



UNIVERSIDAD NACIONAL DE SAN MARTÍN
COMISIÓN NACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA
Instituto de Tecnología Nuclear Dan Beninson

Cálculo de *benchmark* transitorio de reactor tipo LWR con PUMA

Tesis presentada para aspirar al título de Especialista en Reactores Nucleares

Ing. Daniel A. Arcone

Director: Ing. Juan I. Beliera
Codirector: Ing. Christian D. Dacal
Villa Maipú, Buenos Aires
Junio de 2024



Comisión Nacional
de Energía Atómica



UNIVERSIDAD
NACIONAL DE
SAN MARTÍN

Resumen

La futura incorporación de CAREM a la matriz energética nacional ampliará la oferta nuclear con la adición del primer reactor de potencia moderado con agua liviana. Resulta consecuentemente necesario estudiar el desempeño en la simulación de reactores de tipo LWR con los códigos de cálculo actualmente utilizados en la operación de las centrales de potencia. En el presente trabajo se evalúa la respuesta del código neutrónico de núcleo PUMA -basado en el método de diferencias finitas- en la resolución de un *benchmark* de un reactor BWR (LRA-3D) que experimenta un accidente severo iniciado con la caída de una o cuatro barras de material absorbente. El *benchmark* incluye reacoplamiento termohidráulico, calentamiento adiabático y retroalimentación Doppler. Se realizan análisis de convergencia sobre los problemas estáticos y dinámicos a partir del refinamiento de la red y optimizando los esquemas de paso de tiempo en el caso transitorio y se comparan los resultados con los de otros códigos de cálculo utilizados como referencia. En general, los resultados obtenidos son consistentes con los presentados por las referencias y el acercamiento al modelo convergido es monótono. No obstante, se observaron limitaciones en PUMA para la resolución de este reactor, destacado la necesidad de un refinamiento de red relativamente elevado, no siempre representable por PUMA, y tiempos de cálculo excesivos.

Abstract

CAREM's future incorporation into the national power grid will expand the nuclear market with the addition of the first nuclear power generation plant moderated with light water in Argentina. Therefore, it becomes necessary to study the performance of the nuclear codes currently used in the operation of nuclear power plants, when applied to simulations of LWR-type reactors. In this document, full-core nuclear code PUMA -based on finite differences method- is evaluated in the simulation of a BWR-type reactor benchmark (LRA-3D) that undergoes a power trip as a consequence of the drop of 1 or 4 control rods. This benchmark includes thermohydraulic coupling, adiabatic heating and Doppler feedback. A convergence study is conducted over static and transient problems, focusing both on the mesh refinement and time step scheme. Results are weighed against those obtained by other codes, that are used as reference. In general, the results align with those published by the references and the model converges monotonically to a solution. However, the model demonstrates limitations regarding its ability to simulate this particular reactor, requiring a relatively high mesh refinement, which is not always possible to allocate in PUMA, and excessive run-times.

Abreviaturas y definiciones

- **Red geométrica** es la red de planos que representa la geometría del reactor en PUMA y sobre la cual se realiza la asignación de variables propias de los materiales asignados. Esto incluye secciones eficaces, coeficientes de difusión y otras variables.
- **Red de cálculo** es la red de planos sobre la cual son efectuados los cálculos de flujo neutrónico, típicamente con una mayor densidad de planos que la red geométrica.
- **Trozos** son cada uno de los cortes del reactor sobre la dirección Z, delimitado entre dos planos sucesivos de la red geométrica.
- **Segmentos** son cada una de las divisiones efectuadas sobre la red de cálculo en la dirección Z.
- **Canal** es un dominio que se extiende a lo largo del eje Z.
- **Celdilla** cada una de las divisiones de la red de cálculo sobre el plano transversal.
- **NxN C/C** designación utilizada, en los términos de este trabajo, para referirse al número de divisiones o celdillas por canal, donde N es el número de celdillas en las direcciones X e Y.
- **M S/T** designación utilizada, en los términos de este trabajo, para referirse a la segmentación de los trozos sobre el eje Z, donde M es el número de segmentos por trozo.
- **NxNxM** nomenclatura utilizada, en los términos de este trabajo, para caracterizar una dada red de cálculo, definiendo el número de celdillas por canal NxN y M el número de segmentos por trozo.
- **N-N-M** nomenclatura utilizada, en los términos de este trabajo, para caracterizar una dada red de cálculo, definiendo el volumen elemental de la red de cálculo por sus dimensiones.
- **EWE** *Error Weighted Error* o Error Pesado por el Error.
- **PWE** *Power Weighted Error* o Error Pesado por la Potencia.
- **Benchmark** Sistema bien definido cuya simulación sirve de base para la comparación de las herramientas de cálculo utilizadas con otras o con resultados de referencia, que pueden ser simulados o experimentales.

- **LRA** Es la denominación más común del *benchmark* evaluado en este trabajo, adoptando las siglas del laboratorio que le dio origen *Laboratorium für Reaktorregelung und Anlagensicherheit*.
- **BWR** *Boiling Water Reactor* o Reactor de Agua en Ebullición.
- **LWR** *Light Water Reactor* o Reactor de agua liviana.
- **CRDA** *Control Rod Drop Accident* o simplemente RDA, es un accidente fuera de base de diseño de reactores BWR en el que un incidente lleva a la caída de una barra de control.

Índice

1. Introducción	6
1.1. Motivación	6
1.2. Códigos neutrónicos	7
1.3. PUMA	8
1.4. Efecto <i>cusping</i>	8
1.5. <i>Control Rod Drop Accident</i>	9
2. Descripción del <i>benchmark</i>	10
2.1. Referencias	15
3. Preparación del modelo	16
3.1. Herramientas de cálculo y modelo termohidráulico	16
3.2. Convergencia de modelos estáticos	16
3.3. Convergencia de modelos dinámicos	17
4. Resultados	18
4.1. Caso de simetría 1/4	18
4.1.1. Análisis estático	18
4.1.2. Análisis dinámico	26
4.2. Caso del núcleo completo	35
4.2.1. Análisis estático	36
4.2.2. Análisis dinámico	38
5. Conclusiones	42
6. Bibliografía	44

1. Introducción

1.1. Motivación

Desde la puesta en marcha de los primeros reactores nucleares de potencia a mediados del siglo XX, la energía nuclear ha ido ganando una sólida posición en la producción de energía eléctrica a nivel mundial. Sus elevados factor de planta, potencia y confiabilidad y su relativamente estable costo de energía producida le han permitido ubicarse cómodamente en la matriz de generación de electricidad de la mayoría de los países industrializados. Actualmente, la capacidad instalada nuclear es de alrededor de 371 GWe (representando aproximadamente el 9 % de la energía eléctrica generada en el mundo) y se espera que continúe aumentando, contemplando incrementos de hasta 140 % para 2050[1]. Si bien la generación de electricidad representa su uso más extendido, la energía nuclear ha ganado injerencia directa en distintas actividades abarcando aplicaciones en medicina, ensayos de materiales y productos industriales y en la industria alimentaria, entre otras.

La creciente preocupación por los efectos del cambio climático y la insuficiencia de las políticas vigentes para alcanzar el objetivo de cero emisiones netas para 2050 [2], han dado una nueva posición a la energía nuclear. Dado que por su naturaleza, no genera gases de efecto invernadero, la mayoría de las vías consideradas en la transición a una matriz energética basada en energías renovables contemplan el reemplazo de las tecnologías vigentes, hasta un cierto grado, por energía nuclear[3].

Debido a los riesgos asociados a la operación de reactores, se requiere un estricto control sobre las variables involucradas en el sistema, buscando garantizar en todo momento la seguridad de la planta. En este aspecto el control de la población neutrónica y la extracción del calor generado en el núcleo son dos de los objetivos principales de la seguridad nuclear. Existen herramientas numéricas (códigos de cálculo) que permiten hacer una evaluación del sistema a partir de la simulación de la respuesta del reactor en distintas condiciones operativas o accidentales. Estas herramientas tienen importancia tanto en las etapas de diseño como en la operación de los reactores.

Los códigos de cálculo deben ser evaluados a fin de entender la capacidad que tienen para simular el reactor, siendo de interés tanto la confiabilidad del código para representar una determinada evolución del sistema, como el tiempo y poder de cálculo necesarios para concretar la simulación. Esta tarea se conduce normalmente a partir de la simulación de sistemas bien definidos denominados *benchmarks*.

En Argentina, uno de los códigos de cálculo de núcleo utilizados y ampliamente probado en la operación de los reactores experimentales y en las centrales de potencia nacionales es el denominado PUMA. Las centrales de potencia nacionales en operación son actualmente en su totalidad de agua pesada. La futura incorporación de CAREM a la matriz

energética cambiaría esta situación puesto que se trata de un reactor moderado con agua liviana. Es por este motivo que resulta de interés evaluar la respuesta de PUMA a *benchmarks* de reactores de tipo LWR.

En este trabajo, se evalúa el desempeño de PUMA en la simulación de un reactor de tipo BWR que experimenta un accidente por la caída de una o cuatro barras de material absorbente.

1.2. Códigos neutrónicos

La ecuación de transporte de neutrones, también llamada ecuación de Boltzmann estudia el comportamiento estadístico de una población de neutrones en un volumen arbitrario. Esta relación se deduce a partir del balance de los ritmos de creación y eliminación de neutrones y es utilizada para determinar la distribución de neutrones en un reactor dado [4].

La geometría de los reactores reales y la complejidad de la interacción de los neutrones con los distintos materiales presentes en el núcleo [5] hacen que, en la mayoría de los casos, resulte complejo el estudio de los reactores con el grado de detalle que supone la ecuación de transporte. Es por este motivo que los cálculos suelen dividirse en dos niveles o etapas denominados el nivel de la celda o *lattice* (resuelto por códigos de celda) y el nivel del núcleo o *full-core* (resuelto por códigos de núcleo).

En el primer nivel, el reactor es interpretado como una serie de celdas unitarias, que representan localmente distintas partes del reactor en diferentes condiciones operativas. En esta etapa es considerado con cierto nivel de detalle la geometría del reactor y los materiales presentes. Se resuelve el problema estacionario con una discretización energética de entre 50 y 400 grupos de energía. Los cálculos son realizados considerando que la celda unitaria se repite infinitamente, con lo que en esta etapa no entran en juego las condiciones de borde del reactor.

Los códigos de celda son capaces de realizar una serie de operaciones básicas tales como:

- Acceso a librerías e interpolación de secciones eficaces de los isótopos presentes.
- Corrección de las secciones eficaces por autoblindado causado por las resonancias nucleares.
- Cálculos de flujo bajo distintas condiciones operativas.
- Homogeneización y condensación, esto es, obtención de una serie de secciones eficaces representativas del volumen de la celda estudiada (esto se hace normalmente

buscando preservar los ritmos de reacción) y condensación de los grupos de energía al número de grupos que sería posteriormente utilizado en el cálculo de núcleo.

En el segundo nivel, se busca calcular los flujos y ritmos de reacción en el reactor completo. Los códigos de núcleo tratan el reactor abstrayéndolo a una red de volúmenes unitarios que adoptan las propiedades homogeneizadas y condensadas, calculadas previamente por el código de celda.

El reactor completo en este nivel es normalmente estudiado empleando una simplificación de la ecuación de transporte que típicamente consiste en la aplicación de teoría de difusión (ecuación de difusión) y una discretización energética de entre 2 y 8 grupos para reactores térmicos.

Los códigos de núcleo permiten estudiar el comportamiento de un reactor en su operación normal, asistir en operaciones de recambio de combustible y predecir el comportamiento del reactor frente a una situación accidental, entre otras.

1.3. PUMA

PUMA es un código de cálculo neutrónico de núcleo [6] escrito en lenguaje ADA a finales de la década del 70 y desarrollado por la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) para el estudio de reactores tanto de potencia como experimentales.

Este código es de tipo centrado en la malla y se basa en el método de diferencias finitas, resultando en general suficiente para la representación de reactores de agua pesada. La versión de PUMA utilizada en este trabajo es la 6.1.1.

1.4. Efecto *cusping*

El efecto *cusping* o efecto cúspide es el resultado de las limitaciones que presentan los códigos de cálculo para la representación del espacio continuo [7]. Los códigos tratan la geometría de un reactor a partir de su discretización espacial, *i.e.* construyendo dominios finitos en los que las propiedades de los materiales son constantes. Al ser introducida una perturbación dentro del reactor, la geometría de la misma debe ser compatibilizada con la discretización espacial del modelo de cálculo.

