

## SÍNTESIS MODAL DE LAS LECTURAS DE DETECTORES IN-CORE PARA MAPEO DE FLUJO NEUTRÓNICO EN CENTRALES NUCLEARES

Martín S. Silva<sup>a</sup>, Marcelo E. Pomerantz<sup>b</sup> y Javier E. Villar<sup>c</sup>

<sup>a</sup>Departamento Física y Análisis, Nucleoeléctrica Argentina S.A., Arribeños 3619, 1429 Buenos Aires, Argentina, [msilva@na-sa.com.ar](mailto:msilva@na-sa.com.ar), <http://www.na-sa.com.ar>

<sup>b</sup>Departamento Seguridad Nuclear, Central Nuclear Embalse, Camino a La Cruz S/N, 5856 Embalse, Argentina, [mpomerantz@na-sa.com.ar](mailto:mpomerantz@na-sa.com.ar)

<sup>c</sup>División Física y Estrategia del Núcleo, Central Nuclear Embalse, Camino a La Cruz S/N, 5856 Embalse, Argentina, [jvillar@na-sa.com.ar](mailto:jvillar@na-sa.com.ar)

**Palabras Clave:** mapeo, flujo, detectores, neutrones, potencia, reactor, autofunción, difusión.

**Resumen.** Se desarrolla un método general para el mapeo de flujo neutrónico en tiempo real, basado en las mediciones de los detectores *in-core*, aplicable a centrales nucleares con recambio de combustible continuo.

El método presentado se basa en la posibilidad de expandir la distribución de flujo del reactor en una serie de distribuciones conocidas de antemano. En particular, se utilizan las autofunciones de la ecuación de difusión de neutrones, en la geometría real del reactor, para propiedades de los materiales promediadas en el tiempo. Estas autofunciones se obtienen mediante cálculo numérico con un programa realizado *ad hoc*.

El método implementado permite construir, mediante ajuste de mínimos cuadrados, una matriz de expansión independiente de las lecturas de detectores. Esta matriz se calcula por única vez. Luego, el flujo neutrónico en un conjunto de puntos de interés del reactor, se obtiene como producto de esta matriz por el vector de mediciones. El método es muy veloz resultando ideal para el cálculo en tiempo real.

Los efectos correspondientes a mecanismos variables de reactividad (barras de control o controladores líquidos) son tenidos en cuenta por medio de métodos perturbativos, considerando que el efecto en la distribución de flujo debido a la acción del mecanismo de control es esencialmente independiente de la distribución de quemados. Adicionalmente, se implementa un método de corrección de la distribución de potencia por efecto del quemado del núcleo. Esta corrección involucra un cálculo periódico del estado del reactor aplicando teoría de difusión. Normalmente, este cálculo se debe realizar luego de un recambio de combustible.

Los resultados de los tres pasos se combinan para obtener la distribución de flujo térmico y, con ella, la de potencia instantánea del reactor.

Se presentan dos implementaciones; una actualmente utilizada en la Central Nuclear Embalse (CNE) y otra que será utilizada en la Central Nuclear Atucha II. Se muestra, a través de comparación con mediciones y simulación, que el método desarrollado es robusto y provee estimaciones muy precisas de la distribución de potencia para condiciones de operación diversas.

## 1. INTRODUCCIÓN

La distribución de potencia generada en el núcleo es un parámetro de ingeniería fundamental para el seguimiento de la operación de un reactor nuclear. Su conocimiento es necesario para verificar algunos límites de seguridad y para el seguimiento detallado del consumo y rendimiento energético del combustible. Sin embargo, es una magnitud que no se puede medir directamente sino que debe estimarse por medio de cálculo o a partir de otras mediciones disponibles en planta.

Desde el punto de vista del seguimiento de los elementos combustibles, en las centrales nucleares argentinas, la distribución de potencia se calcula generalmente con el programa de cálculo numérico **PUMA** (Grant, 2005) y los resultados obtenidos son comparados con mediciones de planta a modo de verificación.

Para la vigilancia de los límites de seguridad, sin embargo, el problema se trata de diferentes maneras. El reactor de la Central Nuclear Atucha I (CNA) es bastante pequeño en dimensiones neutrónicas por lo que se puede asumir que no hay efectos espaciales importantes dentro del núcleo; como máximo, pequeños desbalances axiales que se corrigen insertando o extrayendo apenas algún banco de barras de control. Entonces, alcanza con una observación integral utilizando detectores fuera del núcleo con una adecuada calibración para inferir el nivel de potencia en los canales más exigidos.

El reactor de la Central Nuclear Embalse (CNE), en cambio, tiene un gran tamaño lo que favorece la generación de oscilaciones espaciales tanto axiales como azimutales y radiales. Esto significa que, aún teniendo un nivel de potencia total estable, la generación de potencia local puede cambiar de una zona a otra del núcleo. Para evitar esto, se debe llevar adelante una estrategia de control compleja que tenga información de diferentes zonas del reactor. Partiendo de esa premisa, se distribuyen en el núcleo 102 detectores de flujo neutrónico *in-core* que permiten realizar un mapeo *on-line* de la distribución de flujo basado en *software*. De esta manera, se dispone tanto de potencias promedio zonales como de valores de potencia en un gran número de elementos combustibles, instante a instante.

El reactor de Atucha II (CNA-II) comparte con el de CNE su gran tamaño y, por lo tanto, la presencia de oscilaciones espaciales de la distribución de potencia. La estimación de potencias zonales, sin embargo, no se basa en un mapeo de flujo sino directamente en la calibración de sus 90 detectores *in-core* de modo tal que indiquen de manera conservativa cual es la potencia lineal máxima en su vecindad. Adicionalmente, se cuenta con un programa de procesos, llamado **PODESY** (Silva, 2012), que calcula regularmente la distribución de potencia basándose directamente en las mediciones de los detectores *in-core* pero sin tomar acción directa sobre la planta sino como respaldo o verificación de las estimaciones hechas por *hardware*.

El programa de mapeo de flujo implementado en la CNE se denomina **FLUXMAP** (Hinchley y Kugler, 1974) y se basa en la expansión de la distribución de flujo neutrónico usando las soluciones de la ecuación de difusión de neutrones en la geometría real del reactor, teniendo en cuenta todas las heterogeneidades explícitamente para propiedades de los combustibles y de los mecanismos de control de reactividad promediadas en el tiempo.

Adicionalmente, se utiliza una versión del mapeo fuera de línea para verificar los cálculos realizados con **PUMA**. Esta versión fuera de línea, llamada **CORAL** (Pomerantz, 2001), incorpora la representación de las condiciones instantáneas del reactor, tanto en el estado del combustible como de los elementos de control.

En CNA-II, la implementación del programa **PODESY** también se basó en **FLUXMAP**, i.e. representa la distribución de flujo como superposición de los armónicos superiores de la

ecuación de difusión en la geometría real del reactor y propiedades promediadas en el tiempo, pero agrega una representación de las heterogeneidades instantáneas basada en métodos perturbativos, adecuada para el cálculo en tiempo real.

En este trabajo se presentan las características generales del mapeo de flujo, se comparan las implementaciones **CORAL** y **PODESY** y se presentan algunos resultados de comparaciones con mediciones para el primero y con cálculos para el segundo.

