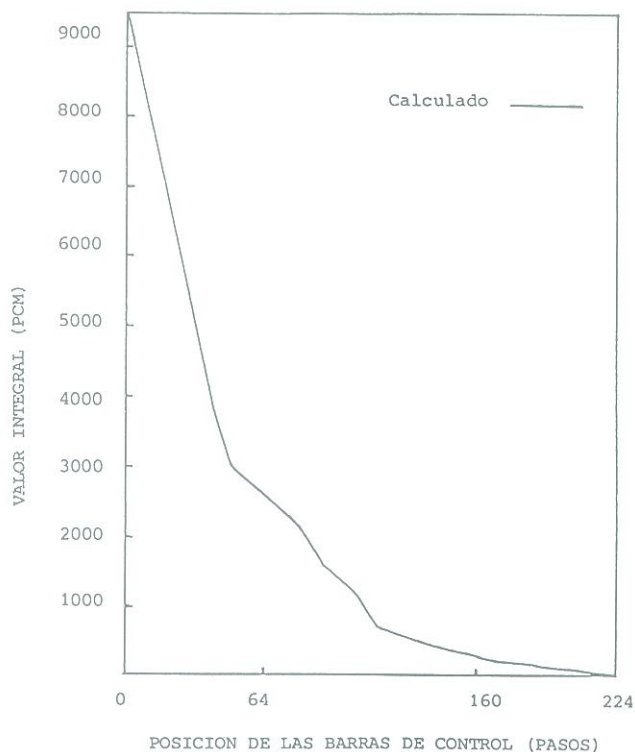


Figura 12.- Valor integral de todas las Barras de Control a BOL-HZP (scram).

queridas con las aceleraciones de fuente de Gauss-Seidel o Chebyshev.

- Se han programado varios formalismos de los núcleos de transporte

$$W_{lm}^h = \frac{2}{1 + \frac{f_1 M_1^2}{f_m M_m^2}} \cdot \frac{M_1^2}{k_{\infty 1} \cdot X^2} ; W_{lm}^v = \frac{2}{1 + f_{lm} \frac{M_1^2}{M_m^2}} \cdot \frac{M_1^2}{k_{\infty 1} \cdot Z^2} \quad (1)$$

donde W_{lm}^h y W_{lm}^v son los núcleos de transporte neutrónico entre los nodos 1 y 2 m en las direcciones horizontal y vertical, respectivamente; M_1^2 y M_m^2 son las áreas de migración de los nodos 1 y m; X y Z son la anchura y altura del nodo; $k_{\infty 1}$ es el factor de multiplicación infinito del nodo 1; f_1 y f_m

como opciones de SIMULA-3. El formalismo que proporciona la mejor precisión en los cálculos con un nodo por cuarto de elemento, es el siguiente:

son los factores de corrección del transporte en un grupo de los nodos 1 y m en las direcciones horizontales; f_{lm} es el factor de corrección del transporte del nodo 1 al m en dirección vertical.

Con estos núcleos de transporte, la ecuación de balance neutrónico en cada nodo 1 interno, se escribe:

$$\sum_m [W_{lm} S_l - W_{ml} S_m] + \frac{S_l}{k_{\infty 1}} = \frac{1}{k_{eff}} S_l \quad (2)$$

donde k_{eff} es el factor de multiplicación efectivo del núcleo. La suma m se extiende a los cuatro nodos vecinos horizontales y dos vertica-

les. En los nodos situados en la periferia del núcleo los términos de fugas correspondientes a los n_1 nodos vecinos vacantes se aproximan por:

$$\sum_{m \text{ vacantes}} [W_{lm} S_l - W_{ml} S_m] = \frac{M_1^2}{k_{\infty 1} \cdot X^2} (n_1 - a_l) S_l \quad (3)$$

donde a_l es el albedo medio por cada vacante del nodo 1.

La ecuación (2) se usa para el cálculo de las fuentes nodales S_1

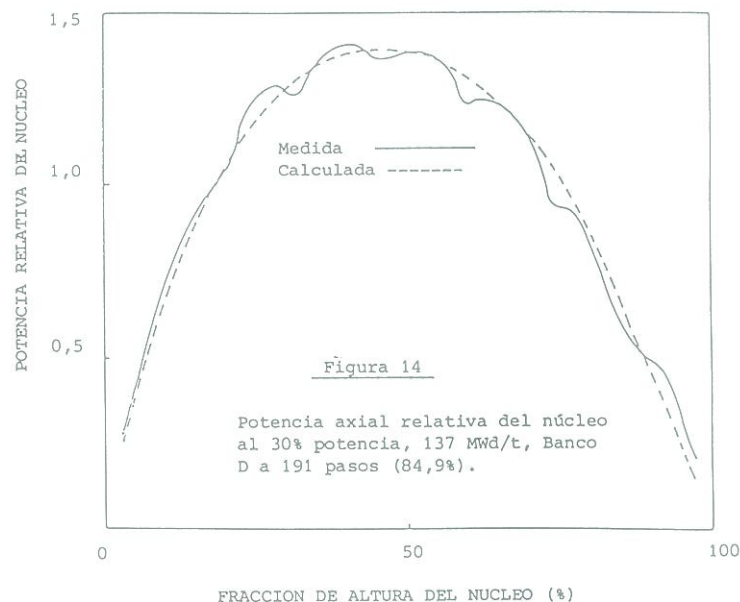
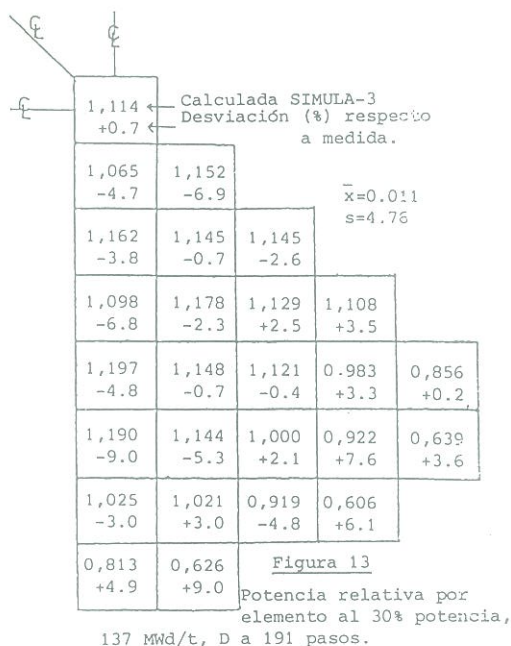
en función de las S_m vecinas por el método iterativo referido previamente y k_{eff} se calcula en cada iteración a partir de la multiplicación de la fuente total.

- Los parámetros nodales en 1 grupo, k_{∞} y M^2 , se calculan en función de las siguientes variables locales por nodo:

U = densidad del moderador.
S = densidad de potencia (efectos Doppler y Xenon en equilibrio).
B = concentración de boro.
E = exposición o quemado del combustible.

mediante correlaciones polinomiales factorizadas con coeficientes dependiendo del tipo de combustible. Los efectos cruzados más significativos, los de la densidad del moderador sobre los valores del Boro, Doppler y Xenon y los del quemado sobre los valores del Boro y Xenon, se tratan mediante factores polinomiales adecuados.

- La búsqueda de Boro crítico ha sido mejorada y se calcula el valor diferencial del Boro durante la búsqueda.
- Se permite una variación axial del tipo de combustible para inserciones de absorbentes consumibles de longitud parcial o de barras de control.
- Se han implementado simetrías adicionales de interés en los cálculos con un nodo por cuarto de elemento combustible, tales como la



de 1/4 de núcleo con simetría rotacional de 90° y la de 1/4 o 1/8 del núcleo con simetría reflectiva en el borde de los nodos.

- Una gestión dinámica de la memoria mejora la eficiencia de aplicación del programa a varios grados de representación del núcleo.