Tomando como ejemplo puntual la inserción de una barra de material absorbente, se vuelve evidente que la posición de la barra solo coincidirá con la discretización de la red de cálculo en algunos instantes específicos. En todos los otros casos, deben tomarse medidas para mantener la continuidad del modelo. Si bien existen diferentes formas de abordar esta problemática, PUMA lo hace diluyendo las secciones eficaces de la perturbación en los volúmenes de cálculo afectados, pesando dicha dilución en el grado de inserción de la barra. Esto es esquematizado en la figura 1. Esta metodología no preserva los ritmos de

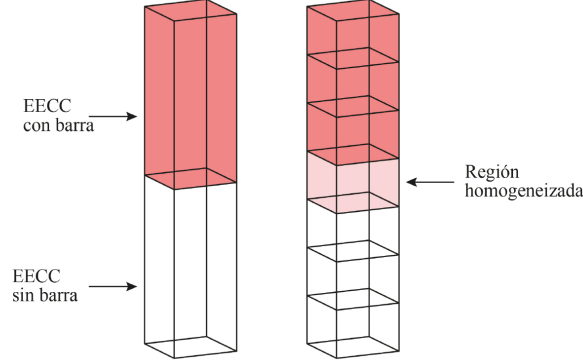


Figura 1: Esquematzación de la compatibilización geométrica realizada por PUMA. A la izquierda se muestra la geometría de la perturbación, a la derecha la representación a nivel de la red de cálculo. Al no coincidir la geometría de la perturbación con la red de cálculo, PUMA diluye las secciones eficaces de la perturbación en el volumen afectado ponderando dicha dilución con el grado de inserción. Extraída de Dacal, 2021, Fig. 1.3: Origen del efecto cúspide [7].

reacción que tendría el volumen si se representase como dos dominios separados. Si bien de esta manera se resuelve el problema de la continuidad del modelo, la implementación de esta simplificación genera desviaciones, producto de la subestimación de efectos de apantallamiento.

En un análisis de inserción de barras, el efecto adquiere un aspecto particular, formando pequeños picos o cúspides y depresiones tal como se ejemplifica en la figura 2.

Si bien una mayor discretización suaviza este efecto, siempre que existan discrepancias entre la geometría de la perturbación y la geometría del modelo de cálculo, su eliminación no será posible por medio del ponderado volumétrico. Debe asimismo tenerse en cuenta que esto se hace a expensas de mayores tiempos de cálculo.

1.5. *Control Rod Drop Accident*

Un *Rod Drop Accident* o Accidente de Caída de Barra es un accidente fuera de base de diseño de reactores de tipo BWR que se caracteriza por una rápida inserción de reactividad en el núcleo como producto de la caída de una barra de alto peso por acción de la gravedad.[8]

Dada la rapidez con la que se desarrollan los eventos en este tipo de accidentes, las respuestas activas resultan impracticables con lo que el control sobre la progresión de los efectos queda supeditada al diseño intrínseco del reactor y a la toma de medidas pre-

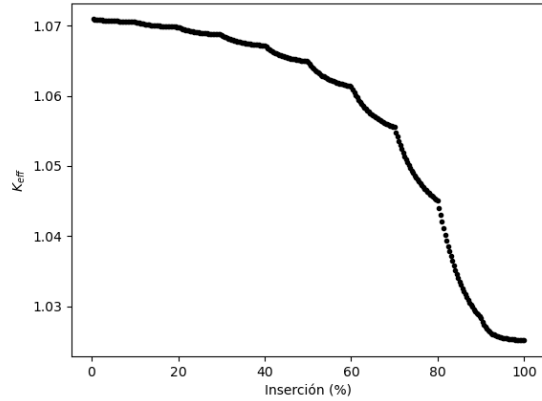


Figura 2: Ejemplo del cambio de la reactividad estática calculada para una barra con distintos grados de inserción, afectada por efecto *cusping*.

ventivas, teniendo especial importancia el peso de la barra afectada, la retroalimentación Doppler y la retroalimentación por vacío o *void feedback*. Las medidas preventivas incluyen: la limitación del peso de las barras de control; el diseño adecuado de los elementos combustibles; una retroalimentación Doppler suficientemente negativa; un control adecuado de la secuencia de inserción de barras, entre otros.

Debido justamente a la imposibilidad de incluir medidas activas en el control de este tipo de accidentes, resulta de especial interés que los códigos de cálculo sean capaces de modelar la respuesta de un reactor a este evento.

2. Descripción del *benchmark*

El denominado LRA es un *benchmark* de códigos de núcleo presentado en 1976 por el *Laboratorium für Reaktorregelung und Anlagensicherheit* en *München* y recopilado en el segundo suplemento del libro de *benchmarks* del *Argonne National Laboratory* de los Estados Unidos en 1977[9].

El problema descripto consiste en el cálculo del transitorio de un reactor de tipo LWR idealizado, con geometría bi o tridimensional (en este trabajo solo será tratado el segundo), que experimenta un CRDA. El modelo incluye el calentamiento adiabático del reactor y retroalimentación Doppler.

Dada la rápida evolución del transitorio de este reactor, el problema es considerado como un desafío desde el punto de vista del cálculo neutrónico por distintos autores [10] [11] [12] [13], ya que incluye picos de potencia abruptos muy localizados y gradientes de

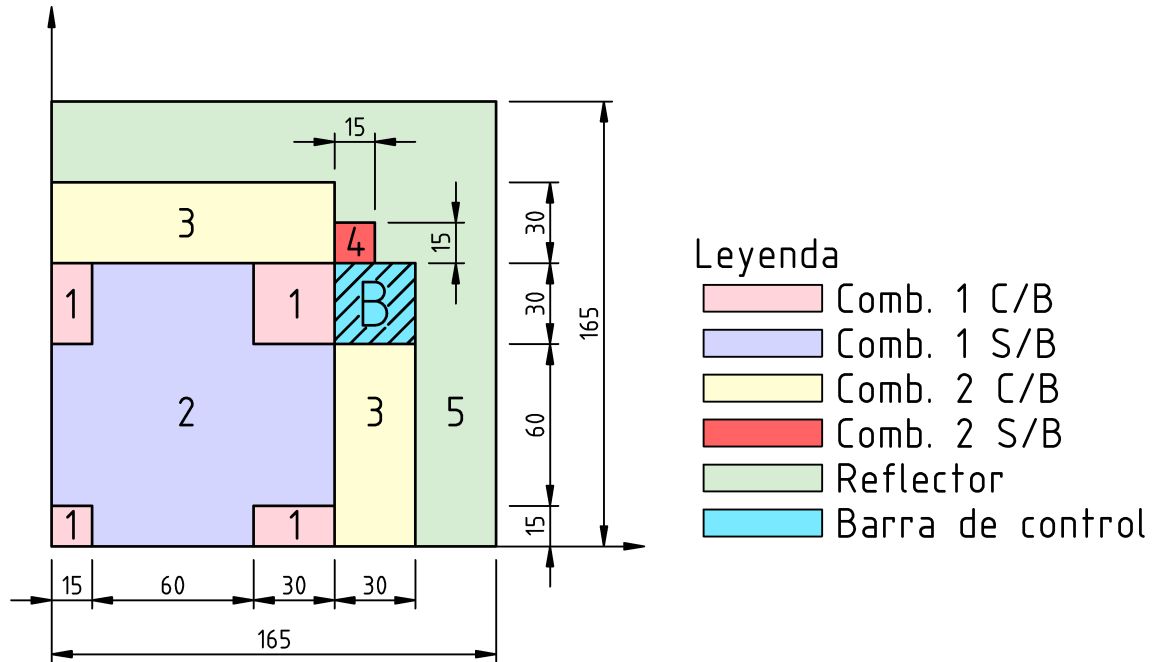


Figura 3: Corte sobre el plano XY de 1/4 del LRA. Son detalladas las dimensiones del reactor, la asignación de materiales -campos numerados del 1 al 5- y la locación de la barra absorbente que cae durante el transitorio -designada con la letra B-. El campo 5 que se encuentra rodeando el reactor actúa como material reflector.

flujo asociados de difícil representación. Estas características hacen que este reactor resulte particularmente complejo para un código de diferencias finitas como lo es PUMA, debido a que la representación adecuada del mismo solo puede hacerse al costo de un refinamiento de la red de cálculo, afectando negativamente el tiempo de cálculo.

En la figura 3 se presenta la geometría del reactor mostrando un corte sobre el plano XY de un cuarto del mismo y en la figura 4 un corte sobre el plano XZ de la mitad del reactor. Son identificados 5 campos de materiales homogéneos de los cuales dos pares (1-2 y 3-4) representan material físil con y sin inserción de barras de material absorbente y el quinto representa el material reflector que envuelve el reactor en todas las direcciones. En turquesa y designado con la letra B se muestra en la figura 3 la posición de la barra que abandona el núcleo. Inicialmente, se asignan a dicho volumen las secciones eficaces del material 3. La caída de la barra es modelada mediante la modificación de las absorciones del mencionado volumen.

En la tabla 1 se listan las secciones eficaces y coeficientes de difusión de cada uno de

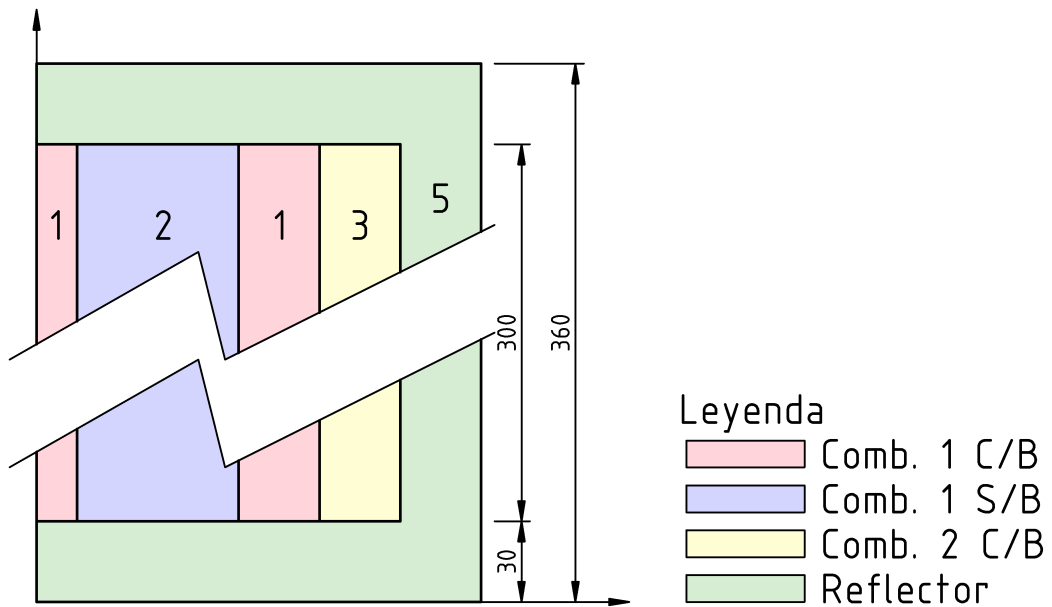


Figura 4: Corte sobre el plano vertical XZ del LRA. Son especificadas las dimensiones del reactor en la dirección vertical. El campo 5 asociado a material reflector rodea el núcleo, limitando la sección activa del mismo a 300cm de los 360cm del modelo.

los materiales del reactor.

Material	Detalle	g	$D_g(cm)$	$\Sigma_{ag}(cm^{-1})$	$\nu\Sigma_{fg}(cm^{-1})$	$\Sigma_{1\rightarrow 2}(cm^{-1})$
1	Comb.1 con barras	1	1,2550	0,008252	0,004602	-
		2	0,2110	0,100300	0,109100	0,025330
2	Comb. 1 sin barras	1	1,2680	0,007181	0,004609	-
		2	0,1902	0,070470	0,086750	0,027670
3	Comb. 2 con barras	1	1,2590	0,008002	0,004663	-
		2	0,2091	0,083440	0,102100	0,026170
4	Comb. 2 sin barras	1	1,2590	0,008002	0,004663	-
		2	0,2091	0,083440	0,102100	0,026170
5	Reflector	1	1,2570	0,0006034	-	-
		2	0,1592	0,019110	-	0,047540

Tabla 1: Secciones eficaces de los distintos materiales.

De acuerdo a la forma en que es perturbado el núcleo, el problema tridimensional puede ser separado a su vez en dos casos, comúnmente referidos en la literatura como el caso del núcleo completo y de simetría a 1/4. En el primero se considera la caída de una de las cuatro barras, perdiendo de esta forma el problema las simetrías en los planos XZ e YZ y forzando la necesidad de generar un modelo completo del núcleo. En el segundo se considera la caída de las 4 barras, donde la simetría del problema permite realizar los cálculos con un cuarto del mismo.

En ambos escenarios son tratados los siguientes análisis:

- Estático en condición inicial con el reactor en frío. Se conduce un análisis considerando inserción de barras al 100 % y el reactor a una temperatura homogénea de 300K. Esta condición es válida tanto para el escenario de caída de una como de las cuatro barras puesto que en ambos casos se mantiene la simetría a 1/4 del reactor.
- Estático en condición final con el reactor en frío. Es analizado el modelo considerando la barras totalmente extraídas y el reactor a una temperatura inicial de 300K.
- Transitorio. Se estudia la evolución de la potencia del reactor a lo largo de un período de 3 segundos. A partir del tiempo $t = 0s$ comienzan a caer las barras a una velocidad constante de 150 cm/s, quedando consecuentemente totalmente extraídas a partir de $t = 2s$.

A continuación son enumeradas y detalladas las características del LRA, replicando el *benchmark* presentado por el laboratorio Argonne [9]:

1. Se trata con dos grupos de energía asumiendo válida la teoría de difusión y dos grupos de precursores de neutrones retardados. Consecuentemente, son válidas las ecuaciones 1 y 2 de los grupos de energía rápido y térmico respectivamente y el par de ecuaciones 3 para cada uno de los grupos de precursores. En la tabla 2 se listan las constantes de fracción de neutrones retardados y tiempos característicos de decaimiento por grupo.