### 1.1. Distribución de flujo neutrónico en estado estacionario

La potencia generada en una zona de material combustible está directamente relacionada con el flujo neutrónico de manera que presentaremos primero el modelo matemático que describe la distribución de flujo neutrónico en el reactor.

El comportamiento de los neutrones en un medio material está descrito de manera general por la ecuación de transporte de Boltzman. Sin embargo, para el caso de reactores nucleares térmicos, como es nuestro caso de estudio, se puede aplicar la aproximación de difusión a dos grupos de energía.

El sistema de ecuaciones a dos grupos de energía para todo el reactor es el siguiente:

$$\begin{cases} -\vec{\nabla} \cdot D_1(\vec{r})\vec{\nabla}\phi_1(\vec{r}) + \Sigma_{a1}(\vec{r})\phi_1(\vec{r}) &= \frac{1}{k} \left[ \nu\Sigma_{f1}(\vec{r})\phi_1(\vec{r}) + \nu\Sigma_{f2}(\vec{r})\phi_2(\vec{r}) \right] \\ &+ \Sigma_{12}(\vec{r})\phi_2(\vec{r}) \\ -\vec{\nabla} \cdot D_2(\vec{r})\vec{\nabla}\phi_2(\vec{r}) + \Sigma_{a2}(\vec{r})\phi_2(\vec{r}) &= \Sigma_{21}(\vec{r})\phi_1(\vec{r}) \end{cases} \quad (1)$$

Donde los subíndices 1 y 2 denotan grupos rápido y térmico respectivamente, los  $\phi_i$  son los flujos, los  $\Sigma_{ai}$  las secciones eficaces de absorción,  $\Sigma_{ij}$  las de transferencia entre grupos,  $\Sigma_{fi}$  las de fisión,  $\nu$  el número de neutrones producidos por fisión y  $D_i$  los coeficientes de difusión. Por último,  $k$  es el factor de multiplicación del reactor y es una medida de cuán cerca se está de la criticidad ( $k = 1$ ), condición de estado estacionario.

El sistema debe cumplir, además, que el flujo de cada grupo se anula en el borde extrapolado  $\partial V_i^1$  correspondiente:

$$\phi_1(\partial V_1) = 0; \quad \phi_2(\partial V_2) = 0 \quad (2)$$

Si definimos el operador de fugas  $-\vec{\nabla} \cdot D_g \vec{\nabla}(\cdot)$  podemos escribir la (1) en forma matricial:

$$\begin{bmatrix} \Sigma_{a1} - \vec{\nabla} \cdot D_1 \vec{\nabla} & -\Sigma_{12} \\ -\Sigma_{21} & \Sigma_{a2} - \vec{\nabla} \cdot D_2 \vec{\nabla} \end{bmatrix} \begin{bmatrix} \phi_1(\vec{r}) \\ \phi_2(\vec{r}) \end{bmatrix} = \frac{1}{k} \begin{bmatrix} \nu\Sigma_{f1} & \nu\Sigma_{f2} \\ 0 & 0 \end{bmatrix} \begin{bmatrix} \phi_1(\vec{r}) \\ \phi_2(\vec{r}) \end{bmatrix}$$

o bien, en forma compacta:

$$\underline{R}(\vec{r}) \vec{\phi}(\vec{r}) = \frac{1}{k} \underline{P}(\vec{r}) \vec{\phi}(\vec{r}) \quad (3)$$

donde  $\underline{R}$  y  $\underline{P}$  son las matrices de remociones y producciones respectivamente.

La ecuación (3) así planteada, cuyas incógnitas son  $\vec{\phi}(\vec{r})$  y  $k$ , es un problema de autovalores y, en principio, existen infinitos pares  $\{\vec{\phi}; k\}$  que la satisfacen.

Se puede probar que los autovalores  $\lambda = 1/k$  de este problema son todos positivos y crecientes, es decir que los  $k$  son decrecientes. También se verifica que la autofunción correspondiente al primer autovalor es positiva en todo el dominio mientras que las demás tienen cruces

<sup>1</sup>El borde extrapolado  $\partial V_g$  es un recurso matemático que depende de la energía por lo que es distinto para cada grupo  $g$ .

por cero. Desde un punto de vista físico, la solución del problema estacionario debe ser la autofunción correspondiente al autovalor menor ya que el flujo de neutrones es una densidad (o cantidad por unidad de volumen) y debe ser positiva. Luego, el factor de multiplicación del sistema es la inversa del autovalor menor.

Durante una evolución no estacionaria pueden aparecer componentes de las autofunciones con autovalores menores, es decir, armónicos superiores pero como esos armónicos son subcríticos ( $k < 1$ ), se extinguen con el tiempo llevando al sistema nuevamente a su modo fundamental.

## 1.2. Distribución de potencia generada

Una vez conocida la distribución de flujo, la potencia generada en un volumen  $V$  de combustible se obtiene como:

$$P = \int_V \sum_{g=1}^2 \kappa_g \Sigma_{fg}(\vec{r}) \phi_g(\vec{r}) dV. \quad (4)$$

Donde  $\kappa_g \approx 200 \text{ MeV}$ , es la energía promedio liberada por cada fisión producida por un neutrón del grupo de energía  $g$ .

## 1.3. Aspectos no estacionarios de la operación del reactor

La condición de criticidad se cumple para una combinación particular de los materiales combustibles, moderadores y absorbentes. Sin embargo, debido a la operación misma del reactor, esa combinación de materiales va cambiando: el material combustible se consume y, para mantener la condición de criticidad, se deben extraer absorbentes si es posible o agregar nuevo material físil. En los siguientes párrafos se describen cualitativamente este y otros procesos que ocurren durante la operación del reactor, afectando la distribución estacionaria de potencia del núcleo.

### Quemado del combustible

El quemado (o consumo del material físil) del combustible, produce un cambio lento pero permanente tanto en el factor de multiplicación como en la distribución de los neutrones en el núcleo. Para mantener el reactor crítico, esta pérdida de material físil -y por lo tanto, de producción de neutrones- tiene que ser compensada con la disminución de la cantidad de absorbentes, por ejemplo, extrayendo barras de control en CNA/CNA-II o bajando el nivel de agua liviana en los controladores líquidos de CNE. Llegado cierto punto, la extracción de absorbentes no alcanza para compensar el déficit de material físil y, por lo tanto, se debe cambiar un elemento combustible quemado por uno fresco.

### Gestión de combustible

La gestión de combustible consiste en elegir los canales a recambiar de modo de mantener la distribución de potencia del núcleo dentro de parámetros establecidos y tratando de maximizar la energía que se les extrae a los elementos combustibles, es decir el quemado medio de extracción.

Cada combustible permanece en el canal un determinado tiempo, relacionado con el nivel de potencia al que es irradiado, hasta que alcanza cierto nivel de quemado predefinido. En general, ese nivel está relacionado con el rendimiento en la generación de energía. Una vez alcanzado el quemado deseado, el combustible puede ser trasladado a una posición en la que su eficiencia

energética mejore o extraído del núcleo, dependiendo la estrategia. Este proceso es optimizado mediante la definición de una estrategia de recambios.