En consecuencia, el simulador nodal en un grupo SIMULA-3, permite un modelado tridimensional del núcleo completo con cuatro nodos por elemento combustible y de 14 a 25 nodos axiales, incluyendo los efectos de la configuración y condiciones reales de operación del núcleo y de las redistribuciones locales de la densidad del agua, densidad de potencia (Doppler y Xenon en equilibrio transitorio), concentración de Boro, quemado del combustible e inserción cualquiera de las barras de control.

El simulador nodal SIMULA-3 se completa en su aplicación al cálculo de PWR con los programas auxiliares MELON-3^(17, 18), AJUSTA⁽¹⁹⁾ y CONCON y CONAXI⁽²⁰⁾.

El programa MELON-3 calcula los coeficientes de las correlaciones de k_{∞} y M^2 para cada tipo de elemento combustible, en función de la densidad del moderador, densidad de potencia relativa a la nominal (Doppler y Xenon), concentración de Boro y quemado del combustible mediante ajustes por mínimos cuadrados a los conjuntos sistemáticos de valores k_{∞} y M^2 obtenidos con WIMS-TRACA para los elementos combustibles aislados en diferente condiciones cubriendo el rango de variación de las variables locales en la operación del núcleo a lo largo del ciclo. Las correlaciones son de la forma de factores polinomiales para cada valor de las variables sobre la reactividad, con subfactores que incluyen los efectos más importantes de unas variables sobre el valor de otras, como el efecto de la densidad del

agua en los valores del Boro, Doppler y Xenon y el efecto del quemado en los valores del Boro y del Doppler. MELON-3 asegura la consistencia de los ajustes de los diferentes valores y efectos de reactividad y escribe, en un fichero permanente, los coeficientes de las correlaciones por tipo de combustible en el formato de SIMULA-3.

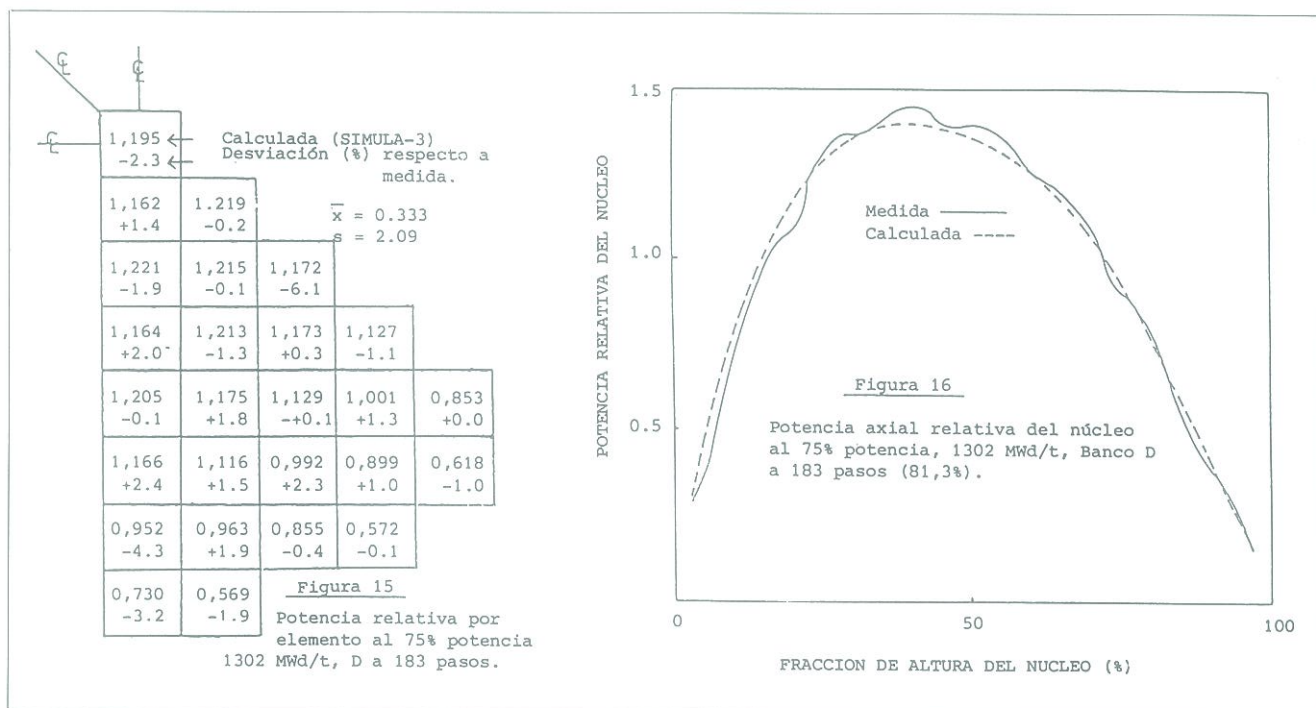
El programa AJUSTA calcula los factores de mezcla óptimos de los núcleos de transporte en diferentes formalismos, buscando las desviaciones cuadráticas mínimas de las fuentes nodales, calculadas por un método nodal radial-axial simplificado, relativas a distribuciones de potencia radial y axial dadas. Usa una búsqueda iterativa multivariable de Newton-Raphson para hasta tres variables (factores de mezcla), usando fórmulas de diferencias de segundo orden para las derivadas implicadas. Las distribuciones radiales y axiales de potencia de referencia se le dan a AJUSTA por el programa POTENCIA (apartado 4) a partir de cálculos detallados de difusión del núcleo. Una vez determinados los óptimos factores de mezcla, usando sólo los nodos internos, se calculan explícitamente los albedos efectivos en los nodos periféricos que reproducen las potencias nodales de referencia en esos nodos. De esta forma pueden considerarse diferentes formalismos de núcleos de transporte para encontrar el óptimo en un rango de condiciones del núcleo (varios boros, densidades e inserciones de barras a BOL-HZP). Con el programa AJUSTA se han logrado ajustes bastante buenos en el rango de condiciones de interés con un nodo por elemento combustible, pero con cuatro nodos por elemento el ajuste es muy superior usando el núcleo de transporte de la fórmula (1) respecto a los formalismos más simples y para el ajuste de éste es más eficiente y exacto el uso de los programas CONCON y CONAXI.

Los programas CONCON y CONAXI calculan explícitamente los factores de corrección f_1 y f_{1m} de los núcleos de transporte nodales en un grupo de la fórmula (1), en las direcciones horizontal (XY) y vertical (axial), a partir de soluciones de difusión detalladas del núcleo XY y Z, respectivamente. Además, CONCON y CONAXI calculan también los factores de corrección espectral de k_{∞} y M^2 por elemento combustible y los albedos efectivos en los nodos periféricos. CONCON lee los ficheros de interfase con la geometría detallada y los flujos neutrónicos en dos grupos producidos por VENTURE-TRACA para el núcleo XY detallado. CONAXI realiza en una subrutina (DIFAXI) el cálculo de difusión detallado en dos grupos del núcleo axial. Ambos programas leen las librerías de constantes de difusión en dos grupos producidas por PREWIM + WIMS - TRACA + POSWIM.

El proceso de cálculo de los programas CONCON y CONAXI es, en resumen, el siguiente:

1.º A partir de los flujos detallados y secciones eficaces en dos grupos, se calculan las absorciones A_1 , difusiones D_1 y fuentes S_1 de neutrones integradas en un grupo y en cada nodo 1 considerado (normalmente 4 nodos por elemento), así como las fugas netas totales L_{1m} (en un grupo) en todas las caras interfases entre nodos y externas, usando el formalismo de diferencias finitas en malla fina de VENTURE-TRACA o DIFAXI.