Grupo de precursores j	β_j (pcm)	$\lambda_j(s^{-1})$
1	540,0	0,0654
2	108,7	1,3500

Tabla 2: Grupos de precursores de neutrones retardados.

$$\begin{aligned} \nabla D_1(\vec{r}, t) \nabla \phi_1(\vec{r}, t) - [\Sigma_{a1}(\vec{r}, t) + \Sigma_{1 \rightarrow 2}(\vec{r}, t)] \phi_1(\vec{r}, t) + \sum_{j=1}^2 \lambda_j C_j \\ + (1 - \beta) [\nu_1 \Sigma_{f1}(\vec{r}, t) \phi_1(\vec{r}, t) + \nu_2 \Sigma_{f2}(\vec{r}, t) \phi_2(\vec{r}, t)] = \frac{1}{v_1} \frac{d}{dt} \phi_1(\vec{r}, t) \end{aligned} \quad (1)$$

$$\nabla D_2(\vec{r}, t) \nabla \phi_2(\vec{r}, t) - \Sigma_{a2}(\vec{r}, t) \phi_2(\vec{r}, t) + \Sigma_{1 \rightarrow 2}(\vec{r}, t) \phi_1(\vec{r}, t) = \frac{1}{v_2} \frac{d}{dt} \phi_2(\vec{r}, t) \quad (2)$$

$$\beta_j [\Sigma_{f1}(\vec{r}, t) \phi_1(\vec{r}, t) + \Sigma_{f2}(\vec{r}, t) \phi_2(\vec{r}, t)] - \lambda_j C_j(\vec{r}, t) = \frac{d}{dt} C_j(\vec{r}, t) \quad \text{con } j = 1, 2 \quad (3)$$

2. En su estado inicial, el reactor mantiene una densidad de potencia media de $1\mu W/cm^3$. Esto equivale a una potencia total inicial de $21,06W$, considerando el volumen activo del LRA.
3. El reactor se encuentra rodeado por vacío. En los casos en que es aprovechada la simetría del sistema, los planos simétricos son condicionados con corriente nula.
4. El núcleo se encuentra inicialmente a una temperatura homogénea de $300K$. Cada canal se calienta adiabáticamente de forma tal que la derivada temporal es proporcional a la suma de los ritmos de fisión a través del coeficiente $\alpha = 3,83 \cdot 10^{-11} K cm^3$. Este comportamiento es descrito en la ecuación 4.

$$\alpha [\Sigma_{f1}(\vec{r}, t) \phi_1(\vec{r}, t) + \Sigma_{f2}(\vec{r}, t) \phi_2(\vec{r}, t)] = \frac{\partial}{\partial t} T_c(\vec{r}, t) \quad (4)$$

5. El LRA incluye un modelo de efecto Doppler (Ec. 5). Este modelo contempla el incremento de las secciones eficaces de absorción del grupo de neutrones rápidos en forma proporcional a la raíz de la temperatura expresada en Kelvin. El coeficiente de proporcionalidad Doppler es $\gamma = 3,034 \cdot 10^{-3} K^{-0,5}$.

$$\Sigma_{a1}(\vec{r}, t) = \Sigma_{a1}(\vec{r}, 0) \left[1 + \gamma \left(\sqrt{T_c(\vec{r}, t)} - \sqrt{T_c(\vec{r}, 0)} \right) \right] \quad (5)$$

6. Otras variables:

Velocidad de los neutrones del grupo 1 y 2:

$$v_1 = 3 \cdot 10^7 \text{ cm/s}$$

$$v_2 = 3 \cdot 10^5 \text{ cm/s}$$

Neutrones producidos por fisión:

$$\nu_1 = \nu_2 = 2,43$$

Calor generado por fisión:

$$\epsilon = 3,204 \cdot 10^{-11} \frac{Ws}{fission}$$

2.1. Referencias

A fin de evaluar los resultados del problema numérico obtenidos por PUMA, fueron considerados como referencia soluciones obtenidas con los siguientes códigos de núcleo:

- POLCA [11]: considerando la abundancia de resultados reportados en todos los casos contemplados por el LRA, se tomaron los resultados presentados por el *Kungliga Tekniska Högskolan* (KTH) como la principal referencia a los resultados obtenidos en este trabajo. Esta referencia emplea un método de expansión nodal.
- IQSBOX y CUBBOX [14]: se incluyen los resultados obtenidos por *Gesellschaft für Reaktorsicherheit* (GFR, ex LRA - CUBBOX) y *Kraftwerk Union* (KWU - IQSBOX) para la comparación de los resultados del problema simétrico, siendo estos los dos resultados presentados originalmente. Ambos códigos operan sobre la base de un método de expansión nodal.
- QUANDRY [13]: fue incluida la comparación de resultados obtenidos con QUANDRY debido tanto a su uso reiterado como referencia en distintos trabajos como a la disponibilidad de resultados tanto para el caso simétrico como del reactor completo. QUANDRY es un código que opera con un método de expansión nodal.
- SYNTH [10]: finalmente, se incluyeron comparaciones con el código SYNTH, debido a que este combina el método de diferencias finitas con el de expansión nodal.

Si bien se buscaron soluciones de este *benchmark* que operaran en base al método de diferencias finitas, los mismos no abundan, y los casos encontrados en general encaran únicamente el modelo del LRA bidimensional que no compete a este trabajo.

3. Preparación del modelo

Se discuten a continuación generalidades sobre la preparación de los modelos estáticos y dinámicos, programas y herramientas de cálculo utilizadas, la elección de los parámetros mediante análisis de convergencia y finalmente, el modelo de reacoplamiento termohidráulico.

3.1. Herramientas de cálculo y modelo termohidráulico

- Todos los cálculos fueron conducidos en PUMA 6.1.1[6], mediante su interfaz pumapy con Python 3.7.
- Las simulaciones fueron realizadas en el *cluster* local huguis en el CAC. El mismo cuenta con 6 procesadores Intel Core i5-4460 de 3.2 GHz y 4 núcleos cada uno.
- Las redes de cálculo fueron construidas utilizando el programa GenRed 3.4.2-beta0 [15] destinado al tratamiento de geometrías de cálculo de celda y núcleo. El reactor fue dividido en canales de 15 cm por 15 cm y un canal único para el reflector, contabilizando 79 canales para el reactor de 1/4 de simetría y 313 para el reactor completo. En la dirección Z fueron considerados 12 trozos de 30 cm de longitud. Tanto los trozos como el tamaño y disposición de canales se mantuvieron constantes a lo largo de todo el trabajo.
- El modelo termohidráulico fue implementado en Python 3.7, tal como se describe a continuación: finalizada cada evolución de paso de tiempo en PUMA se extrae a través de pumapy la potencia por canal y por trozo. Con estos datos y con los coeficientes de calentamiento adiabático, es recalculada la temperatura del núcleo. Finalmente, a través de pumapy se modifica la temperatura del núcleo en PUMA y se conduce una nueva iteración de la evolución del reactor.

3.2. Convergencia de modelos estáticos

Los análisis de convergencia de modelos de cálculo responden a dos propósitos: en primer lugar, se busca a través de los mismos mostrar con cierto grado de seguridad que el modelo no es divergente, *i.e.* refinamientos sucesivos de los parámetros del modelo (tamaño

de celdas, pasos de tiempo entre otros) tenderán a un resultado común; y en segundo lugar, se busca establecer parámetros de cálculo adecuados que encuentren una relación de equilibrio entre la precisión deseada y los tiempos de cálculo necesarios, condicionado esto último en la potencia de cálculo disponible.

El análisis de convergencia estático fue realizado tomando en consideración únicamente el efecto del refinamiento de la red de cálculo sobre la reactividad del modelo. Esto fue conducido tratando en forma independiente la segmentación sobre el plano XY *i.e.* celdillas por canal y el refinamiento en la dirección Z o segmentos por trozo.

Es de interés mencionar que la red de cálculo fue construida en todos los casos manteniendo una distancia entre planos constante, es decir, no se buscó optimizar la distribución de densidad de celdillas en el volumen del reactor. Esta decisión fue tomada por un lado buscando simplificar la comparación de PUMA con otros códigos de cálculo y por el otro para evitar complejizar excesivamente la optimización de los parámetros de ajuste. Un análisis de convergencia sobre la base de un modelo de tamaño de celdillas variable exigiría una matriz de ensayos mayor y por tal, un tiempo de análisis que excedería al disponible para este trabajo.

3.3. Convergencia de modelos dinámicos

El tratamiento del modelo dinámico requiere en general una mayor complejidad que el del estático principalmente por el mayor número de variables involucradas y el mayor grado de interacción entre las mismas. Además de definir la red de cálculo, ajustando valores de S/T y C/C, deben ser determinados pasos de tiempo adecuados que permitan describir los cambios experimentados por el modelo de cálculo. En este último aspecto, elegir un paso de tiempo constante para el tratamiento del LRA resultaría excesivamente costoso computacionalmente. En su lugar, se busca trabajar con un paso de tiempo variable que se adapte a las necesidades del modelo.

El análisis de convergencia fue conducido en este caso sobre la base de 3 puntos de interés típicos de la curva de potencia específica. Estos son: el primer máximo de potencia o máximo global; el primer mínimo o mínimo local y el segundo máximo de potencia o máximo local. En la figura 10 se muestra el comportamiento esperado para este reactor, mostrando la evolución de la potencia específica de acuerdo a los resultados obtenidos con IQSBOX [14].

El enfoque que se adoptó en este caso combinó el tratamiento dependiente e independiente de las variables de ajuste. Esto se realizó estableciendo en primer lugar un valor adecuado de segmentos por trozo previo al tratamiento independiente de la optimización del paso de tiempo y el número de celdillas por canal. Esta decisión fue tomada considerando que la optimización independiente de parámetros es ventajosa en materia de tiempo

de cálculo en la medida en que pueda asegurarse que el efecto debido a la interacción entre las distintas variables resulta despreciable. Esto puede tomarse como válido con cierto recaudo para el esquema de paso de tiempo y la discretización sobre el plano XY, pero no para el número de segmentos por trozo. La estrecha relación de esta última variable con el efecto *cusping* hace que los resultados sean particularmente sensibles a la misma, y su elección equivocada puede llevar a una interpretación errónea del comportamiento de las demás variables de ajuste.

El análisis de convergencia del modelo dinámico se detalla en la sección 4.1.2.

4. Resultados

Se presentan a continuación los resultados obtenidos para los dos casos bajo estudio: la condición de caída de 4 barras, que mantiene la simetría 1/4 del reactor y la condición de caída de una única barra, o también llamado caso del núcleo completo.

4.1. Caso de simetría 1/4

En las secciones subsiguientes se desarrollan el análisis de convergencia y los modelos convergidos estático y dinámico del caso que contempla la caída de 4 barras.

4.1.1. Análisis estático

El análisis de convergencia estático se realiza siguiendo los lineamientos presentados en el apartado 3.2 y sobre la base del caso del reactor en frío con las barras insertadas. Se estudia la reactividad del reactor como función del número de celdillas por canal con una segmentación de 2 S/T y la reactividad como función del incremento en la segmentación por trozos considerando el refinamiento de 5x5 C/C.

En la figura 5 se muestran los resultados obtenidos en el análisis de convergencia estático, destacando por un lado la reactividad en función del número de C/C (izquierda) y por el otro, la reactividad en función del número de segmentos por trozo, mostrando en este último caso únicamente los modelos con 5x5 C/C sobre los cuales fue analizada esta última variable.

Se observa en primer lugar que la reactividad es sensible al refinamiento sobre el plano XY. Redes compuestas por celdillas muy gruesas dan lugar a resultados inconsistentes con diferencias apreciables con respecto a los valores de los modelos que se presentan más convergidos. Al emplear 5x5 C/C el modelo se estabiliza y a partir de este punto, refinamientos sucesivos dan lugar a variaciones normalmente cercanas a 1 o 2 pcm entre pasos de refinamiento.