La implementación de este tipo de estrategia permite obtener una distribución de potencia plana, que permite una mejor utilización del combustible. El recambio de combustibles en los reactores de uranio natural se lleva a cabo diariamente sin detener la operación. En CNE se recambian del orden de 2 canales por día mientras que en CNA-II se espera recambiar tres elementos combustibles cada dos días aproximadamente.

### **Recambio de combustible**

El recambio de combustible produce una alteración en la población local de los neutrones debido al cambio abrupto en los materiales. En general es deseable que la distribución de potencia se halle lo más pareja posible para que la producción de energía en todos los combustibles sea similar y, además, para evitar potencias elevadas en zonas reducidas. Para ello, los elementos de control deben reacomodarse levemente de modo de compensar el incremento local de la población neutrónica y el cambio en el factor de multiplicación.

### **Cambios en los mecanismos de reactividad**

Las principales funciones de los mecanismos de reactividad o elementos de control son compensar los cambios en el factor de multiplicación debidos al quemado y al recambio y controlar distorsiones en la distribución global de potencia.

En las centrales Atucha, los mecanismos de reactividad son barras absorbentes de acero y/o hafnio, que se introducen o extraen en el núcleo a lo largo de tubos guía. En los Candú, el control zonal de reactividad y potencia se realiza mediante inyección o drenaje de agua liviana en contenedores llamados controladores zonales o zonas líquidas.

El efecto inmediato cuando actúan los mecanismos de reactividad es bien localizado, es decir que ocurre en su vecindad. Sin embargo, como el sistema se mantiene crítico y la población total de neutrones no cambia, un déficit local de neutrones en una zona implica un incremento necesario en otra por lo que la distribución global de neutrones también se termina modificando.

### **Productos de fisión absorbentes**

Uno de los procesos más importantes relacionados con la criticidad es la presencia de algunos productos de fisión altamente absorbentes de neutrones (llamados venenos neutrónicos) como el xenón-135 ( $Xe^{135}$ ) que aparece como un producto secundario de fisión y también como producto de decaimiento del yodo-135 ( $I^{135}$ ), otro producto de fisión. Como, a la vez, tiene un decaimiento beta con un periodo de 9.2 hs aproximadamente, la cantidad de xenón en el reactor depende de la población neutrónica.

Para un dado nivel de potencia constante en el tiempo, la concentración de xenón queda definida por el balance entre la tasa de producciones, tanto por fisiones directas como por decaimiento del yodo, y el ritmo de pérdidas, definido por la suma de las destrucciones por captura neutrónica y los decaimientos. Por lo tanto, cualquier cambio en la población global de neutrones producirá un cambio en la concentración de equilibrio de xenón. Dicho cambio es relativamente lento debido a las constantes de tiempo de decaimiento del orden de las horas del xenón y del yodo. Más aún, si se produce una disminución local en la concentración de xenón, por ejemplo debido a un recambio de combustible, entonces la población neutrónica aumentará en esa zona debido a la disminución de material absorbente. Ese cambio producirá un aumento

inmediato en la concentración de yodo y, luego de unas horas, un aumento en la concentración de xenón producto del decaimiento del yodo acumulado. A partir de ese momento, la situación se revierte: al haber más absorbente, disminuye la población neutrónica. Suponiendo que se mantiene constante la población neutrónica de todo el reactor, el defecto o exceso local de neutrones que haya en la zona debido a estas fluctuaciones será compensado por neutrones de otras zonas que variarán también su población y por lo tanto, la concentración de xenón.

Este juego entre el nivel de xenón y la población neutrónica local se denomina oscilación de xenón y es un proceso lento con entre 18 y 20 horas de período. En reactores pequeños, este fenómeno es poco relevante debido a la baja relación entre la distancia de migración de los neutrones y las dimensiones del reactor; pasado cierto tiempo, las oscilaciones se extinguen. Sin embargo, en reactores de gran tamaño las oscilaciones pueden amplificarse con el paso del tiempo y deben ser controladas.

### **Cambios en los parámetros termo-hidráulicos de la planta**

Finalmente, existen fenómenos relacionados con los sistemas del moderador y el refrigerante; fenómenos térmicos e hidráulicos que hacen también que la distribución de los neutrones pueda cambiar. Las secciones eficaces dependen de la temperatura y de la densidad del material por lo que los cambios de estos parámetros que ocurren en el refrigerante y en el moderador claramente afectan a la población neutrónica. Incluso, en ocasiones, pueden ser usadas como parámetros de control.

### **Un sistema completamente acoplado**

Hasta aquí se han descrito separadamente un conjunto de procesos que afectan, no sólo la condición de criticidad sino la distribución de potencia en el reactor durante su operación. Todos estos procesos, sin embargo, ocurren simultáneamente, unos como consecuencia de otros. El núcleo del reactor es un sistema complejo completamente acoplado donde el quemado hace mover los elementos de control, ese movimiento provoca desbalances de la distribución neutrónica y éstos, a su vez, provocan oscilaciones de xenón que deben ser mitigadas con nuevas acciones de control. Simultáneamente, los cambios de potencia local producen cambios en la densidad y la temperatura del refrigerante, los que producen fluctuaciones en la absorción de neutrones, en las fisiones y en la potencia generada en cada combustible.

Es importante tener en mente que todos los procesos inyectan una realimentación al circuito de modo que debe haber un sistema de vigilancia y control robusto.

## **2. MAPEO DE FLUJO**

A continuación describiremos el método utilizado para la obtención de distribuciones espaciales de flujo y potencia realistas del reactor, basadas en las lecturas de los detectores *in-core*, utilizando como base las autofunciones características del reactor.

En la próxima sección se desarrolla el método general para calcular la matriz de expansión de las lecturas de detectores con que se obtiene la distribución global de flujo. En secciones posteriores se discuten distintas implementaciones para representar los efectos heterogéneos variables como son los mecanismos de reactividad y el recambio de combustibles.

## 2.1. Expansión del flujo en los detectores a todo el reactor

Haciendo un paralelismo con las Series de Fourier, podemos proponer que la distribución instantánea de flujo del núcleo se puede representar como combinación lineal de autofunciones del problema de difusión estacionario.

Inicialmente, supondremos que la distribución de quemados es conocida e invariante. En particular, utilizaremos una distribución de quemados promediada en el tiempo. De la misma manera, asumiremos que los mecanismos de control se hallan en una configuración nominal y no se mueven. El objetivo de esta primera aproximación al problema es obtener una formulación que permita obtener la distribución de flujo instantánea del reactor considerando únicamente efectos globales como, por ejemplo, las oscilaciones de xenón.

Conocidas las primeras  $N_f$  autofunciones del problema, podemos aproximar el flujo térmico en un punto  $\vec{r}$  cualquiera del reactor como:

$$\phi_2(\vec{r}) \approx \sum_{j=1}^{N_f} \psi_{2,j}(\vec{r}) c_j \quad (5)$$

Los  $\psi_{2,j}(\vec{r})$  son las componentes del grupo térmico de cada autofunción evaluada en  $\vec{r}$  y los  $c_j$ , los coeficientes correspondientes de la combinación lineal.