2.º Se calculan los k_{∞} y M^2 , reales en la solución detallada, de cada nodo simplemente por los cocientes entre las fuentes o difusiones de k_{∞} y M^2 relativos a los valores calculados por WIMS-TRACA, correspondientes a la aproximación de red infinita de elementos iguales con espectro calculado con las fugas del laplaciano material o crítico del modo fundamental. Estos factores de corrección de k_{∞} y M^2 incluyen no



sólo el efecto de la interacción espectral entre elementos en la configuración de tablero de ajedrez y entre núcleo y reflector, sino también los efectos de la distribución detallada del flujo neutrónico en dos grupos por celda dentro de cada nodo. Como se ha encontrado, en los grandes PWR con configuración de carga en tablero de ajedrez, que los factores de corrección de k_{∞} y M^2 son casi iguales para los nodos del mismo enriquecimiento y número de barras de absorbente consumible, CONCON calcula también estos factores medios por tipo de nodo para su introducción en SIMULA-3. Su variación con la concentración de Boro o densidad del moderador es muy pequeña, aunque puede ser considerada en SIMULA-3 y se aproximan a la unidad a medida que los absorbentes consumibles se reducen con el quemado. En los nodos con barras de control, los factores de corrección de k_{∞} y M^2 , respecto a los calculados con WIMSTRACA son algo más diferentes de la unidad, así como los de los nodos vecinos.

3.º) Se calculan los factores de corrección de los núcleos de transporte mediante las expresiones obtenidas sustituyendo (1) en los términos de fugas netas de (2), igualados a las fugas netas totales L_{1m} por interfase obtenidas de los flujos y coeficientes de difusión en malla fina y dos grupos:

$$f_{1m} = \frac{f_l}{f_m} = \frac{M_m^2}{M_l^2} \cdot \frac{D_l - L_{1m}}{D_m + L_{1m}} \cdot \frac{X^2/2}{X^2/2}; \text{ con } D_l = \frac{M_l^2}{k_l} \cdot S_l \quad (4)$$

Aunque rigurosamente (4) resulta en factores de corrección del transporte neutrónico por nodo dependientes de la dirección X, Y o Z, hemos encontrado que los factores X e Y son prácticamente iguales en los nodos por cuarto de elemento de PWR. Esto permite usar el valor medio f_l en X e Y para el trans-

porte horizontal, y la relación f_{1m} directamente para el transporte vertical, dado que esta relación es prácticamente constante (y próxima a la unidad) para todas las interfaces internas en el núcleo axial, pero difiere significativamente para las interfases entre los dos nodos superiores e inferiores. También hemos encontrado que los factores de corrección del transporte horizontal f_l son casi iguales, y, por tanto, puede tomarse su valor medio para los nodos del mismo tipo y enriquecimiento con nodos por cuarto de elemento. Si se usa un nodo por elemento esta homogeneidad de los factores de corrección deja de cumplirse. Físicamente, estos factores de corrección del transporte incluyen todos los efectos de malla gruesa y heterogeneidad de los nodos, así como la variación espectral de las fugas entre nodos, en la aproximación nodal de un grupo al transporte neutrónico.

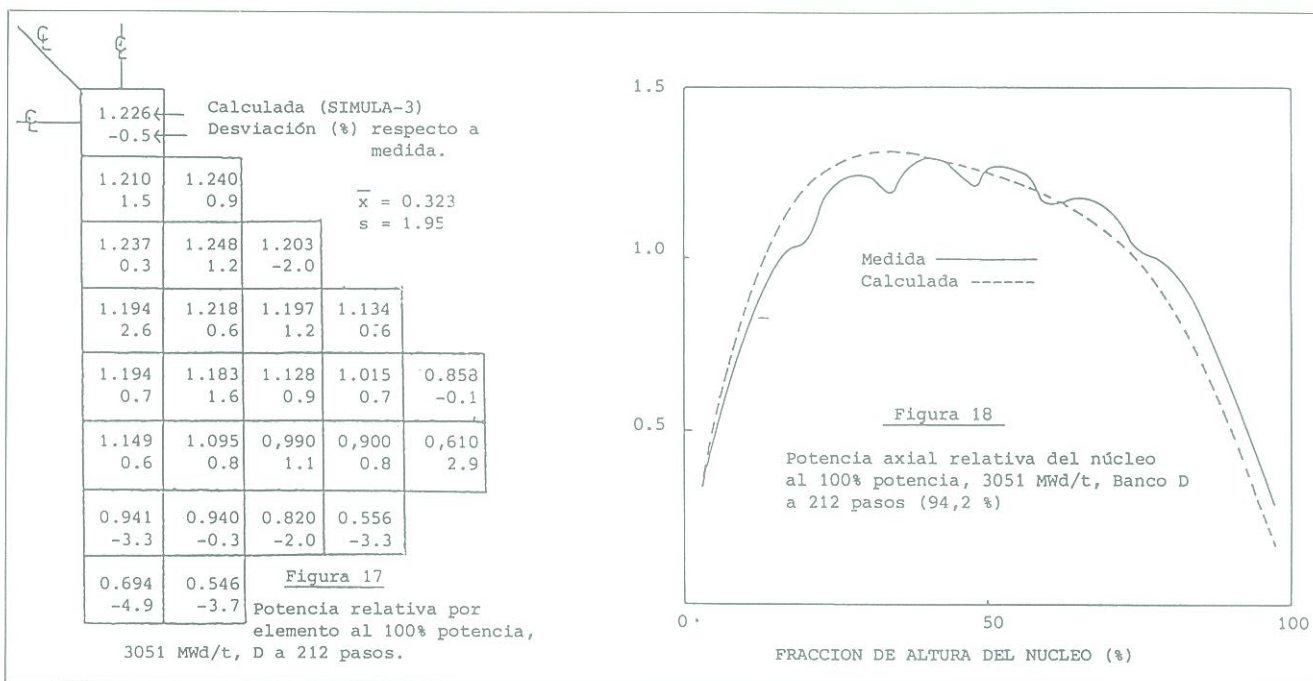
Estos factores de corrección del transporte —ecuación (1) y (4)— han sido derivados de forma original rigurosamente a partir de la formulación de diferencias finitas de la ecuación de difusión en multigrupos. Pueden extenderse a cálculos nodales directos de malla gruesa de difusión en multigrupos, incluyendo los efectos de discretización en malla gruesa y de homogeneización de las celdas (con diferentes propiedades, tales como enriquecimiento, como quemado,

etc). La determinación de estos factores por (4), sólo requiere partir de las fugas netas en las interfases y reacciones integradas, que pueden obtenerse tanto de una solución de difusión en malla fina, como de cualquier otra aproximación del transporte neutrónico. En el caso general, esos factores de difusión serán

direccionales (dependientes en X, Y y Z) pudiendo demostrarse su equivalencia con la aplicación de factores de corrección en los flujos de las interfases nodales que intervienen implícitamente en las fórmulas de diferencias de primer orden en malla gruesa.

4.º) Se calculan los albedos «exactos» en las interfases nodales de la periferia del núcleo a partir de las fugas netas detalladas de la solución de difusión en malla fina de referencia, usando la ecuación (3) para su obtención directa. Estos albedos calculados por CONCON y CONAXI son «físicos» y «exactos» en el sentido de que incluyen todos los efectos de malla gruesa y heterogeneidad de los nodos periféricos, con los grandes gradientes de potencia existentes y los efectos espectrales núcleo-reflector. En consecuencia, su variación responde a fenómenos existentes y, por tanto, fácilmente sistematizables. En particular, para los núcleos de PWR hemos encontrado que los albedos varían muy poco con la concentración de Boro, nivel de potencia y quemado, varían poco con la inserción de barras de control y varían significativamente pero de forma muy consistente por un factor global, con la densidad del moderador. Este factor de variación global de los albedos ha sido introducido en SIMULA-3.