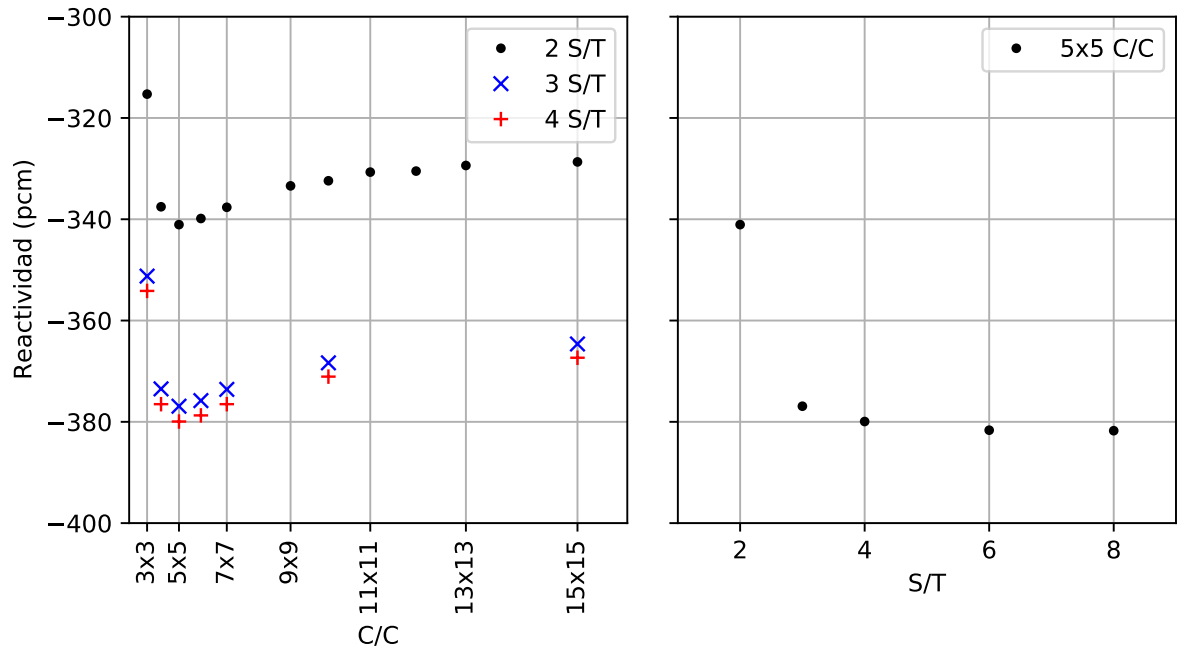


Figura 5: Análisis de convergencia del modelo estático. Izquierda, reactividad en función del número de C/C, diferenciando distintas segmentaciones sobre el eje Z; derecha, reactividad en función del número de segmentos por trozo, considerando 5x5 C/C.

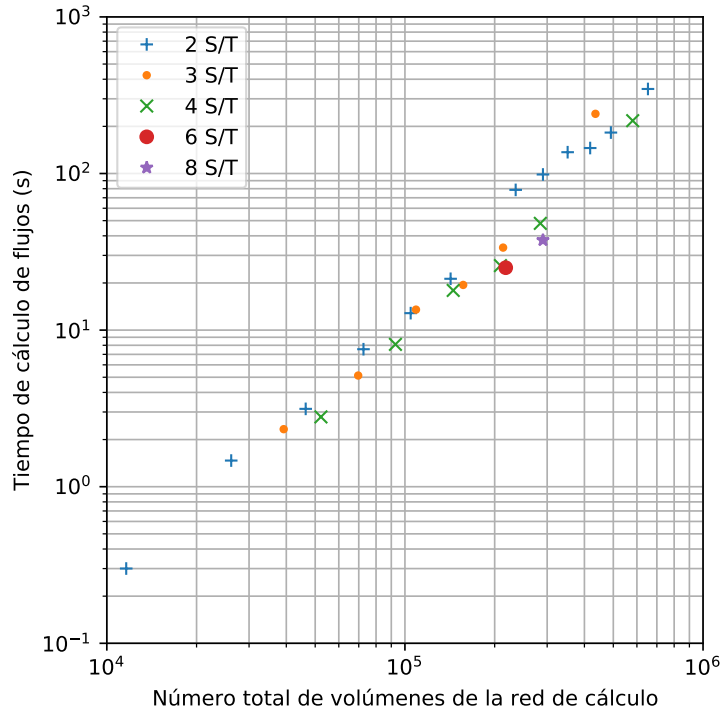


Figura 6: Tiempo de cálculo de flujo estático en función del número total de volúmenes de la red de cálculo. Son destacados los casos que corresponden a diferentes segmentación de trozos.

En segundo lugar, se observa que pequeños aumentos en el número de S/T producen una rápida convergencia del modelo. En términos generales, se considera que no hay cambios significativos para segmentaciones mayores a 4 S/T.

Ambas tendencias parecen estar independizadas una de la otra. En la figura 5 puede observarse que el aumento en el número de segmentos prácticamente produce una traslación de la curva de reactividad, evidenciando la baja interacción que existe entre ambos parámetros.

Por último, en la figura 6 se muestra el tiempo de cálculo en función del número total de celdillas para cada una de las redes de cálculo analizadas. Los resultados en este aspecto varían de decenas de segundos hasta decenas de minutos en los modelos de mayor grado de refinamiento del reactor.

A partir de los resultados obtenidos, son tomadas en consideración 3 redes de cálculo con el fin de analizar los cambios producidos en la distribución de potencia del reactor

por el refinamiento de la red de cálculo y compararla con los resultados presentados por la referencia (POLCA). Estas redes son 5x5x4, 10x10x4 y 15x15x4.

El análisis de convergencia de la distribución de potencia se lleva adelante sobre la base de los dos escenarios estáticos, es decir, la condición del reactor en frío con la barra insertada y el reactor en frío con la barra extraída. Los resultados son comparados con los presentados por la referencia para ambos casos estáticos.

En todos los casos, se normaliza la potencia específica de acuerdo a su relación con la potencia específica media y se calcula la diferencia relativa porcentual a los resultados presentados por POLCA, utilizando la ecuación 6.

$$e_j = \frac{P_j - r_j}{r_j} 100 \% \quad (6)$$

Donde e_j es la diferencia relativa, P_j la potencia específica normalizada calculada y r_j el resultado presentado por la referencia. A su vez, y en pos de diagnosticar la desviación entre las distribuciones obtenidas y la presentada por la referencia, se calculan el error de acuerdo a las siguientes métricas: el error pesado en el error EWE (*Error Weighted Error*) y el error pesado en potencia PWE (*Power Weighted Error*), utilizando las ecuaciones 7 y 8 respectivamente [16].

$$EWE = \frac{\sum_{j=1} |e_j| |e_j|}{\sum_{j=1} |e_j|} \quad (7)$$

$$PWE = \frac{\sum_{j=1} |e_j| r_j}{\sum_{j=1} r_j} \quad (8)$$

La métrica PWE, al pesar el error con la potencia, tiende a ser mayor cuanto mayores sean las diferencias en canales con mayor potencia, en contraposición, EWE tiende a ser mayor cuando las diferencias son mayores en la cercanía al reflector.

En la figura 7 se comparan los resultados del cálculo estático con barras insertadas para las redes de cálculo A) 5x5x4, B) 10x10x4 y C) 15x15x4.

En la mencionada figura se indica para cada canal del reactor la potencia específica normalizada y la diferencia relativa con los resultados presentados por POLCA. A modo de facilitar la interpretación de los datos y observar la tendencia producida por el aumento del refinamiento de la red de cálculo, cada canal adopta un color dependiendo del valor absoluto de la diferencia relativa de modo tal que los colores se encuentran normalizados a un valor común de 6,53 %, que se corresponde con el máximo valor absoluto del error relativo que resulta del análisis de los 6 casos estáticos considerados.

Se observa en la figura 7A en general una relativamente buena correlación con los resultados de POLCA teniendo en consideración que se trata de una red de cálculo parti-

A) Barras insertadas - 5x5x4

0,642 4,81	0,452 2,46	0,424 2,59	0,523 2,15	0,801 1,41	1,429 3,07	1,703 2,43	1,495 0,97	0,912 -1,16
0,452 2,46	0,410 2,59	0,416 2,19	0,500 1,75	0,681 1,34	0,949 0,92	1,154 0,38	1,296 1,16	0,853 -1,58
0,424 2,59	0,416 2,19	0,432 1,60	0,499 1,24	0,625 1,02	0,790 0,89	0,970 0,28	1,181 0,88	0,810 -2,10
0,523 2,15	0,500 1,75	0,499 1,24	0,558 0,90	0,683 0,54	0,847 0,43	1,020 -0,20	1,224 0,30	0,831 -2,56
0,801 1,41	0,681 1,34	0,625 1,02	0,683 0,54	0,866 0,00	1,145 -0,48	1,323 -1,09	1,417 -0,32	0,905 -2,90
1,429 3,07	0,949 0,92	0,790 0,89	0,847 0,43	1,145 -0,48	1,871 1,01	2,059 0,39	1,660 -1,10	0,939 -3,27
1,703 2,43	1,154 0,38	0,970 0,28	1,020 -0,20	1,323 -1,09	2,059 0,39	2,154 -0,38	1,587 -2,12	0,799 -5,37
1,495 0,97	1,296 1,16	1,181 0,88	1,224 0,30	1,417 -0,32	1,660 -1,10	1,587 -2,12	1,264 -4,85	
0,912 -1,16	0,853 -1,58	0,810 -2,10	0,831 -2,56	0,905 -2,90	0,939 -3,27	0,799 -5,37		

B) Barras insertadas - 10x10x4

0,623 1,60	0,445 0,84	0,417 1,02	0,516 0,83	0,795 0,58	1,400 1,03	1,676 0,75	1,486 0,33	0,920 -0,31
0,445 0,84	0,404 0,93	0,410 0,82	0,494 0,62	0,675 0,39	0,943 0,37	1,153 0,22	1,286 0,40	0,862 -0,54
0,417 1,02	0,410 0,82	0,427 0,51	0,495 0,40	0,621 0,34	0,786 0,34	0,968 0,13	1,176 0,39	0,821 -0,76
0,516 0,83	0,494 0,62	0,495 0,40	0,555 0,32	0,680 0,17	0,845 0,22	1,022 -0,03	1,222 0,14	0,845 -0,93
0,795 0,58	0,675 0,39	0,621 0,34	0,680 0,17	0,865 -0,09	1,150 -0,10	1,334 -0,33	1,419 -0,18	0,922 -1,03
1,400 1,03	0,943 0,37	0,786 0,34	0,845 0,22	1,150 -0,10	1,857 0,30	2,052 0,07	1,671 -0,41	0,960 -1,17
1,676 0,75	1,153 0,22	0,968 0,13	1,022 -0,03	1,334 -0,33	2,052 0,07	2,157 -0,25	1,608 -0,81	0,829 -1,73
1,486 0,33	1,286 0,40	1,176 0,39	1,222 0,14	1,419 -0,18	1,671 -0,41	1,608 -0,81	1,305 -1,81	
0,920 -0,31	0,862 -0,54	0,821 -0,76	0,845 -0,93	0,922 -1,03	0,960 -1,17	0,829 -1,73		

C) Barras insertadas - 15x15x4

0,618 0,81	0,443 0,44	0,415 0,58	0,514 0,43	0,792 0,30	1,392 0,45	1,667 0,27	1,483 0,14	0,922 -0,10
0,443 0,44	0,402 0,48	0,409 0,43	0,492 0,27	0,672 0,07	0,942 0,16	1,151 0,13	1,283 0,18	0,865 -0,27
0,415 0,58	0,409 0,43	0,426 0,18	0,494 0,13	0,620 0,11	0,784 0,15	0,967 0,05	1,174 0,26	0,824 -0,39
0,514 0,43	0,492 0,27	0,494 0,13	0,554 0,13	0,679 0,04	0,844 0,13	1,022 0,01	1,221 0,11	0,849 -0,46
0,792 0,30	0,672 0,07	0,620 0,11	0,679 0,04	0,865 -0,14	1,151 -0,00	1,336 -0,11	1,420 -0,11	0,928 -0,48
1,392 0,45	0,942 0,16	0,784 0,15	0,844 0,13	1,151 -0,00	1,854 0,13	2,051 0,01	1,675 -0,17	0,966 -0,54
1,667 0,27	1,151 0,13	0,967 0,05	1,022 0,01	1,336 -0,11	2,051 0,01	2,158 -0,16	1,615 -0,40	0,838 -0,67
1,483 0,14	1,283 0,18	1,174 0,26	1,221 0,11	1,420 -0,11	1,675 -0,17	1,615 -0,40	1,317 -0,90	
0,922 -0,10	0,865 -0,27	0,824 -0,39	0,849 -0,46	0,928 -0,48	0,966 -0,54	0,838 -0,67		

Referencia

PUMA
Dif.rel.%

Figura 7: Distribución de la potencia específica con barras insertadas considerando una red de A) 5x5x4, B) 10x10x4 y C) 15x15x4. Cada celda representa uno de los 78 canales del núcleo del reactor con simetría 1/4 y son indicadas arriba la potencia específica normalizada a la media calculada con PUMA y abajo, la diferencia relativa con respecto a la referencia. La escala de colores se representa el valor absoluto de la diferencia relativa normalizada al valor máximo.