Este desarrollo debe valer para cualquier punto del espacio, en particular, para las posiciones de los detectores de flujo, es decir:

$$\phi_d = \sum_{j=1}^{N_f} \psi_{2,j}(\vec{r}_d) c_j \quad d = 1, 2, \dots, N_d \quad (6)$$

El subíndice  $d$  indica cada uno de los  $N_d$  puntos o detectores en que se conoce el flujo. En forma matricial se puede escribir:

$$\vec{\phi}_{N_d \times 1} = \underset{=N_d \times N_f}{\psi} \cdot \vec{c}_{N_f \times 1} \quad (7)$$

Los subíndices indican las dimensiones de cada matriz.

Conocidas las autofunciones  $\psi_{2,j}$  y los flujos  $\phi_d$  en cada detector, nos resta conocer los coeficientes  $c_j$ . Cuando  $N_d$  es igual a  $N_f$  la matriz es cuadrada y, si  $\underset{=N_d \times N_f}{\psi}$  es invertible, los coeficientes se obtienen fácilmente como:

$$\vec{c}_{N_f \times 1} = \left[ \underset{=N_d \times N_f}{\psi} \right]^{-1} \cdot \vec{\phi}_{N_d \times 1} \quad (8)$$

En general,  $N_d$  es distinto de  $N_f$  y el sistema, por lo tanto, queda sub- o sobredimensionado. En estos casos, no siempre es posible encontrar un conjunto de coeficientes  $c_j$  que satisfagan exactamente la ecuación (6) y hay que recurrir a métodos aproximados.

### Mínimos cuadrados

Obtendremos los coeficientes de la expansión utilizando un ajuste por el método de los mínimos cuadrados. Es decir, buscamos los coeficientes  $c_j$  que minimizan el error cuadrático medio en la estimación de los flujos en los detectores:

$$\varepsilon^2 = \sum_{d=1}^{N_d} w_d^2 \left( \phi_d - \sum_{j=1}^{N_f} \psi_{dj} c_j \right)^2 = \text{mín} \quad (9)$$

Los coeficientes de peso  $w_d$  permiten asignarle diferente importancia a cada detector. En nuestro caso, asumiremos que todos los detectores tienen la misma importancia, con lo que  $w_d = 1$ . Luego, reescribiendo la anterior en forma matricial obtenemos:

$$\left( \vec{\phi}_{n_d \times 1} - \underline{\psi}_{N_d \times N_f} \cdot \vec{c}_{N_f \times 1} \right)^T \cdot \left( \vec{\phi}_{n_d \times 1} - \underline{\psi}_{N_d \times N_f} \cdot \vec{c}_{N_f \times 1} \right) = \text{mín} \quad (10)$$

La condición de mínimo se obtiene derivando con respecto a los coeficientes buscados e igualando a cero:

$$\vec{c}_{N_f \times 1} = \left( \underline{\psi}_{N_f \times N_d}^T \cdot \underline{\psi}_{N_d \times N_f} \right)^{-1} \cdot \underline{\psi}_{N_f \times N_d}^T \cdot \vec{\phi}_{N_d \times 1} = \underline{H}_{N_f \times N_d} \cdot \vec{\phi}_{N_d \times 1} \quad (11)$$

En la última igualdad hemos introducido la matriz de ajuste:

$$\underline{H}_{N_f \times N_d} = \left( \underline{\psi}_{N_f \times N_d}^T \cdot \underline{\psi}_{N_d \times N_f} \right)^{-1} \cdot \underline{\psi}_{N_f \times N_d}^T \quad (12)$$

El producto de esta matriz por el vector de flujos en los detectores permite obtener los coeficientes del ajuste óptimo respecto a mínimos cuadrados. Nótese que  $\underline{H}$  es independiente del estado del reactor.

### Distribución global de flujo

La combinación lineal con coeficientes  $c_j$  debe valer también para cualquier punto  $\vec{r}_i$  del reactor. Por lo tanto, usando las autofunciones evaluadas en esos puntos, podemos escribir para el flujo térmico:

$$\phi_i = \sum_{j=1}^{N_f} \psi_{2,j}(\vec{r}_i) c_j \quad i = 1, 2, \dots, N_p \quad (13)$$

$N_p$  es la cantidad de puntos en los que se desea conocer el flujo. En forma matricial, podemos escribir:

$$\vec{\phi}_{N_p \times 1} = \underline{\psi}_{N_p \times N_f} \cdot \vec{c}_{N_f \times 1} \quad (14)$$

Si aplicamos el resultado de la (11) en la anterior se obtiene:

$$\vec{\phi}_{N_p \times 1} = \underline{\psi}_{N_p \times N_f} \cdot \vec{c}_{N_f \times 1} = \underline{\psi}_{N_p \times N_f} \cdot \underline{H}_{N_f \times N_d}^T \cdot \vec{\phi}_{N_d \times 1} = \underline{N}_{N_p \times N_d} \cdot \vec{\phi}_{N_d \times 1} \quad (15)$$

En el miembro de la derecha ha quedado expresado el vector de flujos en los puntos de interés en términos del vector de flujos en los detectores y la matriz de expansión:

$$\underline{N}_{N_p \times N_d} = \underline{\psi}_{N_p \times N_f} \cdot \underline{H}_{N_f \times N_d}^T$$

Este último resultado es muy importante ya que nos dice que se puede obtener el flujo en un conjunto de puntos de interés del reactor realizando el producto entre la matriz  $\underline{N}$ , calculada de antemano, y el vector de lecturas en los detectores.

La matriz de expansión  $\underline{N}$  sólo depende de los valores de las autofunciones en los puntos elegidos y en los detectores. Esto hace que sea invariante en el tiempo a menos que cambien las propiedades del reactor en equilibrio y, por lo tanto, las funciones de expansión. Así,  $\underline{N}$  se calcula una sola vez para un conjunto de detectores y de puntos fijos del reactor y no cambia.

En nuestro desarrollo estaremos interesados en los flujos promedio en distintos trozos o secciones axiales de cada canal de combustible.

## 2.2. Cambios en la constitución del reactor

El modelo detallado en la sección anterior asume que el reactor es siempre el mismo. Cualquier cambio en la distribución de quemados o en los elementos de control sólo será tenido en cuenta por el efecto que causen en la distribución global de flujo. Aquellos efectos localizados no serán representados.

Esa filosofía es válida si se está interesado en una visión integral o macroscópica del reactor; tal es el caso en **FLUXMAP**. Si, en cambio, se desea obtener un gran detalle de la distribución de flujo, por ejemplo a nivel de canal combustible, será necesario representar los cambios en la constitución del reactor, i.e. cambios en la distribución de quemados y en los mecanismos de reactividad.

El recambio de combustibles y el cambio de nivel de las zonas líquidas son perturbaciones moderadas a la distribución de flujo promedio por lo que pueden tratarse como simples correcciones. Las barras de control, por el contrario, constituyen la heterogeneidad más compleja ya que su actuación produce una gran distorsión en el flujo tanto local como globalmente. Una posibilidad es representar su movimiento mediante el principio de superposición.

## 2.3. Representación de las barras de control

El movimiento de las barras en general tiene dos efectos con distintas escalas de tiempo. A corto plazo, casi en forma inmediata, el movimiento de la barra produce una perturbación local en la distribución de flujo debido al aumento o disminución de absorción en su vecindad, según la barra se introduzca o extraiga respectivamente. A largo plazo, luego de un acomodamiento en las distribuciones de xenon y de las condiciones termohidráulicas del reactor, la distribución global de flujo se acomoda a la nueva inserción de barras. Este último efecto influye en las lecturas de todos los detectores y se ve reflejado, por tanto, en el ajuste con autofunciones. Por el contrario, el efecto local es de corto alcance y su influencia en los detectores puede ser muy pequeña.