El grado de detalle necesario en el ajuste de SIMULA-3 con los factores de corrección y albedos de CONCON y CONAXI, ha sido investigado extensamente para núcleos de PWR a principio de vida, incluyendo los núcleos de diseño Westinghouse (tipo Almaraz) y de KWU (tipo Trillo). Según se recoge en el apartado siguiente, usando los factores de corrección y albedos «físicos» y «exactos» promediados por tipo de elemento combustible, las diferencias en las potencias nodales (nodos de cuarto de elemento) entre el método nodal de SIMULA-3 y los cálculos detallados de



difusión en dos grupos de VENTURE-TRACA, se reducen de diferencias relativas máximas del 7 al 10%, para núcleos sin barras y con barras respectivamente, cuando se usan factores de corrección unidad, a menos del 3 al 5%. Las correspondientes desviaciones cuadráticas medias de las potencias nodales son del 1 al 2%. Si se usan los factores de corrección por nodo de CONCON y CONAXI en SIMULA-3, el ajuste es muy bueno, pero no es necesario salvo para obtener distribuciones de potencia muy precisas en configuraciones con inserción significativa de barras de control, lo que por otra parte, no es normalmente requerido en el diseño y operación.

Como consecuencia de estos desarrollos recientes y del trabajo sistemático de validación realizado, el simulador nodal en un grupo SIMULA-3 se ha convertido en una herramienta de cálculo muy eficiente (menos de un minuto de tiempo total en la UNIVAC-1100/80 para un cálculo completo de $15 \times 15 \times 17$ nodos) y de precisión muy aceptable para el análisis completo de núcleos de PWR en condiciones de operación. Además, los factores de corrección encontrados físicamente mediante los programas CONCON y CONAXI a partir de soluciones detalladas de difusión han proporcionado conocimiento y comprensión muy profundos y completos de los problemas de la física del núcleo de PWR, que son muy útiles tanto para el análisis y evaluación del diseño nuclear y de las pruebas de arranque y operación, como para el trabajo de desarrollo de métodos más completos y rigurosos de cálculo del núcleo completo usando aproximaciones nodales en pocos grupos.

CALCULOS DE CICLOS DE RECARGA DE PWR

El programa CICLON⁽⁸⁾, desarrollado en 1976, está disponible para el ba-

lance aproximado de energía y reactividad de los ciclos de recarga del núcleo de PWR. Los modelos de estado del núcleo al final del ciclo incluyen varias opciones de detalle, desde modelos por lote de combustible en 2D, pasando por modelos en regiones de tamaño variable, que se han discutido extensamente en trabajos previos. CICLON proporciona un cálculo neutrónico rápido y completo de problemas de gestión del combustible para ciclos sucesivos de recarga de PWR usando diferentes estrategias de transición. Ha sido aplicado extensamente a estudios de gestión del combustible de PWR en los años pasados.

DESARROLLOS FUTUROS DE METODOS DE CALCULO DEL NUCLEO DE PWR

El esfuerzo de desarrollo de métodos ha culminado con un éxito incluso superior al esperado por los siguientes logros:

- Se ha implementado un modelo más detallado con cuatro nodos por elemento y 15 a 35 nodos axiales sin aumentar el tiempo de cálculo por la mejora de la eficiencia de los procedimientos de resolución. Este detalle es crucial para la utilidad del simulador en el cálculo aproximado de picos locales de potencia y de los gradientes de quemado a fin de ciclo, esenciales para el cálculo de recargas subsiguientes.
- Los factores de transporte y albedos empleados en los nuevos núcleos de transporte, se determinan explícitamente y de forma física exactamente a partir de resultados de difusión detallada para un conjunto reducido en condiciones nominales a MOL y EOL. Los efectos espectrales en k_{∞} y M^2 por la recarga en ajedrez y el efecto del reflector se corrigen por separado también mediante factores explícitamente calculados.

- Las configuraciones con barras de control insertadas se calculan también con gran precisión mediante los mismos factores de corrección de k_{∞} y M^2 y del transporte entre nodos determinados explícitamente a partir de cálculos detallados de difusión.
- Los formalismos desarrollados para el transporte entre nodos en un grupo, se han reducido rigurosamente a partir de las ecuaciones de difusión en multigrupos, separándose adecuadamente los efectos espectrales y los efectos de homogeneización en la teoría nodal de multigrupos y su desarrollo y comprobación, en múltiples configuraciones y condiciones, ha aportado una valiosa experiencia para el desarrollo de métodos nodales avanzados para PWR.

Los desarrollos emprendidos ahora se dirigen al desarrollo de estos métodos modales avanzados y su implementación para la simulación completa, eficiente y exacta del núcleo de PWR con modelos consistentes en 1, 2 y 3 dimensiones. Este desarrollo se ha iniciado en una doble línea, con la adaptación del sistema CARMEN⁽²²⁾ de difusión convencional, con realimentaciones en las secciones eficaces para el cálculo del quemado nominal en 2D y para el cálculo de las distribuciones axiales del Xenon transitorio y de la potencia, con varias inserciones de barras, de aplicación al análisis de la capacidad del núcleo, en términos de los límites de potencia línea máxima y DNB en función de la diferencia axial, para la envolvente de condiciones nominales y transitorios de operación. También prosigue el desarrollo de los procedimientos de solución local-global en malla gruesa de la ecuación de difusión en dos grupos, con efectos de heterogeneidad y realimentaciones en estado estacionario y transitorio.

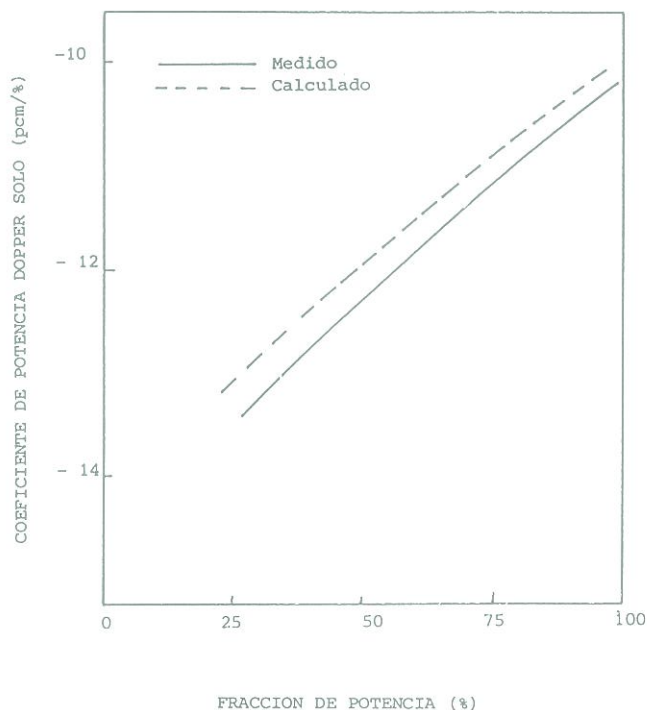


Figura 19.- Coeficiente de potencia por Doppler solo en función del nivel de potencia a BOL.