A) Barras extraídas - 5x5x4

0,206 6,53	0,152 4,04	0,154 3,89	0,199 3,31	0,308 2,81	0,547 4,64	0,656 4,08	0,583 2,52	0,360 0,27
0,158 3,89	0,153 3,75	0,169 3,57	0,216 2,82	0,300 2,59	0,415 2,13	0,507 1,59	0,578 2,40	0,384 -0,20
0,174 3,47	0,183 3,22	0,212 2,85	0,271 2,22	0,359 1,99	0,461 1,80	0,565 1,35	0,682 1,85	0,466 -0,95
0,247 3,37	0,256 2,89	0,297 2,22	0,389 1,62	0,531 1,47	0,688 1,19	0,821 0,72	0,954 1,22	0,632 -1,67
0,411 2,47	0,386 2,33	0,433 1,71	0,588 1,09	0,870 0,69	1,231 0,27	1,409 -0,23	1,433 0,45	0,878 -2,10
0,762 4,13	0,569 1,82	0,611 1,49	0,860 0,87	1,407 0,03	2,477 1,78	2,711 1,14	2,071 -0,50	1,106 -2,69
0,940 3,54	0,731 1,19	0,817 0,90	1,181 0,30	1,965 -0,68	3,453 0,83	3,606 0,12	2,443 -1,67	1,118 -4,89
0,855 2,02	0,862 1,99	1,053 1,49	1,542 0,95	2,493 0,14	4,111 -0,11	4,003 -1,07	2,465 -4,29	
0,535 -0,39	0,585 -0,83	0,745 -1,53	1,095 -2,11	1,739 -2,63	2,737 -2,22	2,482 -4,31		

B) Barras extraídas - 10x10x4

0,198 2,47	0,148 1,62	0,150 1,52	0,195 1,16	0,303 1,11	0,532 1,69	0,639 1,48	0,575 0,98	0,360 0,25
0,154 1,52	0,149 1,39	0,165 1,51	0,212 1,00	0,295 0,91	0,409 0,81	0,502 0,65	0,569 0,87	0,385 0,10
0,170 1,24	0,179 1,25	0,208 1,21	0,267 0,83	0,355 0,76	0,456 0,68	0,560 0,60	0,675 0,75	0,469 -0,21
0,242 1,41	0,252 1,21	0,294 0,91	0,385 0,60	0,526 0,62	0,683 0,46	0,818 0,37	0,947 0,52	0,639 -0,57
0,405 1,03	0,380 0,86	0,429 0,62	0,584 0,34	0,865 0,16	1,230 0,20	1,413 0,07	1,429 0,11	0,890 -0,73
0,743 1,48	0,563 0,76	0,606 0,59	0,856 0,31	1,408 0,04	2,450 0,66	2,691 0,40	2,076 -0,22	1,125 -1,04
0,919 1,26	0,726 0,54	0,813 0,41	1,179 0,17	1,974 -0,20	3,433 0,22	3,600 -0,04	2,467 -0,69	1,157 -1,57
0,845 0,80	0,852 0,77	1,045 0,67	1,534 0,48	2,490 0,06	4,104 -0,27	4,021 -0,61	2,536 -1,50	
0,537 -0,08	0,589 -0,20	0,753 -0,50	1,111 -0,75	1,769 -0,94	2,776 -0,83	2,558 -1,40		

C) Barras extraídas - 15x15x4

0,196 1,38	0,147 0,95	0,149 0,86	0,194 0,57	0,302 0,65	0,528 0,92	0,635 0,81	0,572 0,60	0,360 0,28
0,153 0,85	0,148 0,70	0,164 0,92	0,211 0,47	0,293 0,43	0,408 0,44	0,501 0,39	0,567 0,48	0,386 0,21
0,169 0,58	0,178 0,66	0,207 0,70	0,266 0,41	0,353 0,38	0,455 0,34	0,559 0,38	0,673 0,46	0,470 -0,00
0,241 0,81	0,251 0,69	0,292 0,49	0,384 0,27	0,525 0,34	0,682 0,22	0,817 0,24	0,945 0,32	0,641 -0,28
0,403 0,58	0,378 0,39	0,427 0,26	0,582 0,07	0,864 -0,04	1,230 0,15	1,414 0,13	1,427 -0,00	0,894 -0,36
0,737 0,72	0,561 0,41	0,604 0,28	0,854 0,11	1,407 0,01	2,443 0,35	2,685 0,20	2,078 -0,15	1,130 -0,59
0,914 0,61	0,724 0,32	0,812 0,24	1,178 0,10	1,976 -0,09	3,427 0,06	3,599 -0,08	2,474 -0,42	1,167 -0,65
0,842 0,45	0,849 0,42	1,042 0,43	1,532 0,34	2,490 0,04	4,104 -0,26	4,028 -0,44	2,557 -0,70	
0,537 -0,02	0,590 -0,05	0,755 -0,23	1,115 -0,38	1,778 -0,46	2,788 -0,41	2,580 -0,55		

Referencia

PUMA
Dif.rel. %

Figura 8: Distribución de la potencia específica con barras extraídas considerando una red de A) 5x5x4, B) 10x10x4 y C) 15x15x4. Cada celda representa uno de los 78 canales del núcleo del reactor con simetría 1/4 y son indicadas arriba la potencia específica normalizada a la media calculada con PUMA y abajo, la diferencia relativa con respecto a la referencia. La escala de colores se representa el valor absoluto de la diferencia relativa normalizada al valor máximo.

cularmente gruesa para este reactor. Las diferencias son en general pequeñas en el centro del modelo con valores absolutos menores al 1 % pero crecen significativamente en los extremos del mismo donde la diferencia relativa alcanza valores absolutos superiores al 5 %.

Las diferencias observadas entre los resultados obtenidos y los de POLCA se reducen notablemente con el aumento del refinamiento de la red. En la figura 7 B) se ve que tratando el modelo con una red de 10x10x4, las diferencias con POLCA resultan menores al 1 % a excepción de algunos canales situados generalmente en los extremos del modelo en donde el error alcanza valores de hasta 1,8 %. Esta tendencia se mantiene al refinar aún más la red de cálculo.

En la figura 8 se comparan los resultados del análisis estático sobre las redes de cálculo 5x5x4, 10x10x4 y 15x15x4 para el reactor frío con las barras absorbentes completamente extraídas.

Se observa un comportamiento similar al señalado al estudiar el escenario del reactor con barras insertadas: la red de 5x5x4 (figura 8A) presenta una distribución de potencias relativamente similar a la presentada por POLCA con diferencias fuertemente marcadas en los extremos del modelo de cálculo. A medida que aumenta el refinamiento de la red, la mejor representación de los flujos del sistema permite obtener valores cada vez más cercanos a los calculados por POLCA. Esto puede apreciarse en la figura 8C, donde las diferencias relativas con la referencia son notoriamente menores.

Los valores calculados de EWE y PWE son consistentes con las observaciones en las distribuciones. Dichos valores se detallan en la tabla 3 donde se indican EWE y PWE para las tres redes de cálculo y los dos escenarios estáticos.

En la figura 9 se muestran gráficamente los resultados presentados en la tabla 3. El EWE se mantiene en todos los casos por encima de PWE, lo cual es consistente con el hecho de que las mayores diferencias con la referencia fueron detectadas en los extremos del modelo y las menores en los puntos de mayor potencia del LRA. También se destaca que la condición de barras extraídas presenta a un mismo grado de refinamiento, una menor similitud con los resultados de la referencia.

Red de cálculo	Barras insertadas		Barras extraídas	
	EWE (%)	PWE (%)	EWE (%)	PWE (%)
5x5x4	2,48	1,45	2,92	1,57
10x10x4	0,85	0,51	1,09	0,60
15x15x4	0,41	0,23	0,58	0,32

Tabla 3: PWE y EWE calculados con distintas redes de cálculo para los casos estáticos de barras insertadas y barras extraídas con el reactor en frío.

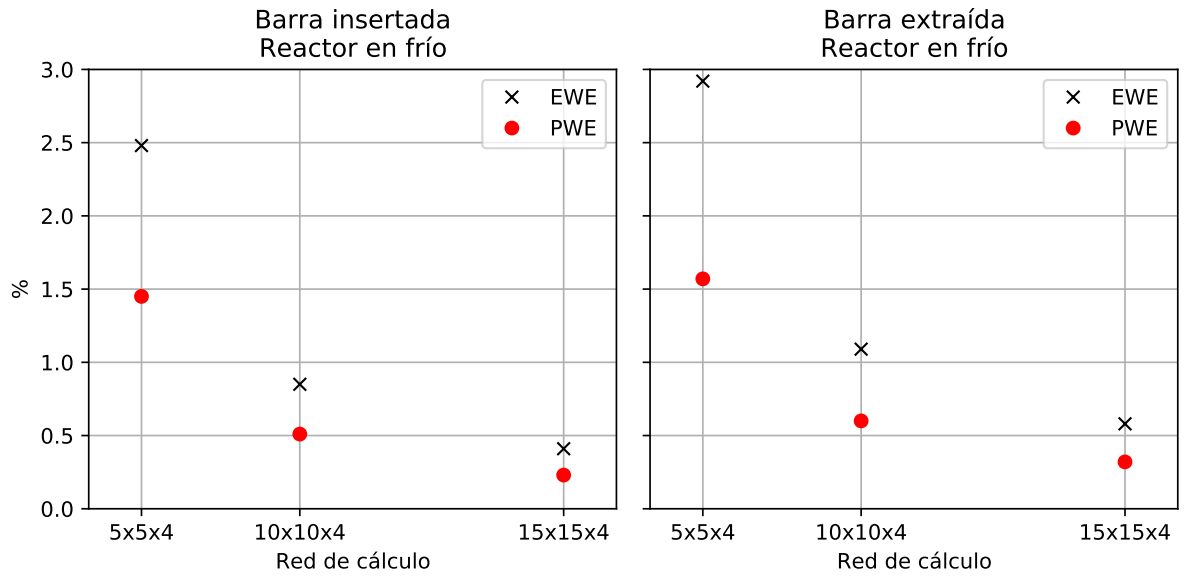


Figura 9: Valores adoptados por las métricas EWE y PWE para las tres redes de cálculo estudiadas y en los dos escenarios estáticos contemplados por el *benchmark* al comparar con la referencia. Izquierda, considerando la barra insertada y el reactor en frío. Derecha, considerando la barra extraída y el reactor en frío.

Si bien los resultados obtenidos con PUMA son consistentes con los presentados por la referencia, se subraya que la red de cálculo necesaria para la obtención de dichos resultados en PUMA es notoriamente más fina que las de la mencionada. Esto se debe principalmente a la dificultad que presenta un código basado en diferencias finitas para representar las distribuciones de flujo del LRA en comparación a los métodos nodales.

En la tabla 4 se comparan los resultados del factor de multiplicación de los modelos estáticos calculados con PUMA con otras simulaciones del *benchmark*, incluyendo cálculos realizados con POLCA, QUANDRY, CUBBOX, IQSBOX y SYNTH. Tanto el análisis estático del reactor en frío con la barra insertada como el del reactor en frío con la barra extraída resultan en factores de multiplicación consistentes con los de la referencias.

En este aspecto, señalamos que en ambos casos, los resultados obtenidos por PUMA (15x15x4) se encuentran dentro de la desviación estándar de las referencias consideradas, esto es $k_{eff-ins.} = (0,99632 \pm 0,00009)$ y $k_{eff-ext.} = (1,0153 \pm 0,0002)$.

Código	Volumen elemental de la red de cálculo (cm^3)	k_{eff} Reactor frío con barras insertadas	k_{eff} Reactor frío con barras extraídas
PUMA	3-3-7,5 (5x5x4)	0,99621	1,01486
PUMA	1,5-1,5-7,5 (10x10x4)	0,99630	1,01521
PUMA	1-1-7,5 (15x15x4)	0,99634	1,01533
POLCA	15-15-15	0,99641	1,01550
QUANDRY	7,5-7,5-25	0,99644	1,01560
CUBBOX	15-15-30	0,99626	1,01517
IQSBOX	15-15-30	0,99624	1,01518
SYNTH	2,5-2,5-3	0,99672	1,01632

Tabla 4: Comparación de los resultados estáticos calculados con PUMA con los de otros obtenidos por otros códigos de cálculo de núcleo. Se indica en cada caso las dimensiones del volumen elemental de la red de cálculo utilizada.