En principio, las barras de control podrían introducirse en la expansión en serie como modos adicionales. Sin embargo, cada una de las barras de control puede moverse individualmente alejándose de su valor de referencia de manera que habría que agregar una cantidad muy grande de modos para configuraciones predeterminadas de las barras e interpolar posiciones intermedias.

En cambio, puede obtenerse una buena representación del movimiento de las barras utilizando el principio de superposición. Por medio de este método podemos relacionar las distribuciones de flujo de los siguientes estados del reactor:

- Configuración nominal de barras y distribución promediada de quemados (modo fundamental).
- Configuración instantánea de barras y distribución promediada de quemados.
- Configuración nominal de barras y distribución instantánea de quemados.
- Configuración instantánea de barras y distribución instantánea de quemados (incógnita).

Si  $b_0$  es la posición nominal de barras y  $q$  y  $q_0$  son las distribuciones instantánea y promediada de quemados respectivamente, el flujo neutrónico en cualquier posición  $\vec{r}$  del reactor con quemado  $q$  y posición arbitraria de barras  $b$  puede obtenerse como:

$$\phi(\vec{r}, q, b) = \frac{\phi(\vec{r}, q_0, b)}{\phi(\vec{r}, q_0, b_0)} \phi(\vec{r}, q, b_0) = f_b(\vec{r}, b) \phi(\vec{r}, q, b_0) \quad (16)$$

Los factores  $f_b$  son independientes de la distribución de quemados, del xenón y, hasta cierto punto, de la posición de las otras barras que están lo suficientemente lejos unas de otras como para que haya apantallamiento. Por lo tanto, se pueden calcular una única vez para la distribución de quemados promediada y usarlos para cualquier otro quemado. Al ser multiplicativo, el efecto de la perturbación de la barra será trasladado también a los armónicos. Para cada barra de control debe haber una familia de factores  $f_b$  calculados en cada sección axial de cada canal combustible y en cada detector.

Como el efecto que las barras producen en la distribución global de flujos es tenido en cuenta por esta corrección, es necesario descontar el efecto en las lecturas de los detectores antes de la expansión por autofunciones. De otra manera, se contaría dos veces el efecto.

#### 2.4. Efecto de la distribución real de quemados y de zonas líquidas

Si bien las perturbaciones locales por quemado y zonas líquidas son de segundo orden en una visión global, estamos interesados en obtener la distribución de potencia del núcleo con buena precisión. Por lo tanto, sus efectos deben ser considerados, sobre todo luego de los recambios de combustibles.

El modo más preciso de tener en cuenta estos efectos es el recálculo de las autofunciones y de la matriz de expansión. Sin embargo, esta alternativa no puede ser aplicada para un cálculo que se realiza en tiempo real. Introducimos, en cambio, un método aproximado de corrección de la distribución de flujo para tener en cuenta la distribución real de quemados.

Bajo la hipótesis de núcleo en equilibrio, podemos decir que la distribución de flujos del núcleo con cualquier distribución de quemados y niveles de zonas líquidas puede ser aproximada por la distribución de flujos promediada en el tiempo. La diferencia entre esa estimación y la distribución real de flujos es una función  $\Delta\phi(\vec{r})$  cuya integral puede considerarse nula y cuya amplitud máxima es no mayor al diez por ciento del valor de  $\phi$  en cada punto. Más aún, el efecto de la función  $\Delta\phi(\vec{r})$  puede extenderse a todos los armónicos si se aplica de forma multiplicativa como se hizo para las barras de control, definiendo el factor de corrección:

$$f_q(\vec{r}, q) = \frac{\phi(\vec{r}, q, b_0)}{\phi(\vec{r}, q_{TAV}, b_0)} = 1 + \frac{\Delta\phi(\vec{r}, q, b_0)}{\phi(\vec{r}, q_{TAV}, b_0)}$$

Parece entonces razonable utilizar el estado promediado en el tiempo y sus armónicos para realizar la expansión en serie del estado de referencia y luego corregir con el factor  $f_q(\vec{r}, q)$ .

La obtención de los factores  $f_q$  implica conocer de antemano la distribución de flujos para cada distribución instantánea de quemados y niveles de zonas líquidas. Sin embargo, a diferencia de las barras de control y debido al recambio constante, el rango de los estados del núcleo es infinito e impredecible. Resulta entonces necesario tener la capacidad de calcular la distribución instantánea de flujo durante la ejecución, aunque se debe llevar a un mínimo la cantidad de cálculos directos de flujo debido a lo costoso de los mismos.

El quemado local y los niveles de zonas líquidas varían solo marginalmente entre recambios de combustible y, desde el punto de vista de la distribución global de flujo, el efecto es despreciable. Los efectos importantes ocurren cuando se realiza una operación de recambio de combustible algunas pocas veces al día. Se propone, entonces, calcular (por diferencias finitas) el estado estacionario de flujo  $\phi(\vec{r}, q, b_0)$  luego de cada recambio y considerar que los factores  $f_q$  se mantienen constantes entre recambios.

Al igual que en el caso de las barras, el efecto de la distribución de quemados debe ser descontado de los detectores previo a la expansión en autofunciones.

### 3. IMPLEMENTACIÓN COMPUTACIONAL

Los programas **CORAL** y **PODESY** son dos implementaciones computacionales del mapeo de flujo expuesto hasta aquí. La principal diferencia entre ambos es el modo en que se implementan las correcciones por heterogeneidad. A continuación se describen las principales características de ambos programas.

#### 3.1. Programa PODESY

El programa **PODESY** fue desarrollado en lenguaje Fortran 95, para funcionar en tiempo real, bajo las siguientes premisas:

1. Programación a partir de módulos específicos, independientes e intercambiables.
2. Máxima flexibilidad en los parámetros y dimensiones de los bloques de datos.
3. Autonomía frente a datos de entrada.
4. Autonomía frente a datos externos.
5. Manejo total de posibles errores fatales en tiempo de ejecución.
6. Entrada de datos simple, clara y con formato libre.
7. Impresión de resultados personalizable.
8. Impresión de resultados en manera clara y comprensible, con facilidades para el post-procesamiento.

Así como los métodos matemáticos elegidos tienen como objeto obtener la mayor precisión en el cálculo, las bases de diseño enunciadas buscan lograr un programa robusto con alta disponibilidad.

Dada la necesidad de que se ejecute con gran frecuencia, los cálculos costosos deben ser llevados al mínimo. Por esa razón, las barras de control son tenidas en cuenta de forma perturbativa.