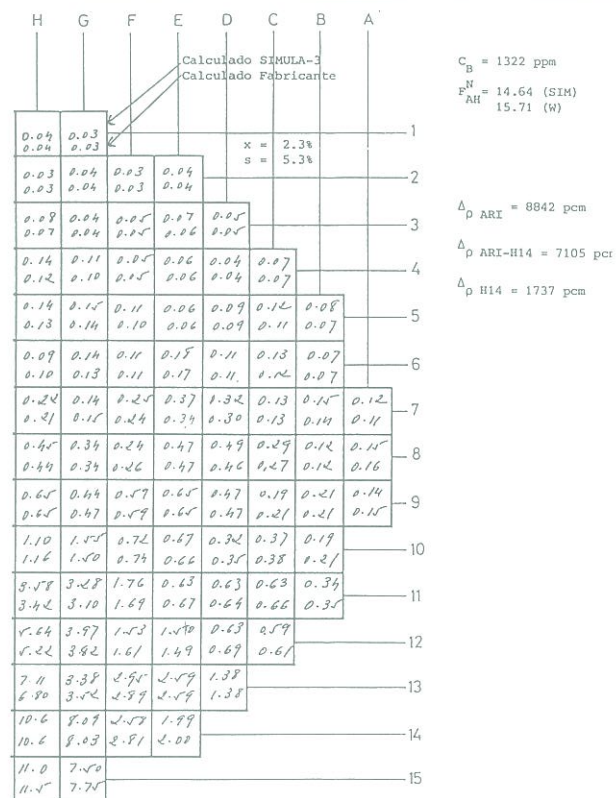


Figura 20

Distribución de potencia por elemento combustible a BOL, HZP, sin Xenon, todas las barras insertadas menos la más reactiva (H-14).

APLICACIONES Y VALIDACIÓN DE LOS METODOS DE CALCULO DEL NUCLEO DE PWR

Nuestro sistema de programas y métodos de cálculo neutrónico del núcleo de PWR, ha sido extensamente aplicado al análisis del primer núcleo de un PWR de 900 MWe. Tras varias comparaciones con otros programas y resultados, presentadas en la VI Reunión Anual de la SNE^(23, 24), realizamos un análisis completo del diseño nuclear del primer núcleo de un PWR de 900 MWe, comparando nuestros resultados con los proporcionados por el fabricante del reactor (Westinghouse). En estas comparaciones, presentadas en la VII Reunión Anual de la SNE^(25, 26) encontramos un acuerdo global muy bueno entre nuestros métodos detallados y simulador ajustado explícitamente y los cálculos más recientes del fabricante, que se resume en:

- potencias máximas por barra combustible y promediadas por elemento: 1 % en RMS y menos del 3 % de diferencias relativas máximas;
- valores diferenciales e integrales de barras de control: 5 % de diferencias relativas máximas;
- valor diferencial del Boro: 2 % de diferencias relativas máximas;
- coeficientes de temperatura del moderador e isoterms: 1 pcm/°F de diferencias absolutas máximas;
- coeficiente de temperatura del combustible: 0.15 pcm/°F de diferencia absoluta a plena potencia y 0.35 pcm/°F a potencia cero;

- coeficiente de potencia por Doppler y total: casi iguales a plena potencia;
- potencias y quemados promedios por elemento combustible: 3 % RMS y 5 % de máxima diferencia relativa a lo largo del Ciclo 1;
- potencia axial media del núcleo: 5 % de máxima diferencia relativa a fin del ciclo;
- concentraciones críticas de Boro: ± 40 ppm a lo largo del Ciclo 1.

La validación última de los métodos y programas neutrónicos ha sido confirmada recientemente mediante la extensa comparación de los resultados calculados con los datos disponibles medidos en las pruebas de arranque⁽²⁷⁾ y en la operación del núcleo de la unidad I de la Central Nuclear de Almaraz, cuyos resultados más relevantes se presentan a continuación en las siguientes áreas:

- Concentraciones críticas de Boro y valor total de los bancos de control a BOL-HZP.
- Coeficientes de temperatura isoterms a BOL-HZP.
- Potencias máximas por barra combustible a BOL-HZP.
- Valores diferenciales e integrales de los bancos de control en función de la inserción a BOL-HZP.
- Concentraciones críticas de Boro y distribuciones radiales y axiales de potencia a varios quemados y potencias.
- Coeficiente de potencia por Doppler a BOL en función del nivel de potencia.

Se ha obtenido un acuerdo excelente con las medidas experimentales, con diferencias inferiores a las incertidumbres asignadas a los cálculos de diseño del núcleo y, en muchos casos, inferiores incluso a las incertidumbres de las medidas.

También se presentan las concentraciones críticas de Boro calculadas a lo largo del primer ciclo, así como las distribuciones de quemado y potencia a BOL, MOL y EOL, comparándose con los resultados del diseño nuclear del Ciclo 1 suministrados por el fabricante, obteniéndose también un buen acuerdo.

En todos nuestros cálculos neutrónicos se han utilizado los programas PREWIM + WIMS-TRACA + POSWIM para los elementos combustibles de PWR. En los cálculos del núcleo a BOL-HZP se ha utilizado como referencia el programa de difusión detallada, en malla fina y dos grupos, VENTURE-TRACA, con los programas auxiliares MAPA, CONAXI, CONCON y POTENCIA. En los cálculos del núcleo con inserciones parciales de barras de control y con potencia y quemado, se ha utilizado el programa SIMULA-3, de cálculo nodal en un grupo con cuatro nodos por elemento, con los programas auxiliares MELON-3, para ajuste de las correlaciones de k_{∞} y M^2 en función de la densidad, potencia, Boro y quemado, y CONCON + CONAXI, para la determinación explícita de los factores de transporte y albedos a partir de las soluciones detalladas de VENTURE-TRACA y axiales.

CALCULOS Y ANALISIS DE LAS PRUEBAS DEL NUCLEO EN EL ARRANQUE DE C. N. ALMARAZ I

Se han realizado la práctica totalidad de los cálculos correspondientes a las pruebas de arranque del núcleo de la C. N. Almaraz I, de 900 MWe, comparándose los resultados obtenidos, sin reajuste alguno, con los de las medidas experimentales (Ref. 27). En los cálculos 2.1. a 2.4 se ha aplicado el programa VENTURE-TRACA de difusión en dos grupos con un punto de malla por barra combustible, sin ajuste alguno, usando las constantes de difusión obtenidas para cada condición de temperatura y y Boro mediante PREWIM + WIMS-TRACA + POSWIM, así como los laplacianos de fugas axiales en dos grupos calculados con CONAXI, según los procedimientos descritos en el capítulo 4 de la referencia 1. Los cálculos 2.5 con inserción parcial de barras de control se han realizado con el programa SIMULA-3 con cuatro nodos por elemento y 17 nodos axiales, según los procedimientos descritos en el capítulo 5 de la referencia 1.

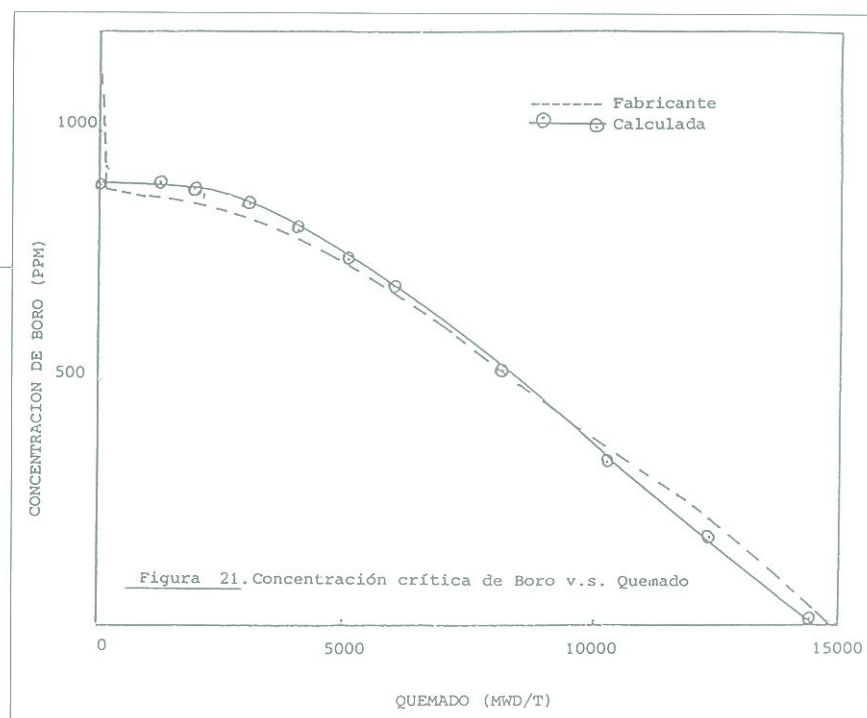
Concentraciones críticas de Boro a BOL-HZP

Los resultados calculados y medidos de las concentraciones críticas de Boro para las inserciones completas (end-points) de los diferentes bancos de control, de forma sucesiva según el orden de operación, así como para la configuración de todas las barras insertadas menos la más reactiva (atascada fuera), establecida por los criterios de seguridad para demostrar el margen de parada, en la condición de principio de vida y potencia cero (BOL-HZP) se recogen en la siguiente tabla 1.