4.1.2. Análisis dinámico

Previo a iniciar el análisis de convergencia del transitorio, se debieron definir esquemas de paso de tiempo, con rangos de tiempo adecuados que permitan representar las variaciones involucradas debidas a la perturbación del reactor. Considerando los puntos de mayor interés (mencionados en la sección 3.3) y buscando mantener pasos de tiempo relativamente grandes en instancias en que no se produzcan variaciones significativas de potencia, se dividió la escala temporal en 5 rangos de tiempos limitados por 0,3, 0,5, 0,8

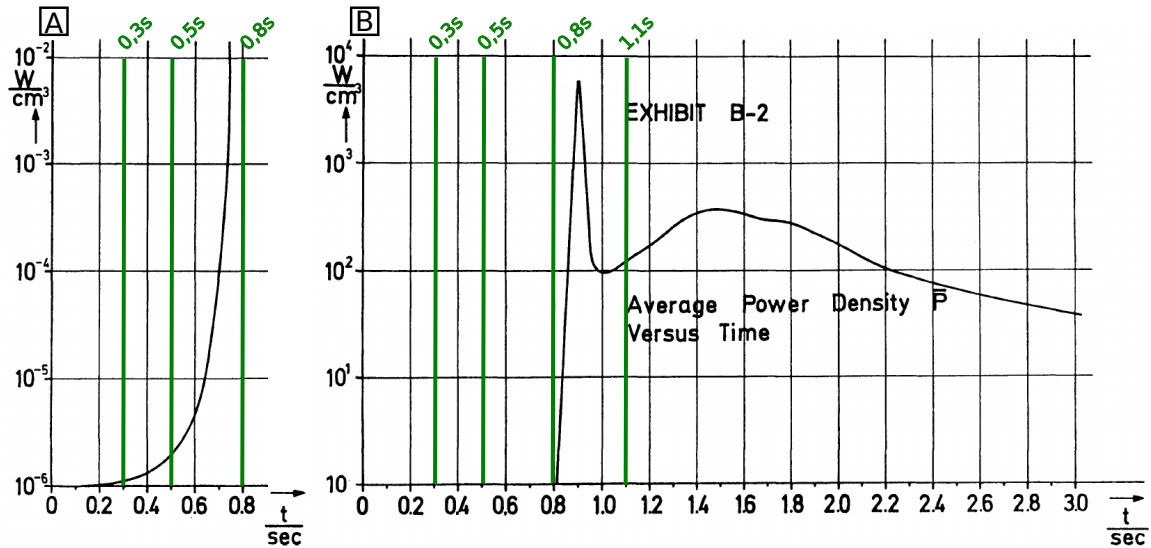


Figura 10: Límites de los rangos de tiempo utilizados representados sobre la evolución de la potencia específica del reactor, de acuerdo a los resultados obtenidos con IQSBOX [14]. (A) detalle de los primeros 0,8 segundos del transitorio y de las primeras 4 décadas de la excursión de potencia específica y (B) detalle de las últimas 4 décadas de la evolución de potencia específica.

y 1,1s. En la figura 10 se representan los límites de rango de tiempo elegidos, sobre la evolución de la potencia específica del reactor resuelto con IQSBOX [14] para ilustrar su elección. Seguidamente, fueron definidos diferentes esquemas de paso de tiempo. Se probaron más de 30 esquemas de paso distintos. Los esquemas más representativos del análisis son designados como A, B, C, D y E y se muestran en la tabla 5 detallando los rangos de tiempo y los distintos pasos utilizados en el análisis.

Inicialmente se buscó incluir pasos de tiempo mayores, pero las simulaciones en estos casos resultaron en divergencias.

Siguiendo los lineamientos presentados en la sección 3.3 se inició el análisis de convergencia estudiando el comportamiento del sistema frente a variaciones en la segmentación de los trozos, manteniendo constantes tanto las C/C como el esquema de pasos de tiempo. El primero se mantuvo en 5x5 C/C y para el segundo se adoptó el esquema de pasos de tiempo B (Tabla 5).

En la figura 11 se presentan los resultados obtenidos debidos a variaciones en el número de segmentos por trozo. Se muestra a modo ejemplificativo la curva típica completa de

Rango (s)	Esquema A	Esquema B	Esquema C	Esquema D	Esquema E
$0, 0 \leq t \leq 0, 3$	25 ms	12,5 ms	6 ms	6 ms	3 ms
$0, 3 < t \leq 0, 5$	12,5 ms	6,25 ms	3 ms	3 ms	1,5 ms
$0, 5 < t \leq 0, 8$	6,25 ms	3,125 ms	1,6 ms	0,5 ms	0,3 ms
$0, 8 < t \leq 1, 1$	2,5 ms	1,25 ms	0,6 ms	0,3 ms	0,15 ms
$1, 1 < t \leq 3, 0$	12,5 ms	6,25 ms	3 ms	3 ms	1,5 ms

Tabla 5: Esquemas de paso de tiempo. Son detalladas las divisiones del dominio temporal y pasos de tiempo asociados para el análisis de convergencia del modelo dinámico.

potencia específica en función del tiempo y detalles de las curvas en los tres puntos de interés. Si bien a primera vista no parece haber cambios sustanciales entre cada curva, al analizar los máximos y mínimos locales puede observarse como el aumento de la segmentación de los trozos afecta a los resultados obtenidos. En el caso del primer máximo, el mismo describe traslaciones en el eje temporal y cambios de potencia del orden de los 100 W/cm³ entre refinamientos. Sin embargo, al superarse 4 S/T las diferencias pasan a ser despreciables en términos prácticos.

Se observan efectos similares al estudiar el primer mínimo y el segundo máximo. En el caso de este último, la variación más suave de la potencia que se desarrolla en un pico de aproximadamente 1 segundo permite una mejor apreciación de la influencia del efecto *cusping* con la aparición de oscilaciones sobre las curvas. La amplitud de estas oscilaciones causa corrimientos en el primer mínimo y variaciones en el pico de potencia particularmente visibles a bajo número de segmentos por trozo. Dicha amplitud disminuye sensiblemente al aumentar la segmentación en el eje Z. Si bien su eliminación, como ya fue mencionado, no es posible, se observa que a partir de 4 S/T su efecto pasa a ser muy reducido.

En la tabla 6 se detallan los tiempos de cálculo de cada una de las simulaciones realizadas.

En base a los resultados obtenidos, se adopta 4 S/T para la conducción de las simulaciones del transitorio subsiguientes, considerando que dicho refinamiento en Z es suficiente para obtener la precisión deseada sin comprometer un costo de cálculo excesivo.

Seguidamente, se realiza el análisis de convergencia en función del esquema de paso de tiempo elegido. En la figura 12 se muestran la potencia específica en función del tiempo para cada uno de los pasos de tiempo detallados en la tabla 5, destacando el primer y segundo máximo de potencia. En todos los casos los cálculos son realizados en base a una red de cálculo de 5x5x4. Se observa que incluso a pasos de tiempo de 6 ms, los resultados del modelo aún distan de converger. Esto queda evidenciado por los cambios observados en el primer pico, donde la potencia específica experimenta un incremento

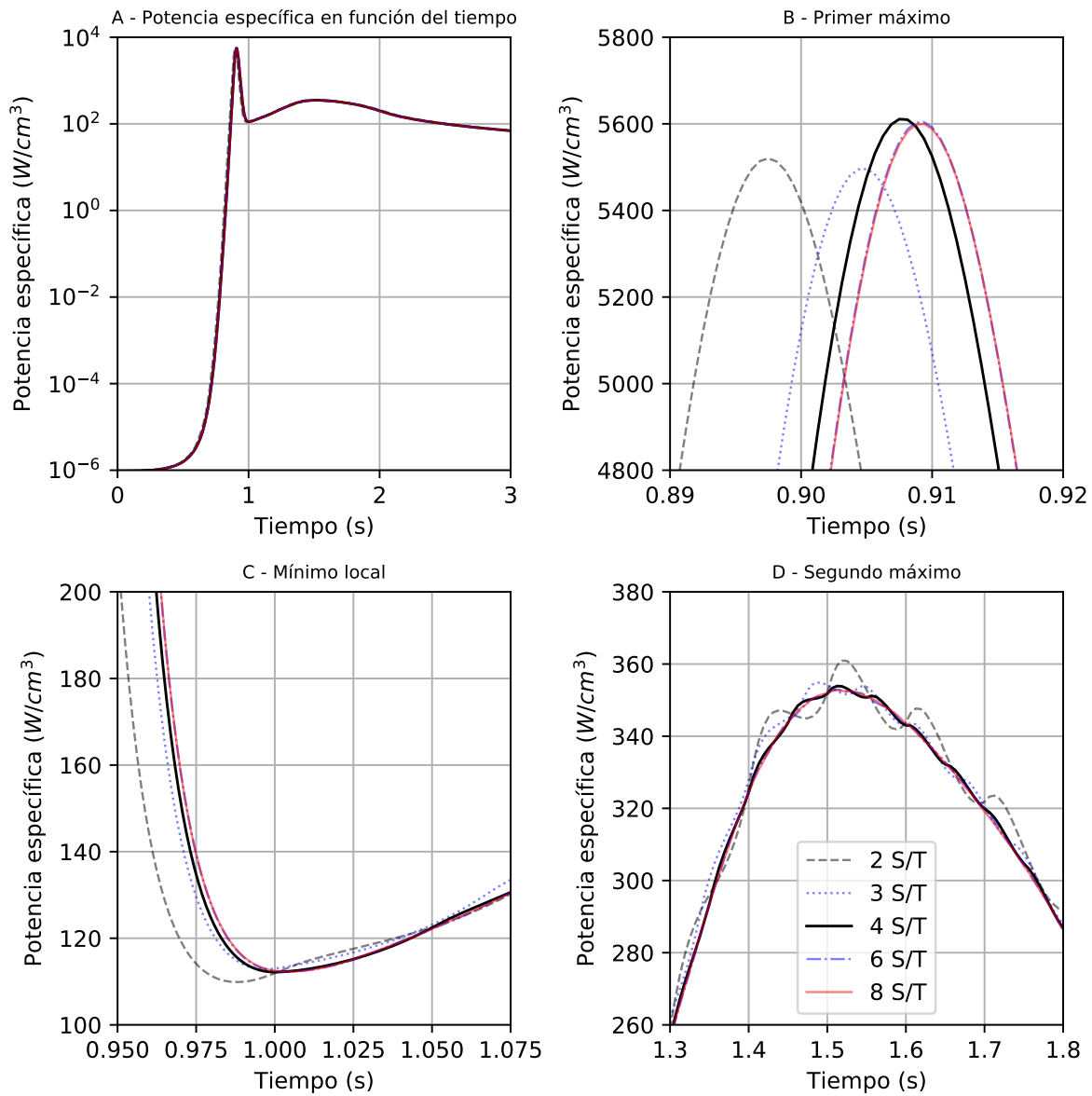


Figura 11: Análisis de convergencia del modelo dinámico como función del número de segmentos por trozo a lo largo del eje vertical Z. Se muestra (A) la evolución de la potencia específica en función del tiempo mostrando la respuesta característica del sistema y se destacan los tres puntos de interés: (B) el primer máximo, (C) el primer mínimo y (D) el segundo máximo. En todos los casos se trata con redes de cálculo de 5x5 C/C un esquema de pasos de tiempo B.

S/T	Tiempo (h)
2	2,24
3	3,47
4	4,67
6	7,18
8	10,82

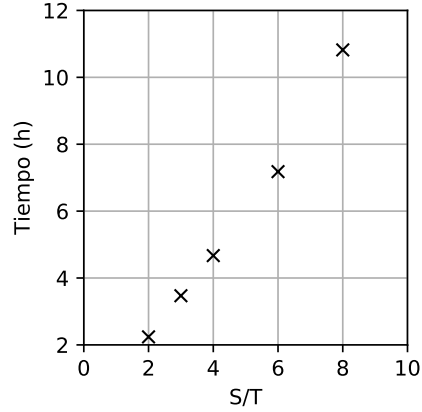


Tabla 6: Tiempo de ejecución de las simulaciones realizadas para el ajuste de la segmentación de trozos. A la izquierda, la tabla de datos y a la derecha un gráfico de los mismos. En todos los casos se trata de redes de cálculo de 5x5 C/C y el esquema de pasos de tiempo B.

de aproximadamente 500 W/cm^3 al reducir el paso de tiempo a 0,5 ms. La similitud entre los resultados obtenidos con los pasos D y E nos permite argumentar que no son de esperar cambios sensibles debidos a mayores refinamientos en el paso de tiempo. En base a los resultados obtenidos, es considerado el esquema de paso de tiempo D para la ejecución del modelo dinámico convergido. En un análisis posterior, podría estudiarse el relajamiento de los pasos de tiempo partiendo del esquema convergido D, buscando una mayor optimización del tiempo de cálculo, pero este análisis se encuentra fuera del alcance de este trabajo.

En la tabla 7 se indican los tiempos de las simulaciones destinadas al ajuste del esquema de pasos de tiempo. Se observa que existe una relación más compleja entre este parámetro y el poder de cálculo requerido para ejecutar la simulación: La reducción del paso de tiempo parece en muchos casos no producir cambios sustanciales en el tiempo total de la simulación. Si se compara la simulación conducida con el esquema de paso de tiempo B con el A, se observa que la primera experimenta un incremento de apenas unos minutos de ejecución con respecto a su contraparte a pesar de que esta última presente pasos de la mitad de la duración. Esto se debe a que el mayor número de pasos necesarios para concretar la simulación, producto de un paso de tiempo más fino, se ve contrarrestado por un menor número de iteraciones por paso.

En forma independiente del paso de tiempo fue analizado el efecto del refinamiento sobre el plano XY *i.e.* número de divisiones por canal, en el comportamiento del modelo.