La densidad de potencia en cada trozo  $T$  de cada canal  $C$  se obtiene como la totalidad de fisiones que ocurren en ese volumen multiplicada por la energía liberada en cada fisión:

$$P(C, T) = \sum_{g=1}^2 \kappa \Sigma_{fg}(C, T) \Phi_g(C, T) \Delta V(C, T) \quad (17)$$

El proceso completo para calcular la distribución de potencia comienza por la obtención de los factores  $f_b$  y  $f_q$  para las configuraciones instantáneas de barras y quemados de modo de corregir los detectores:

$$\phi_d^c = \frac{\phi_d}{f_b(d) f_q(d)} \quad \forall d$$

Luego se realiza la expansión del flujo como si el reactor tuviese quemado promediado y barras en posición nominal:

$$\bar{\phi}(C, T, q_0, b_0) = \underline{N} \bar{\phi}_d^c$$

Finalmente, se incluye el efecto de las barras de control y el quemado instantáneo, obteniendo:

$$\Phi_2(C, T) = f_q(C, T) f_b(C, T) \bar{\phi}(C, T, q_0, b_0) \quad (18)$$

Como los detectores miden flujos térmicos, la distribución de flujo dada por la ecuación (18) corresponderá también a esa energía. Debido a la naturaleza del reactor, podría asumirse que toda la potencia es producida por las fisiones térmicas. Sin embargo, aproximadamente un diez por ciento de la potencia del reactor es producida por fisiones rápidas por lo que es importante tener en cuenta la contribución del flujo rápido.

El mismo cálculo detallado de flujo utilizado para obtener el factor de corrección por quemado  $f_q$  permite obtener la relación entre flujos rápidos y térmicos:

$$f_{12}(C, T, q) = \frac{\phi_1(C, T, q, b_0)}{\phi_2(C, T, q, b_0)} \quad (19)$$

Con ese factor, puede obtenerse una aproximación del flujo rápido a partir del flujo expandido a través de los detectores como:

$$\Phi_1(C, T) = f_{12}(C, T, q) \Phi_2(C, T) \quad (20)$$

Los parámetros correspondientes a secciones eficaces son datos del cálculo al aplicar la (17) para el cálculo final de la potencia.

### 3.2. Programa CORAL

El programa **CORAL** fue inicialmente desarrollado en FORTRAN 77 sobre la base del programa de mapeo de flujo *on-line* de la CNE, **FLUXMAP**, y recientemente fue rescrito en Fortran 95. Como base, utiliza las autofunciones pseudo-instantáneas conformadas de la siguiente manera:

- **Modo fundamental:** el flujo térmico calculado por **PUMA** para el estado instantáneo de quemados y controladores líquidos,  $\Phi_2|_{PUMA}$ .
- **Armónicos superiores:** armónicos geométricos de un reactor cilíndrico homogéneo desnudo,  $C_i$  multiplicados por la relación  $f_q$  entre el flujo térmico calculado por **PUMA**,  $\Phi_2|_{PUMA}$ , y el modo fundamental del cilindro,  $C_0$ .

Por lo tanto, antes de realizar un cálculo con **CORAL**, es necesario calcular para cada detector y cada punto de interés, el modo fundamental,  $\phi_0$ , con **PUMA** y luego, los armónicos superiores,  $\phi_i$ , como:

$$\phi_i = \frac{\Phi_2|_{PUMA}}{C_0} C_i$$

A continuación se genera la matriz  $\underline{N}$  para ese caso instantáneo y se expande el flujo en los detectores a todo el núcleo:

$$\phi(C, T) = \underline{N} \vec{\phi}_d$$

Utilizando los factores que resultan de hacer el cociente entre la potencia y el flujo térmico obtenidos por **PUMA** para cada combustible:

$$h(C, T) = \left. \frac{P(C, T)}{\Phi_2(C, T)} \right|_{PUMA}$$

finalmente, se obtiene la distribución de potencia:

$$P(C, T) = \phi(C, T)h(C, T)$$

El programa tiene la particularidad de construir los armónicos superiores a partir de las autofunciones geométricas de un reactor cilíndrico homogéneo desnudo en lugar de utilizar las autofunciones del reactor promediado en el tiempo. En ese proceso de construcción quedan incorporados los efectos de los controladores líquidos y el quemado ya que esa información está en el cálculo de **PUMA**. Además, a diferencia de **PODESY**, genera una matriz de expansión nueva con autofunciones instantáneas cada vez que calcula. Esto no es un problema para **CORAL** ya que no calcula en tiempo real sino que se usa para obtener la distribución de potencia en situaciones no estacionarias en donde el cálculo con **PUMA** es menos preciso.

## 4. RESULTADOS

En las próximas secciones se evalúa la bondad del mapeo de flujo implementado en cada uno de los programas presentados. En el caso de **CORAL**, se comparan lecturas de detectores y distribuciones de potencia medidas en planta y mapeadas. En el caso de **PODESY**, como al momento de la presentación de este trabajo CNA-II no opera a potencia, se comparan los mismos parámetros pero simulados con **PUMA** para condiciones no estacionarias.

### 4.1. CORAL: Gestion de combustible en CNE

En el marco de la actualización del modelo de cálculo en **PUMA** para CNE, con el objeto de representar adecuadamente el vaciado de canales combustibles, se realizó la simulación de un gran número de estados de planta tanto con **PUMA** como con **CORAL**. Las simulaciones realizadas fueron contrastadas contra las mediciones. En particular, se compararon las lecturas de los detectores de vanadio estimadas por ambos códigos con las medidas en planta. Una manera de comparar estos resultados es evaluando el error cuadrático medio o RMS de los 102 detectores.

En la Figura 1 se comparan los errores RMS obtenidos para **PUMA** y **CORAL** en función del tiempo para los casos analizados. Puede verse que **CORAL** provee una mejor estimación de los flujos en detectores con un error RMS del orden de 1,5 % frente al 2,5 % de **PUMA**. Incluso, luego del vaciado de canales en 8680 y 8771 días de plena potencia (dpp), la estimación de **CORAL**, si bien se eleva al 2 % de error, sigue siendo mejor.

### 4.2. CORAL: Configuraciones de flujo distorsionadas

Se evaluó la performance de **CORAL** para casos de planta con gran distorsión de la distribución de flujo. Para ello se analizaron dos casos con barras absorbedoras introducidas. En la Tabla 1 se comparan los errores cuadráticos medios en las lecturas de detectores obtenidos con **CORAL** y **PUMA** para estos casos.

Las barras absorbedoras no son contempladas en la base de modos de **CORAL** directamente sino que son tenidas en cuenta mediante la perturbación de los modos estacionarios con el modo fundamental instantáneo. Aun así, puede verse que el ajuste con los armónicos superiores mejora la estimación de **PUMA**, disminuyendo el error cuadrático medio con detectores en más del 1 %.

### 4.3. PODESY: Gestión de combustible en CNA-II

Se evaluó el mapeo de **PODESY** para un conjunto de estados de planta pertenecientes a una simulación de la gestión de combustible (Mollerach et al., 2008).