T. I

Bancos de control insertados	Concentraciones críticas de Boro (ppm)	
	Medidas	Calculadas
ARO	1.324	1.325
D	1.183	1.190
D + C	1.068	1.075
D + C + B	880	885
D + C + B + A	771	775
ARI-H14	585	580

El acuerdo obtenido es excelente, dado que las diferencias son inferiores al uno por mil en reactividad y probablemente dentro de las incertidumbres experimentales. Debe destacarse especialmente el acuerdo obtenido para la



configuración extrema de parada, con todas las barras insertadas menos la más reactiva (ARI-H14), dada la dificultad de su cálculo preciso por los enormes gradientes de la distribución del flujo neutrónico en este caso y la interacción entre las barras de control.

Para ello, se realizaron cálculos en cada configuración a varios Boros en torno al Boro crítico, con el programa SIMULA-3 ajustado detalladamente a cada condición crítica.

Los resultados obtenidos, se comparan en la tabla 2 con los medidos:

T. II

Bancos de control insertados	Valor del último Banco (pcm)	
	Medido	Calculado
D	1.424	1.364
D + C	1.192	1.162
D + C + B	1.918	1.920
D + C + B + A	1.196	1.159
ARI-H14	7.641	7.673

Valor total de los bancos de control a BOL-HZP

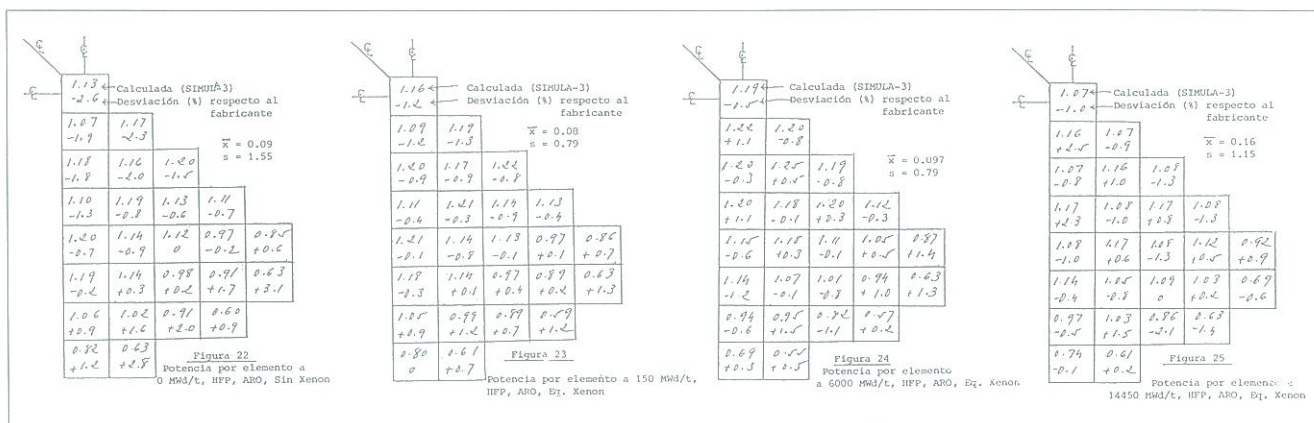
Los valores totales de los bancos de control a Bol HZP en inserción sucesiva se han calculado teniendo en cuenta la

Para el último caso (ARI-H14) se da el valor de inserción lenta de todas las barras menos la más reactiva, variando el Boro en la inserción con su valor crítico. El valor en parada brusca con el Boro crítico de ARO (1.327) es algo menor.

El acuerdo obtenido es también excelente, con una diferencia máxima de 0,6 por mil en reactividad para el banco D, muy probablemente dentro de las incertidumbres de las medidas.

Potencias máximas por barra combustible a BOL-HZP.

De los cálculos previos se obtuvieron con el programa POTENCIA las distribuciones de potencia por barra combustible, por elemento y por cuarto de elemento. Las potencias relativas máximas por barra combustible ($F_{\Delta H}^N$) se comparan en la siguiente tabla 3 para aquellas condiciones en que han sido suministrados sus valores determinados a partir de las medidas intranucleares.



T. III

Bancos de control insertados	Potencia máxima por barra ($F_{\Delta H}^N$)	
	Medida	Calculada
ARO	1,43	1,39
D	1,44	1,43
D + C	1,67	1,67

T. IV

Bancos de control insertados	Coeficiente isoterma (pcm/°F)	
	Medido	Calculado
ARO	-0,98	-2,14
D + C	-7,78	-9,17
D + C + B + A	-14,4	-13,8

El acuerdo también es excelente y las diferencias son probablemente inferiores a las incertidumbres de las medidas intranucleares y de su proceso numérico.

Coeficiente isoterma de temperatura a BOL-HZP

El coeficiente isoterma de temperatura a BOL-HZP se calculó con WIMS y VENTURE considerando dos temperaturas isothermas adicionales de $\pm 20^\circ\text{F}$ en torno a la nominal de potencia cero en caliente, usando una diferencia de segundo orden. Los resultados se comparan en la tabla 4 con los valores medidos en las pruebas nucleares de arranque.

Valores diferenciales e integrales de los Bancos de Control en función de la inserción a BOL-HZP

Se calcularon con SIMULA-3 usando los factores de corrección de k_{∞} y M^2 y del transporte y los albedos determinados explícitamente con CONCON y CONAXI a partir de las soluciones de difusión detallada en dos grupos de núcleo X-Y (VENTURE-TRACA) y axial. En la inserción de cada banco, nodo a nodo de los 17 axiales, se mantuvieron constantes el Boro crítico del banco extraído y los factores de corrección y albedos correspondientes al banco totalmente insertado, tras comprobar que las curvas de valor diferencial e integral varían muy poco con la variación

del Boro crítico en cada inserción o con los factores de corrección.

Los resultados obtenidos se comparan en las figuras 1 al 10 con los medi-

CALCULOS Y ANALISIS DE LAS PRUEBAS Y OPERACION DEL NUCLEO A POTENCIA A PRINCIPIO DE VIDA DEL CICLO 1 DE ALMARAZ I

Empleando el simulador nodal SIMULA-3, con cuatro nodos por elemento combustible y 34 nodos axiales, se han calculado las diferentes configuraciones y condiciones del núcleo incluidas en las medidas de pruebas nucleares suministradas por C. N. Almaraz. Específicamente, se han tenido en cuenta en SIMULA-3 los niveles de potencia e inserciones del banco de control en cada caso.

Concentraciones críticas de Boro a varias potencias y quemados.

Las concentraciones críticas de Boro calculadas y medidas, se comparan en la tabla siguiente, donde se han corregido las ppm de Boro por inserción del banco de Control para reducirlas a la condición ARO de todas las barras fuera.

T. V

Quemado (Mwd/t)	Potencia (%)	Boro crítico (ppm)	
		Medido	Calculado
137	30	1.065	1.057
300	51	984	978
648	75	932	907
1.302	75	971	903
2.423	96	866	813
2.448	96	813	812
3.051	100	811	766

dos en las pruebas nucleares de arranque de Almaraz, para los bancos D, C, B, A y Sg, respectivamente, con los bancos previos a cada uno de ellos totalmente insertados.