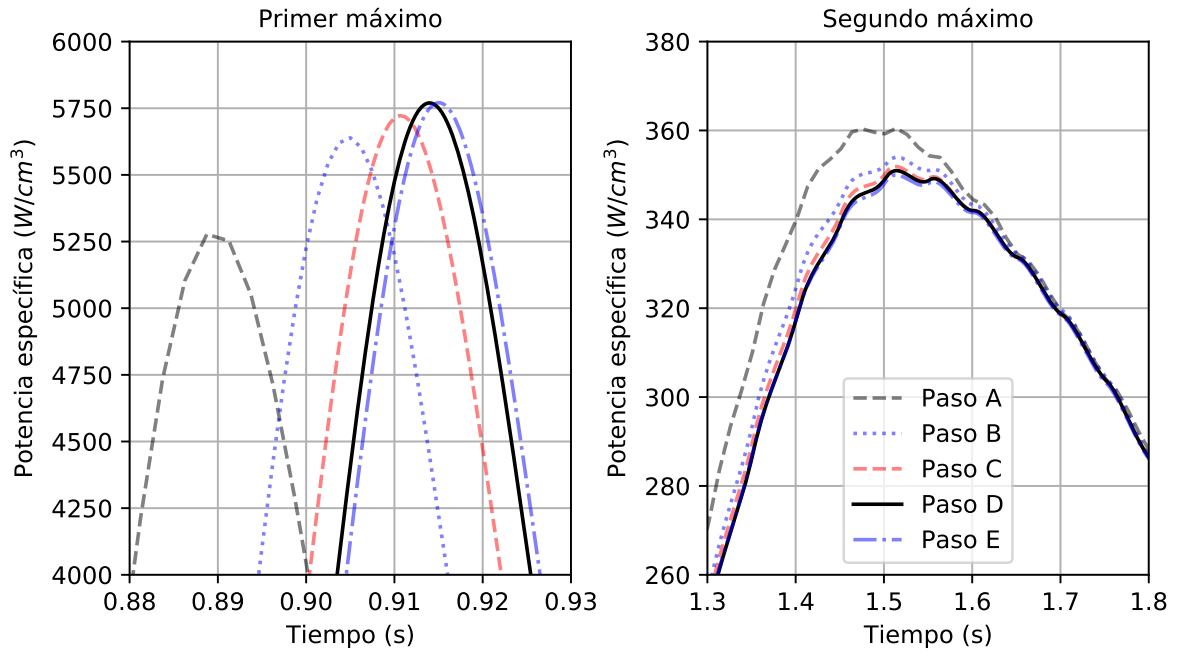


Figura 12: Análisis de convergencia del modelo dinámico en función del esquema de paso de tiempo. A la izquierda se muestra la convergencia del primer máximo y a la derecha, el efecto sobre el segundo. En todos los casos son utilizadas redes de cálculo de 5x5x4.

Partiendo de una red de 4x4x4 y un esquema de paso de tiempo B se refinó progresivamente el sistema buscando la convergencia del mismo. En la figura 13 se muestran los resultados obtenidos respecto al ajuste del mencionado parámetro, detallando la convergencia del primer y segundo pico. Se observa que el aumento progresivo del refinamiento repercute en un cambio sensible en los resultados del modelo, caracterizado primero por un aumento de la potencia máxima de ambos picos y después por un corrimiento del máximo hacia tiempos menores.

En la tabla 8 se presentan los tiempos de cálculo que fueron necesarios para la ejecución de las simulaciones de ajuste del número de C/C. Notamos como este parámetro influye sensiblemente en el tiempo de cálculo.

Esquema	Pasos	Tiempo (h)
A	463	4,53
B	934	4,66
C	1437	5,16
D	2348	5,94
E	4497	7,66

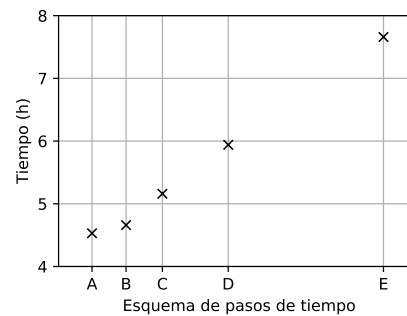


Tabla 7: Tiempo de ejecución de las simulaciones realizadas para el ajuste de paso de tiempo. A la izquierda la tabla de datos y a la derecha un gráfico mostrando el tiempo de cómputo en función del número de pasos de los distintos esquemas de tiempo.

Finalmente y en base a los resultados obtenidos, es adoptada como modelo convergido la red de cálculo 9x9x4 para el análisis dinámico, lo que equivale a volúmenes elementales de $(1,67 \times 1,67 \times 7,5) \text{ cm}^3$, con un esquema de paso de tiempo D.

En la figura 15 se muestra la densidad de potencia específica, la temperatura media y la reactividad dinámica del reactor en función del tiempo. En la figura 16 se muestra un detalle de la evolución de la potencia específica. Se observa el comportamiento del reactor durante la caída de las cuatro barras absorbentes. Hasta el instante $t=0,5\text{s}$, y con un cuarto de la longitud de las barras retiradas del reactor, no se observan cambios significativos en la temperatura media y comienza a observarse un crecimiento de la potencia del modelo.

A partir de este instante y hasta alcanzarse el primer máximo de potencia, tanto la densidad de potencia como la reactividad crecen significativamente de forma tal que en 4 décimas de segundo, la potencia aumenta 10 órdenes de magnitud y la reactividad continúa creciendo hasta posicionarse por encima de los 1100 pcm. El crecimiento de la potencia en esta instancia es de carácter supraexponencial, comportamiento que tiene lugar como

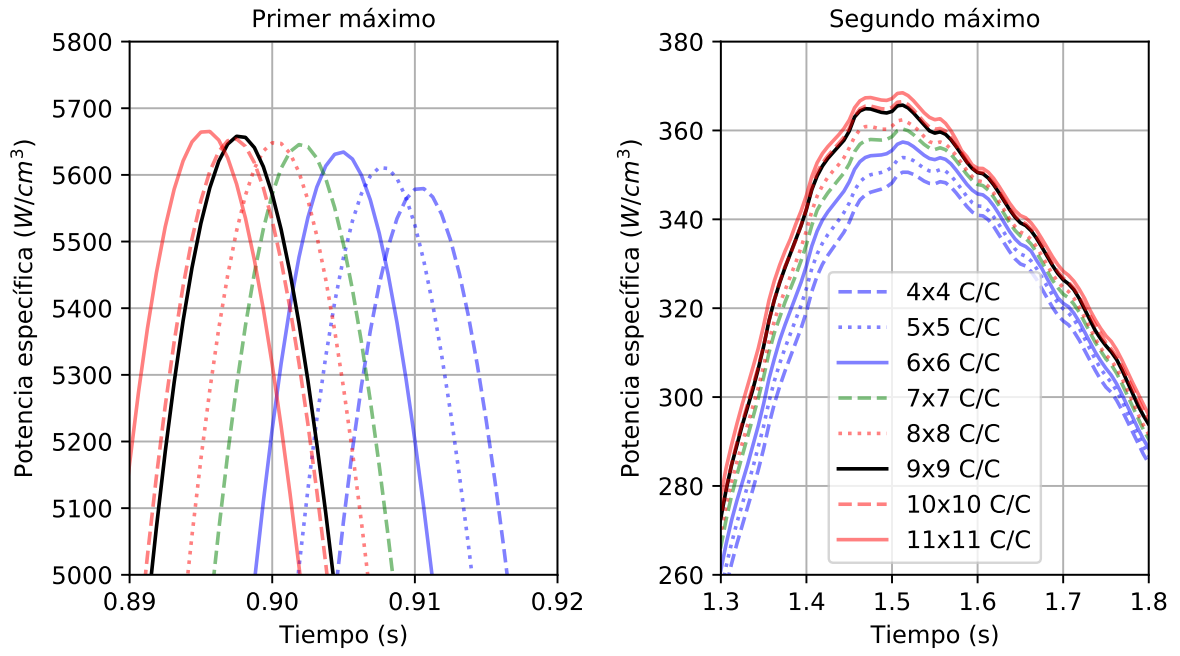


Figura 13: Análisis de convergencia del modelo dinámico en función del numero de C/C. A la izquierda se muestra la evolución del primer máximo, a la derecha el efecto sobre el segundo máximo. En todos los casos se mantiene un esquema de pasos de tiempo B.

C/C	Tiempo (h)
4x4	2,05
5x5	4,66
6x6	8,85
7x7	14,02
8x8	19,39
9x9	31,57
10x10	32,51
11x11	61,30

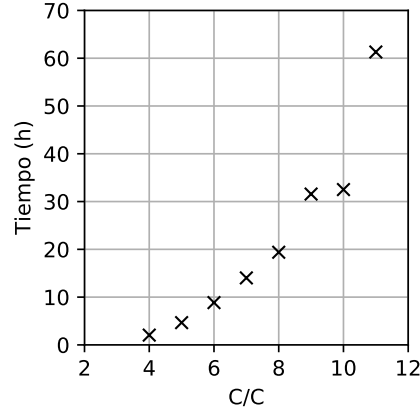


Tabla 8: Tiempo de ejecución de las simulaciones realizadas para el ajuste de las C/C. A la izquierda la tabla de datos, a la derecha el tiempo de ejecución en función del número de celdillas por canal.

producto del aumento de la reactividad a lo largo del transitorio.

Ante la escalada de potencia, se produce un aumento significativo y casi instantáneo de la temperatura media de 300 K a más de 550 K. Consecuentemente, y por el aumento de las secciones eficaces de absorción del grupo 1, por efecto Doppler, se observa una rápida inserción de reactividad negativa de aproximadamente 800 pcm. Este evento afecta la densidad de potencia específica que alcanza un máximo de 5895 W/cm^3 a un tiempo de $t = 0,90 \text{ s}$ y cae rápidamente aproximadamente dos órdenes de magnitud, alcanzando un mínimo de potencia local de $112,7 \text{ W/cm}^3$ a $t = 1,00 \text{ s}$.

Con la disminución de la potencia, disminuye proporcionalmente la tasa de crecimiento de la temperatura y consecuentemente la tasa de inserción de reactividad negativa por efecto Doppler en el núcleo. La caída constante de la barra de control produce un aumento de la reactividad que se observa con la formación de un nuevo pico de reactividad, esta vez menos abrupto. A tiempo $t = 1,50 \text{ s}$ se observa un nuevo pico de potencia de 362 W/cm^3 .

A partir de este punto, el sistema continúa evolucionando monótonamente: la densidad de potencia disminuye hasta $70,1 \text{ W/cm}^3$ al tiempo de concreción de la simulación y la temperatura media crece hasta alcanzar 1006K.

En la tabla 9 se comparan los resultados obtenidos empleando el modelo convergido descripto anteriormente con los de otros códigos de cálculo, destacando distintos puntos de interés y tiempo de cálculo. Se observa que los resultados obtenidos son similares a los de las referencias.

El tiempo de cálculo en la tabla 9 debe ser interpretado con cuidado teniendo en

consideración que cada simulación fue conducida en entornos con capacidades de cálculo muy disímiles. Esto invalida la comparación directa de este parámetro. No obstante, se destaca la diferencia en los tiempos de cálculo de PUMA en la resolución del transitorio del caso de 1/4 de reactor respecto a los de las referencias, siendo este parámetro entre 1 y 2 órdenes superior a los reportados.

Código V.d.C. (cm^3)	PUMA 1,67-1,67-7,5	POLCA-T 15-15-15	CUBBOX 15-15-30	QUANDRY 15-15-25	IQSBOX 15-15-30	SYNTH 2,5-2,5-3
$P_{esp-max-1}$ (W/cm^3)	5860	5754	6278	5532	5798	5767
t_{max-1} (s)	0,905	0,9	0,906	0,914	0,8942	0,9295
$P_{esp-min-1}$ (W/cm^3)	112,7	114,5	$\approx 89^*$	128,22	$\approx 96^*$	123,3
t_{min-1} (s)	0,996	0,993	$\approx 1,0^*$	1,00	$\approx 1,0^*$	1,05
$P_{esp-max-2}$ (W/cm^3)	361	368	$\approx 430^*$	432,9	$\approx 374^*$	373,7
t_{max-2} (s)	1,5	1,5	$\approx 1,5^*$	1,446	$\approx 1,5^*$	1,435
P_{fin} (W/cm^3)	70,1	70,6	$\approx 40^*$	72,2	$\approx 38^*$	69,5
$T_{med-fin}$ (K)	1006	1011	$\approx 954^*$	1018	$\approx 937^*$	1020
Pasos**	2348	410	800	2708	706	1200
Tiempo de cálculo** (s)	$126 \cdot 10^3$	-	$5,8 \cdot 10^3$	$43,2 \cdot 10^3$	$2,17 \cdot 10^3$	$13 \cdot 10^3$

*Valores estimados a partir de la interpretación de figuras presentadas por la referencia.

**Dada la diversidad de los entornos de cálculo, la comparación directa de este parámetro no es posible.

Tabla 9: Comparación de los resultados obtenidos en el modelo dinámico en el modelo de 1/4 de reactor con los de distintas referencias. Se comparan la densidad de potencia específica del primer máximo ($P_{esp.max.1}$), segundo máximo ($P_{esp.max.2}$) y primer mínimo ($P_{esp.min.1}$) de potencia y los tiempos a los que se producen, la potencia específica y la temperatura media en el estado final del reactor (P_{fin} y $T_{med-fin}$).

4.2. Caso del núcleo completo

En las secciones presentadas a continuación se tratan los resultados estáticos y dinámicos del caso que contempla la caída de una única barra de control. Para el cálculo de los

mismos, no fue realizado un análisis de convergencia, sino que fueron elegidas redes de cálculo en base a las observaciones realizadas en el análisis de convergencia del caso del reactor de simetría 1/4. Esta decisión fue tomada bajo el entendimiento de que la similitud de ambos problemas permitiría en cierto grado, extrapolar los resultados obtenidos en el problema de 1/4 del reactor. Independientemente de ello, la red de cálculo necesaria para la representación de este reactor genera exigencias de cálculo que hacen que la realización de un análisis de convergencia sea incompatible con el alcance de este trabajo.