Luego de cada recambio **PODESY** recalcula el flujo usando el mismo método que **PUMA** y, por lo tanto, el error de mapeo es nulo. Sin embargo, para el caso de evolución luego del

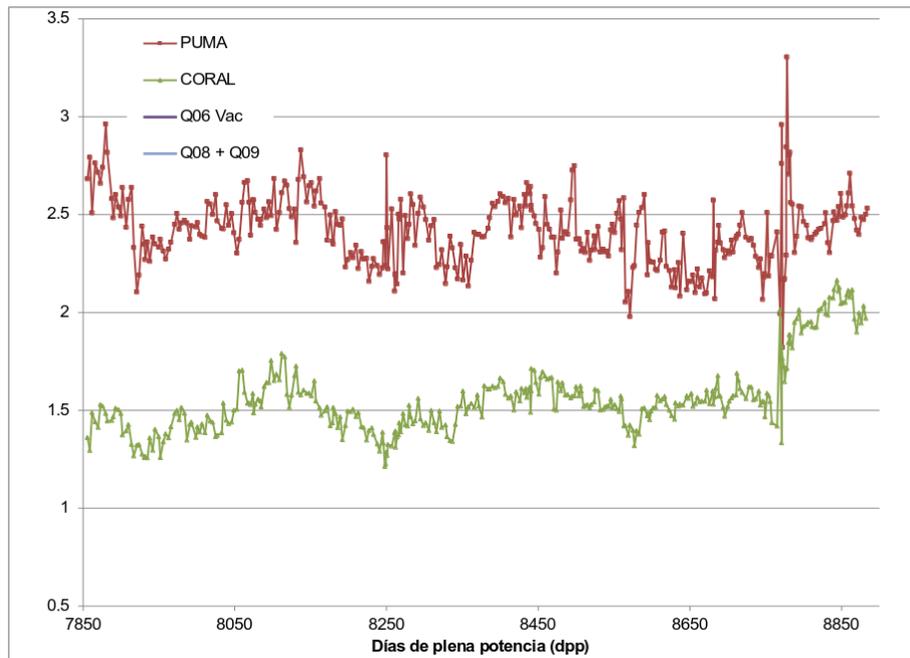


Figura 1: Evolución del error cuadrático medio en las lecturas de detectores estimadas por PUMA y CORAL para casos de la gestión de combustible de CNE

Tabla 1: Comparación entre PUMA y CORAL para estados de planta con distribuciones de flujo distorsionadas. Error RMS flujos en detectores (%)

Caso de la gestión	Error RMS PUMA (%)	Error RMS CORAL (%)	Diferencia P - C (%)
G8250-45MCA	3,599	2,045	1,554
G8681-50MCA	4,001	2,803	1,198

recambio, la distribución de quemados se modifica y las correcciones ya no son exactas. La idea de este ejercicio es evaluar el error cometido por no calcular la corrección en cada nuevo mapeo.

En la Figura 2 se muestra la evolución del error cuadrático medio y del error máximo de los flujos mapeados con 4 y 12 armónicos para el estado inmediatamente antes de cada recambio. Se observa que los errores máximos se encuentran en general, entre 1 % y 2 % en función del tiempo de operación excepto para algunos casos aislados. Puede verse, además, que el mapeo con 12 armónicos es más preciso.

#### 4.4. PODESY: Evolución de quemados sin recambio

De la manera en que opera PODESY, los factores de corrección por quemado se recalculan cuando se registra un recambio, i.e. cuando el incremento de quemado entre dos cálculos sucesivos es negativo. Si se evoluciona sin recambios durante un período prolongado de tiempo, la corrección por quemado comenzará a perder precisión. En la Figura 3 se muestra la evolución de los errores máximo y cuadrático medio en función del tiempo de evolución hasta 3 días de plena potencia sin recambio. Se eligió como punto de partida el caso de recambio previo al de máximo error de mapeo en la simulación de la gestión. Puede verse que se alcanza un error máximo de 4 % alrededor de 1,5 dpp para el caso de 4 armónicos. Más allá de 1,5 dpp el error se aplanan. Es importante resaltar que, nuevamente, la utilización de 12 armónicos mejora

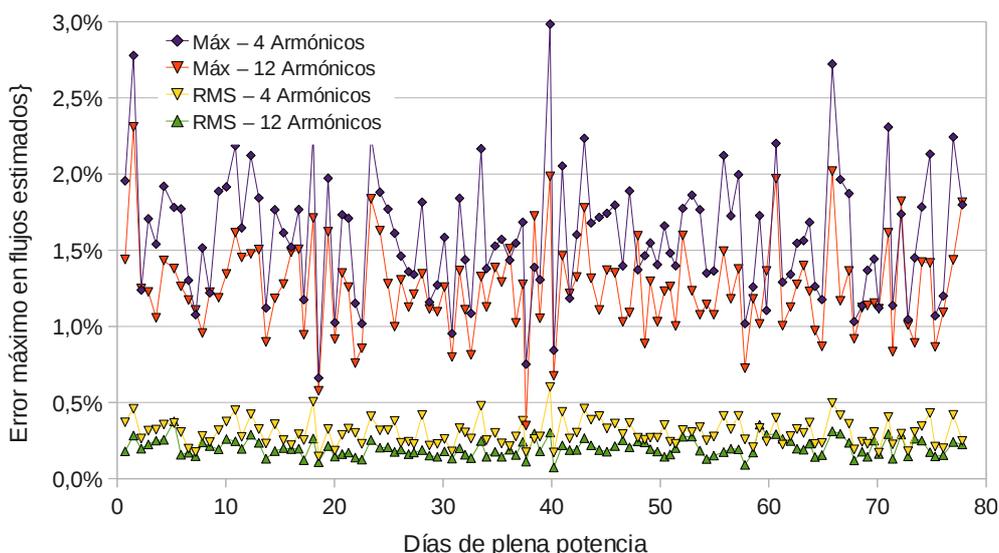


Figura 2: Errores cuadráticos medios y máximos en los flujos estimados para 80 días de plena potencia de gestión.

claramente el ajuste con un error máximo de 2 %.

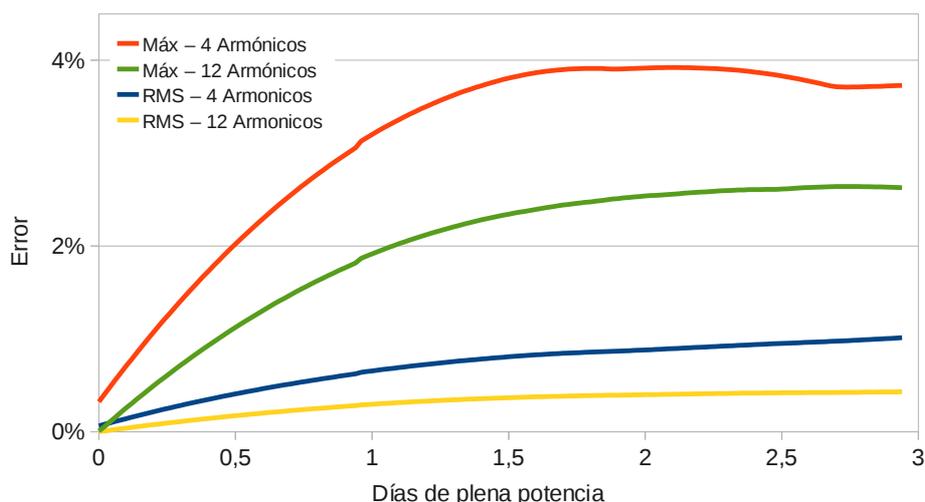


Figura 3: Evolución del error cuadrático medio y máximo cuando se evoluciona sin recalcular por 3 días de plena potencia.

#### 4.5. PODESY: Evolución con xenón inducido

Ahora analizaremos la respuesta del sistema **PODESY** frente a oscilaciones de xenón libres. En el transitorio que se estudia se ha inducido una oscilación combinada axial-azimutal separando 3 barras de control de su posición nominal un 5 %, manteniéndolas 6 minutos en esa posición y volviendo a llevarlas a la configuración inicial. Desde ese momento se deja evolucionar al reactor y a la concentración de xenón libremente durante casi dos días.