En todos los bancos se observa que los valores calculados quedan siempre ligeramente por debajo de los medidos, lo que es conservador a efectos de margen de parada y transitorios por movimientos anómalos de las barras de control, con diferencias aceptables.

En las figuras 11 y 12 se recogen las curvas calculadas del valor diferencial e integral de todas las barras de control en parada rápida (scram), de interés en los análisis de transitorios y accidentes.

El acuerdo es muy bueno en los dos primeros casos y en el penúltimo, pudiendo deberse las diferencias en los otros casos a las incertidumbres en la medida de la concentración del Boro o a desequilibrios del Xenon.

Distribuciones radiales y axiales de potencia a varios niveles de potencia y quemados.

En las figuras 13 a 18 se recogen las potencias relativas por elemento combustible y sus desviaciones respecto a los valores de las medidas in-core, así como las distribuciones axiales relativas de la potencia en el núcleo, también calculadas y medidas, a varios niveles de

potencia (30 %, 75 % y 100 %) y quemados al principio del primer Ciclo de C. N. Almaraz, correspondientes a los casos 1.º, 4.º y 5.º del apartado precedente.

El acuerdo obtenido es muy aceptable, especialmente en las potencias por elemento al 75 y 100 % de potencia (con desviaciones cuadráticas medias del 2 % y máximas del 5 %), así como en las distribuciones axiales al 30 y 75 %. Las diferencias algo mayores en las potencias por elemento al 30 % (figura 13) pueden ser debidas tanto a la variación de los albedos con la densidad media del núcleo en SIMULA-3, como el proceso de las medidas in-core con mapas de referencia de plena potencia. El desplazamiento de la distribución axial calculada al 100 % de potencia (figura 18) hacia el fondo del núcleo, respecto a la medida, puede ser debido al tratamiento termohidráulico simplificado del simulador de la redistribución del Xenon, bien por su tratamiento en el simulador o por su situación durante la medida en una condición de no equilibrio completo.

Coefficiente de potencia por Doppler a BOL.

El coeficiente de potencia por Doppler solo, se calcula a BOL, sin Xenon, con SIMULA-3 a varios niveles de potencia, manteniendo constante la temperatura media del agua en el núcleo (para anular la contribución isoterma). Los resultados se recogen en la figura 19 junto con los de las medidas experimentales, mostrando un coeficiente Doppler de potencia calculado menos negativo que el medido en unas 0,4 pcm/% potencia, al 25 % de nivel de potencia del núcleo, y en unas 0,2 pcm/% al 100 % de potencia.

CALCULOS Y ANALISIS DEL DISEÑO DEL CICLO 1 DE PWR

Se han completado los cálculos del núcleo para el análisis del diseño del Ciclo 1 de PWR de 900 MWe, presentados en su mayor parte en las Refs. 25 y 26 utilizando el simulador nodal en un grupo SIMULA-3, con cuatro nodos por elemento combustible y 34 nodos axiales, y con factores de transporte y albedos determinados explícitamente con CONCON y CONAXI a partir de las soluciones de difusión detallada del núcleo a BOL-HZP del cuarto de núcleo. Los resultados más significativos son los siguientes:

Reactividad y distribución de potencia a BOL, HZP sin Xenon con todas las barras insertadas menos la más reactiva.

A la concentración crítica de Boro a BOL-HZP-ARO (1.322 ppm), se ha calculado una reactividad de parada para la inserción de todas las barras de 8.842 pcm y de 7.105 pcm para la inserción de todas las barras menos la más reactiva atascada (H-14), lo que da un valor de 1.737 pcm para la peor barra atascada. Estas reactividades de parada calculadas con SIMULA-3 son un 10 % inferiores a los valores del diseño nuclear del fabricante de 9.820, 7.830 y 1.990 pcm, respectivamente.

La potencia máxima relativa ($F_{\Delta H}^N$) calculada con SIMULA-3, afectando a las potencias por cuarto de elemento del factor local calculado en ese nodo por VENTURE-TRACA, para esta configuración ARI-H14 a 1.322 ppm es de 14,64, un 6,8 % inferior al valor del diseño nuclear (15,71).

La distribución de potencia relativa por elemento calculada por el 1/2 núcleo en esta configuración ARI-H14, se recoge en la figura 20 con las desviaciones respecto a la del fabricante. El acuerdo es muy bueno para esta configuración extrema con grandes gradientes del flujo neutrónico, con una desviación cuadrática media del 5,3 % y desviación relativa del 4,4 % en el elemento con mayor potencia.

Variación del Boro crítico con el quemado nominal del Ciclo 1

En la figura 21 se ha recogido la variación del Boro crítico con el quemado nominal del Ciclo, a plena potencia (HFP), sin barras (ARO) y con Xenon de equilibrio, recogiendo con círculos los valores calculados con SIMULA-3 usando cuatro nodos por elemento, 34 nodos axiales y factores de transporte y albedos explícitos de CONCON y CONAXI, en línea continua los valores obtenidos con SIMULA-3 usando un nodo por elemento, 17 nodos axiales y factores de transporte y albedos de AJUSTA, y en línea continua los valores del fabricante.

El acuerdo es muy bueno (dentro de 50 ppm) y la consistencia del SIMULA-3 con diferentes normalizaciones es evidente.

Distribuciones de potencia por elemento a lo largo del quemado nominal del Ciclo 1

En las figuras 22 a 25 se recogen las distribuciones de potencia relativa por elemento calculadas con SIMULA-3,

usando cuatro nodos por elemento, en cuatro condiciones a lo largo del quemado nominal del Ciclo 1, así como las desviaciones respecto a los valores del diseño nuclear del fabricante. A principio de vida (BOL) se consideran dos casos, a quemado O y HFP sin Xenon y a 150 MWd/t. Las diferencias sin Xenon son del 1,55 % en desviación cuadrática media y del 3,1 % máxima, observándose un desplazamiento hacia la periferia del núcleo en SIMULA-3. El acuerdo con Xenon de equilibrio a las cien horas es excelente con una desviación RMS del 0,8 % y máxima del 1,3 %. A MOL (6.000 MWd/t) la desviación RMS es sólo del 1,15 % y la máxima del 2,5 %, siendo más patente la redistribución de potencia con mayores valores en los elementos con absorbentes consumibles. En todos los casos, el acuerdo es destacablemente bueno, lo que revalida la adecuación del SIMULA-3 para cálculos del núcleo a lo largo de la operación.

Distribuciones axiales de potencia en el núcleo a BOL y EOL

En las figuras 26 y 27 se recogen las distribuciones axiales de la potencia media del núcleo a BOL (HFP, ARO, Eq. Xenon, 150 MWd/t) y EOL (HFP, ARO, Eq. Xenon, 14.450 MWd/t), calculadas por SIMULA-3 en la aplicación anterior, junto con las suministradas por el fabricante en el diseño nuclear. El acuerdo es también muy bueno, sin modificación de los factores de transporte y albedos «físicos y exactos» de CONAXI a lo largo del quemado.

CONCLUSIONES

Se han completado los cálculos y análisis de las pruebas de arranque y operación y del diseño del núcleo del primer ciclo de un PWR de 900 MWe, obteniéndose una extensa y muy satisfactoria demostración tanto de la capacidad del sistema de cálculo neutrónico empleado, como de la validación de su precisión, al haberse podido completar con eficiencia la totalidad de los cálculos necesarios y al haber obtenido unos resultados en excelente acuerdo con las medidas experimentales de las pruebas de arranque y operación y con los valores del diseño nuclear del fabricante.

REFERENCIAS

1. J. M. ARAGONES y C. AHNERT, *Métodos de Cálculo Neutrónico de Reactores Térmicos*, V Reunión Anual, Soc. Nucl. Española, Barcelona (1979).