Se tomaron datos de detectores para el estado del reactor cada hora y se estimó la distribución de potencia con **PODESY** para cada caso. Luego se compararon las potencias estimadas con las obtenidas por **PUMA**.

El primer resultado interesante es la capacidad de **PODESY** de seguir la oscilación de xenón con los armónicos. En la Figura 4 se muestra la evolución temporal de los coeficientes de los tres

armónicos principales: los dos primeros azimutales y el primer axial, confirmando la detección de la oscilación.

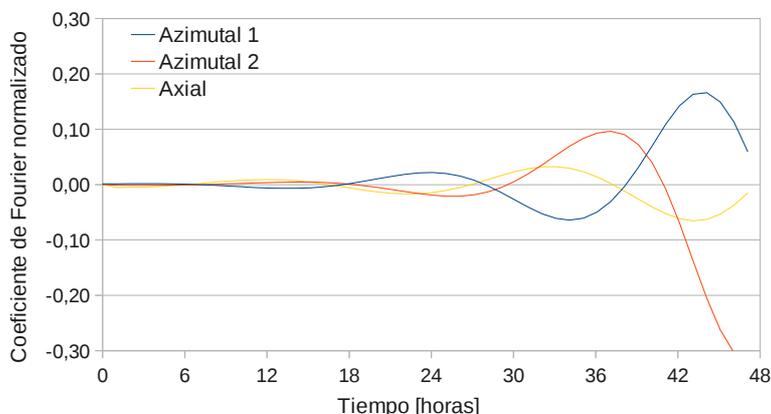


Figura 4: Coeficientes de expansión de los primeros modos armónicos en función del tiempo para un transitorio de xenón libre.

A continuación se muestran en la Figura 5 los máximos y mínimos errores en potencias lineales y de canal para todo el reactor en función del tiempo. Nótese que el orden del error es comparable al obtenido para estados estacionarios hasta un día y medio de oscilación. Más allá de ese punto, los errores prácticamente se duplican. Sin embargo, una situación como esta no es realista ya que el control de la planta no la permitiría.

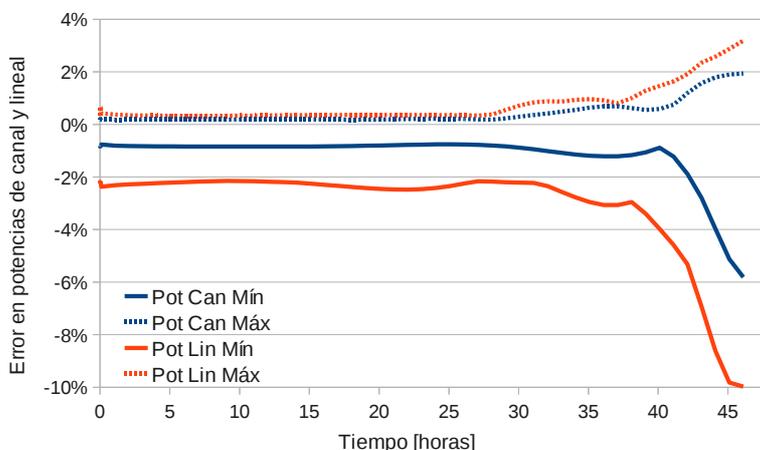


Figura 5: Máximos y mínimos errores en potencias lineales y de canal en función del tiempo para un transitorio de xenón libre.

De la simulación con **PUMA** se puede extraer que, aproximadamente a las 35 horas, se empiezan a exceder los límites de potencia establecidos. Esto significa que más allá de ese punto, la simulación deja de ser realista ya que actuarían los sistemas de limitación de potencia del reactor antes de que siga desarrollándose la oscilación. Aún así, el programa informa las potencias máximas con muy buena precisión.

## 5. CONCLUSIONES

Los métodos de síntesis modal basados en las lecturas de los detectores *in-core* permiten mapear la distribución de potencia del reactor en tiempo real, mejorando los resultados obtenidos con los cálculos de reactor tradicionales. En estos últimos, sólo se considera la distribución de potencia en estado estacionario o modo fundamental sin tener en cuenta efectos transitorios como las oscilaciones de xenón. En el mapeo de flujo, se corrige ese modo fundamental ajustando los armónicos superiores para minimizar el error entre flujos estimados y medidos en los detectores.

En la Central Nuclear Embalse se cuenta con amplia experiencia en el mapeo de flujo tanto en tiempo real, con el programa **FLUXMAP**, como fuera de línea con el programa **CORAL**. Este último disminuye la discrepancia cuadrática media entre mediciones y cálculos del 2,5 % típicamente obtenida por **PUMA** hasta un valor del orden del 1,5 % en casos de la gestión de combustible. También en las comparaciones con potencias térmicas, **CORAL** tiene una mejor performance que **PUMA**, sobre todo en estados de planta no estacionarios como un arranque luego de una parada larga.

Basado en la experiencia de Embalse, se desarrolló un nuevo programa de mapeo de flujo en tiempo real para la Central Nuclear Atucha II, llamado **PODESY**. Este programa permite obtener la distribución de potencia del reactor, basándose en las lecturas de los detectores *in-core*, las posiciones de las barras de control y la distribución de quemados instantánea luego de cada recambio. El método utilizado es básicamente el mismo de **CORAL** aunque la implementación se encuentra optimizada para la operación en tiempo real.

Las capacidades de **PODESY** fueron evaluadas comparando las distribuciones de potencia obtenidas para diversas situaciones operacionales con las potencias calculadas con **PUMA**. Los resultados fueron muy satisfactorios, obteniendo errores máximos del orden del 3 % en situaciones de operación normal. Aún en condiciones de operación alejadas de la operación normal, se han obtenido resultados muy satisfactorios con errores máximos menores al 10 %. Para completar lo presentado en este trabajo, está previsto que durante la puesta en marcha nuclear de Atucha II, se realicen comparaciones de las distribuciones de potencia mapeadas con **PODESY** a partir de las lecturas de detectores y posiciones de barras medidas en la planta con cálculos detallados de **PUMA**.

## REFERENCIAS

- Grant C. Manual del código puma versión 4. Manual C.RCN.MUS.059, CNEA, 2005.
- Hinchley E. y Kugler G. On-line control of the candu-phw power distribution. En *IAEA Specialists Meeting on Spatial Control Problemas*. 1974.
- Mollerach R., Silva M., Higa M., y Fink J. Revision of the fuel management studies of the atucha-2 reactor. implementation of an automatic refuelling simulation program. En *23 Canadian Nuclear Society's Nuclear Simulation Symposium*. 2008.
- Pomerantz M.E. *Ajuste de la distribución tridimensional de potencia y flujo neutrónico en reactores nucleares a partir de teoría de difusión y datos experimentales*. Tesis de Doctorado, Instituto Balseiro, 2001.
- Silva M.S. *Desarrollo de un programa para calcular la distribución de flujo neutrónico por un método de síntesis modal basado en las lecturas de los detectores de la Central Nuclear Atucha-II*. Tesis de Maestría, Facultad de Ingeniería, Universidad de Buenos Aires, 2012.