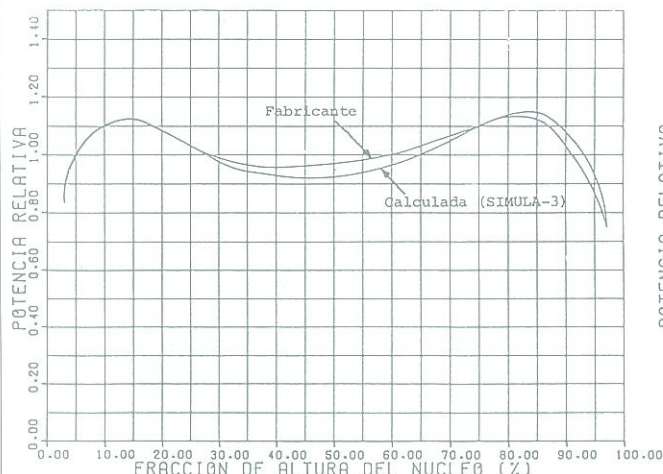


Figura 27.- Distribución axial de potencia en el núcleo a EOL, HZP, Eq. Xenon, ARO.

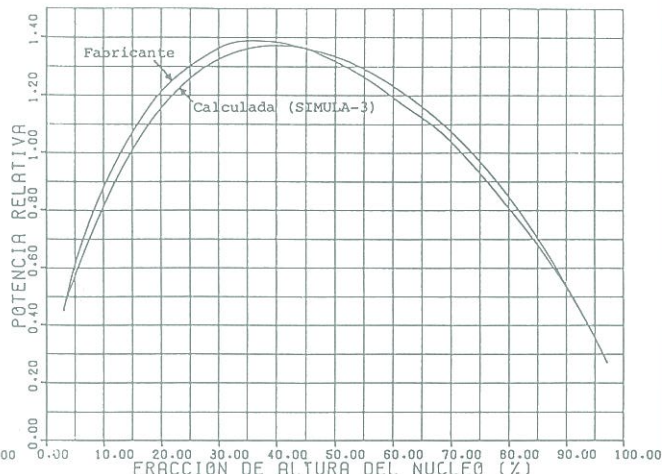


Figura 26.- Distribución axial de la potencia en el núcleo a BOL, HFP, Eq. Xenon, ARO.

2. J. M. ARAGONES, Cálculos Neutrónicos del Núcleo de PWR para Soporte de la Evaluación del Diseño y de la Operación, VI Reunión Anual, Soc. Nucl. Española, Madrid (1980).
3. C. AHNERT Y JOSE M. ARAGONES, Desarrollo de Métodos de Cálculo Neutrónico del Núcleo de Reactores PWR de 900 MWR, VI Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española, diciembre, 1980, Madrid.
4. J. M. ARAGONES y C. AHNERT, Desarrollos de Métodos de Cálculo Neutrónico del Núcleo de Reactores PWR, VII Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española, Madrid, diciembre, 1981.
5. J. R. ASKEW, F. J. FAYERS, y P. B. KEMSHILL, A General Description of the Lattice Code WIMS, Journal Brit. Nucl. Energy Soc., 5, 564 (1966).
6. J. R. VONDY, T. B. FOWLER y C. W. CUNNINGHAM, VENTURE, A Code Block for Solving Multigroup Neutronic Problems Applying the Finite Difference Diffusion Theory Approximation to Neutron Transport, ORNL-5062, Oak Ridge, Nat. Lab. (1975).
7. D. L. DELP et al, FLARE, a Three-Dimensional Boiling Water Reactor Simulator, GEAP-4598, General Electric Co (1964).
8. J. M. ARAGONES, Ciclon, A Neutronic Fuel Management Program for PWR's Consecutive Cycles, JEN-338, Junta de Energía Nuclear (1976).
9. J. M. ARAGONES, Nucl. Sci. Eng., 68, 281 (1978).
10. C. AHNERT, Programa WIMS-TRACA para Cálculo de Elementos Combustibles. Manual de Usuario y Datos de Entrada, JEN 461, Junta de Energía Nuclear (1980).
11. M. J. HALSALL, A Summary of WIMS D-4 Input Options, AEEW-M-1327, Atomic Energy Establishment, Winfrith (1980).
12. J.M. ARAGONES, Programa PREWIM para generación de los Datos Completos para WIMS-TRACA en los Elementos Combustibles de Reactores PWR, JEN Report to be published, Junta de Energía Nuclear (1982).
13. T. B. FOWLER, D. R. VONDY y G. W. CUNNINGHAM, CITATION: Nuclear Reactor Core Analysis Code, ORNL-TM-2496, Rev. 2 Oak Ridge Nat. Lab. (1971).
14. C. AHNERT, El Sistema de Códigos de Teoría de Difusión en Multigrupos VENTURE-TRACA. Información a sus Usuarios», JEN/TRC/A 10-80, Junta de Energía Nuclear (1980).
15. J. M. ARAGONES, SIMULA-3. A Three Dimensional PWR Core Simulator with Improved Transport Kernels and Neutronic Correlations, JEN Report to be published (1982).
16. Y. S. KIM, NUTRIX. A digital Computer Program for Three Dimensional Analysis of Time-Dependent Operating Reactors, NUS-657, Rev. 1, NUS Corporation (1972).
17. C. AHNERT y J. M. ARAGONES, «MELON-1, A Program to Calculate the NUTRIX Correlations for k and M², NUS Corporation (1971).
18. I. R. OLAVARRIA, Programa MELON-3 para Cálculo de los Coeficientes de la Correlaciones del Programa SIMULA-3, JEN/T-CR/A 04-82, Junta de Energía Nuclear (1982).
19. J. M. ARAGONES, Programa AJUSTA para Ajuste Optimo de los Parámetros del Simulador Nodal de PWR, JEN report to be published (1982).
20. J. M. ARAGONES y C. AHNERT, Programa CONCON para Determinación Explícita de los Factores de Corrección del Transporte del Simulador Nodal de PWR, JEN report to be published (1982).
21. J. M. ARAGONES, J. M. MARTINEZ-VAL y M. R. CORELLA, Métodos y Programas de Cálculo para Gestión del Combustible en PWR, JEN-338, Junta de Energía Nuclear (1976, and Nucl. Technology, 34, 398 (1977).
22. C. AHNERT y J. M. ARAGONES, CARMEN: modelo de cálculo del núcleo de reactores de agua a presión, Energía Nuclear, 26 (135, 3-11 (1982).
23. I. R. OLAVARRIA, Resultados de los Cálculos Neutrónicos de Quemado y Recarga de Combustible de un Reactor PWR de 900 MWe, VI Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española, Madrid (1980).
24. J. G. SANTAMARIA, Resultados de los Cálculos Neutrónicos de los Elementos Combustibles y del Núcleo a principio de vida de un Reactor PWR de 900 MWe, VI Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española, Madrid (1980).
25. J. G. SANTAMARIA, I. R. OLAVARRIA, J. M. ARAGONES y C. AHNERT, Cálculos Neutrónicos del Núcleo de un PWR de 900 MWe a Principio de Vida y Potencia cero, VII Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española, Madrid (1981).
26. I. R. OLAVARRIA, J. G. SANTAMARIA, J. M. ARAGONES y C. AHNERT, Cálculos Neutrónicos del Núcleo de un PWR de 900 MWe a Potencia en el Primer Núcleo, VII Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española, Madrid (1981).
27. J. M. CALLEJA y L. G. ACUYO, Pruebas Físicas del Reactor de C. N. Almaraz, Unidad I, VII Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española, Madrid (1981).

AGRADECIMIENTO

Los autores agradecen a C. N. Almaraz el suministro de los resultados de las pruebas nucleares de arranque y de la operación al comienzo del primer Ciclo de la Unidad I cuya calidad y utilidad ha sido evidente.