4.2.1. Análisis estático

Para el análisis estático del reactor completo fue considerada una red 9x9x4 y una barra completamente extraída en el primer cuadrante del reactor. Se realizaron pruebas con redes de mayor discretización, pero el reactor resultante no pudo ser representado por PUMA.

Como fue mencionado previamente, el análisis del reactor completo es estudiado únicamente en la condición de barra extraída con el reactor en frío puesto que el caso de la barra insertada resulta análogo al del reactor simétrico.

El reactor fue resuelto en 1166s, con un $k_{eff} = 1,01455$. En la figura 14 se muestra la distribución de potencias sobre el reactor y el error relativo considerando como referencia los resultados obtenidos con POLCA. La intensidad de los colores de la figura representa el valor absoluto del error relativo con respecto a la referencia. Se observa en general una buena correlación con los resultados de la referencia en la cercanía a la localización del pico de potencia donde los errores relativos no superan el 2 %. Más alejado del pico de potencia y, en general, en aquellos canales en los que la potencia es baja, el error relativo crece considerablemente hasta alcanzar valores del orden del 50 %. Esto se ve reflejado en las métricas, que adoptan los valores $PWE = 0,83\%$ y $EWE = 24,93\%$.

En referencia a los elevados errores relativos presentes en el tercer cuadrante del núcleo completo, debe tenerse en cuenta que: en primer lugar, un mayor error en las zonas de menor potencia y mayor cercanía al reflector es hasta cierto punto esperable; en segundo lugar, en esta zona la potencia específica de los canales es particularmente chica y la comparación con la referencia se dificulta debido a que la misma truncó los resultados a la cuarta cifra significativa; en tercer lugar, es posible que PUMA no haya convergido adecuadamente en estos canales, producto de la elección de un criterio de convergencia excesivamente holgado.

En la tabla 10 se comparan los resultados obtenidos con los de las distintas referencias.

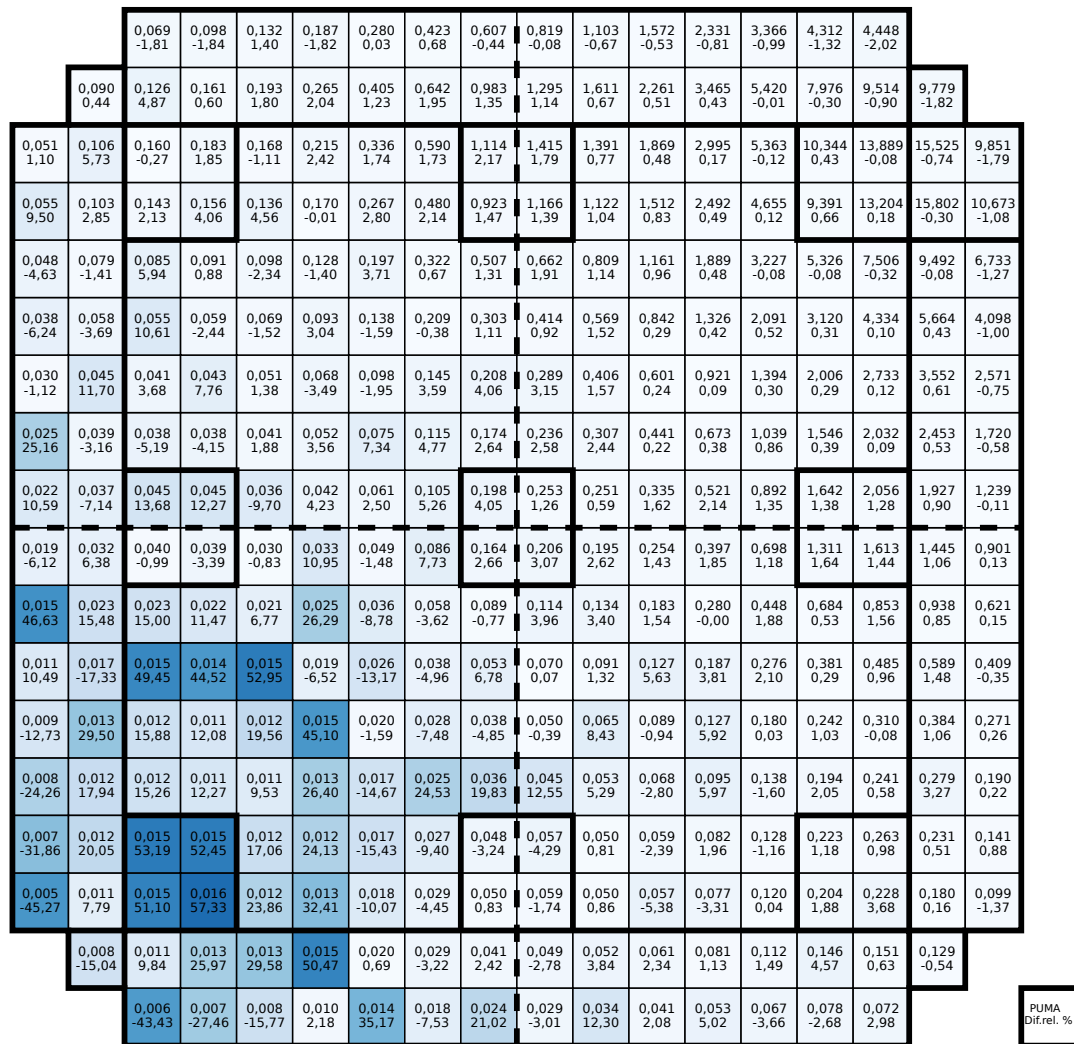


Figura 14: Distribución de la potencia específica calculada considerando una red de 9x9x4, una barra absorbente completamente extraída en el primer cuadrante del núcleo y el reactor en frío. Cada celda representa uno de los 312 canales del núcleo y se indican la potencia específica normalizada a la media y la diferencia relativa con respecto a la referencia (POLCA). La escala de colores representa el valor absoluto del error relativo respecto a la referencia.

Código	V.d.C (cm^3)	K_{eff}
PUMA	1,67-1,67-7,5 (9x9x4)	1,01455
POLTA-T	15-15-15	1,01550
QUANDRY	15-15-15	1,01494

Tabla 10: Comparación de los resultados obtenidos en el modelo estático del reactor completo con los de distintas referencias. Se indica en cada caso las dimensiones del volumen elemental de la red de cálculo utilizada.

4.2.2. Análisis dinámico

Los cálculos transitorios del reactor completo fueron realizados utilizando la misma red de cálculo que se uso en el caso estático del reactor completo (9x9x4).

Con respecto al esquema de pasos de tiempo, se adoptó un esquema basado en el esquema D (tabla 5) que fue implementado previamente en los cálculos del transitorio del reactor de simetría 1/4. El nuevo esquema, llamado Dm o D modificado, desarrollado en la tabla 11 consiste en el esquema D, incluyendo la incorporación de un rango de tiempo adicional de transición $[1, 1s < t \leq 1, 2s]$ con un paso de tiempo de 1 ms por iteración.

La incorporación de este nuevo rango de tiempos se realizó considerando que al caer únicamente una de las 4 barras, la rapidez de la remoción de reactividad negativa del núcleo es sustancialmente menor que en el reactor simétrico, siendo esperada consecuentemente una menor excursión de potencia y una respuesta del reactor más lenta en comparación al caso simétrico. Se esperaba por este motivo que los tiempos característicos t_{max-1} , t_{min-1} y t_{max-2} se encuentren retrasados con respecto a los valores presentados en la tabla 9. Ante la posibilidad de que estos tiempos (y en particular t_{max-1} y t_{min-1}) quedasen fuera de los rangos de paso finos, se incorporó el mencionado rango. La idea de extender el rango de 0,3ms de $[0, 8 < t \leq 1, 1]$ a $[0, 8 < t \leq 1, 2]$ fue descartada considerando que esto tendría un impacto muy negativo en el tiempo de cálculo.

Un análisis de relajación de los pasos de tiempo y la consideración de una segmentación no homogénea del reactor son necesarios para reducir los tiempos de calculo de este reactor. Dichos análisis no fueron realizados debido a que excedían el alcance de este trabajo.

La resolución del reactor se realizó en 2414 iteraciones y en 636304 s ($\approx 7,4$ días).

En la figura 15 se muestran los resultados del transitorio del reactor completo (línea interrumpida) comparados con los del reactor de simetría 1/4 (línea continua). En la figura 16 se muestra un detalle de la evolución de la potencia específica.

En la tabla 12 se indican los valores de los tiempos y densidad de potencia característi-

cos de la evolución del reactor y se los compara con resultados obtenidos con POLCA y con QUANDRY.

Rango (s)	Esquema Dm
$0,0 \leq t \leq 0,3$	6 ms
$0,3 < t \leq 0,5$	3 ms
$0,5 < t \leq 0,8$	0,5 ms
$0,8 < t \leq 1,1$	0,3 ms
$1,1 < t \leq 1,2$	1 ms
$1,2 < t \leq 3$	3 ms

Tabla 11: Esquema de pasos de tiempo Dm utilizado en el modelo del transitorio del reactor completo.

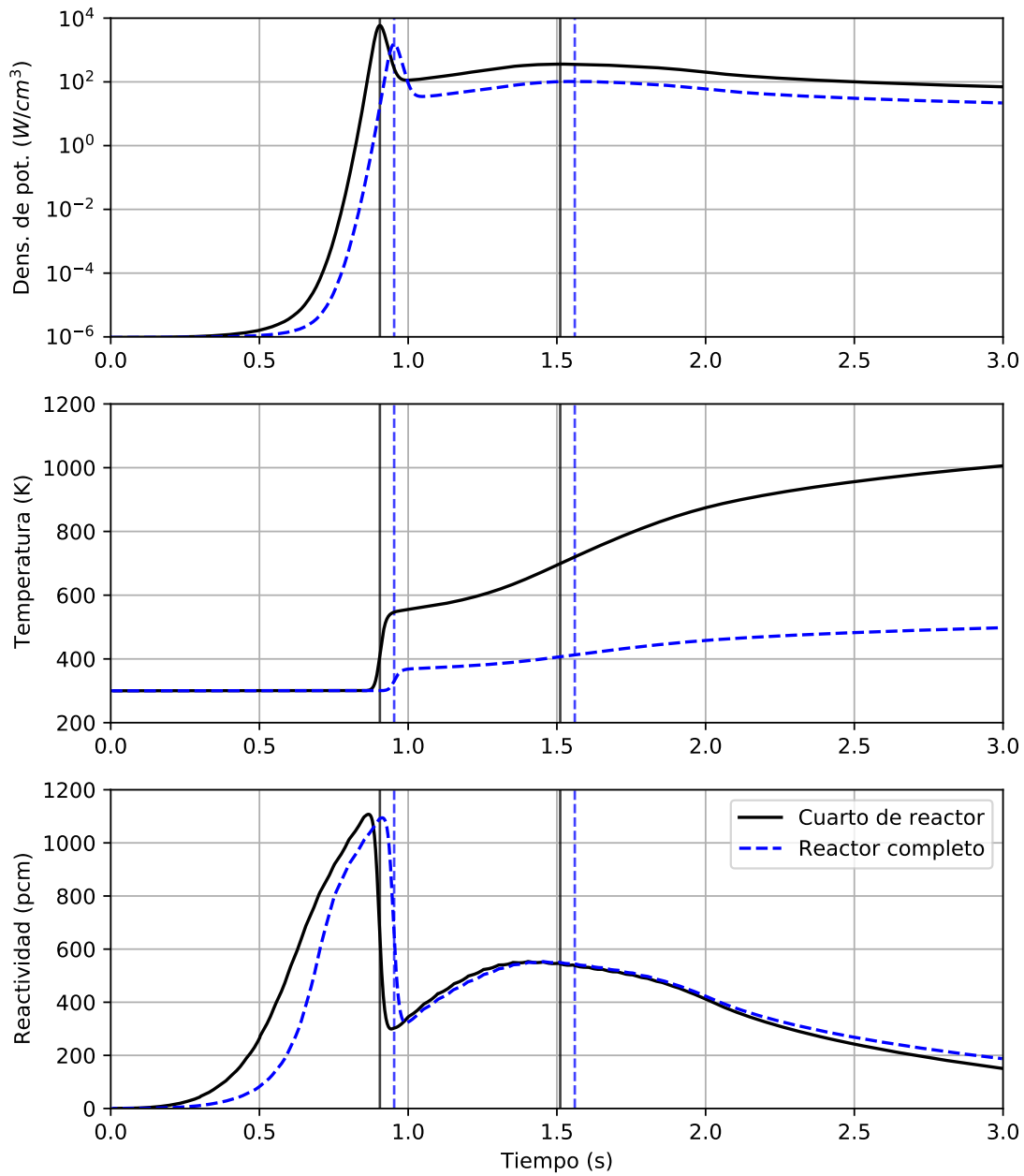


Figura 15: Evolución de la potencia específica en el volumen activo del reactor, la temperatura media y la reactividad en función del tiempo. Con línea continua se señala la evolución del reactor de simetría 1/4 y con línea interrumpida, la del reactor completo. Las líneas verticales se localizan en el primer y segundo máximo de potencia específica de ambos casos.

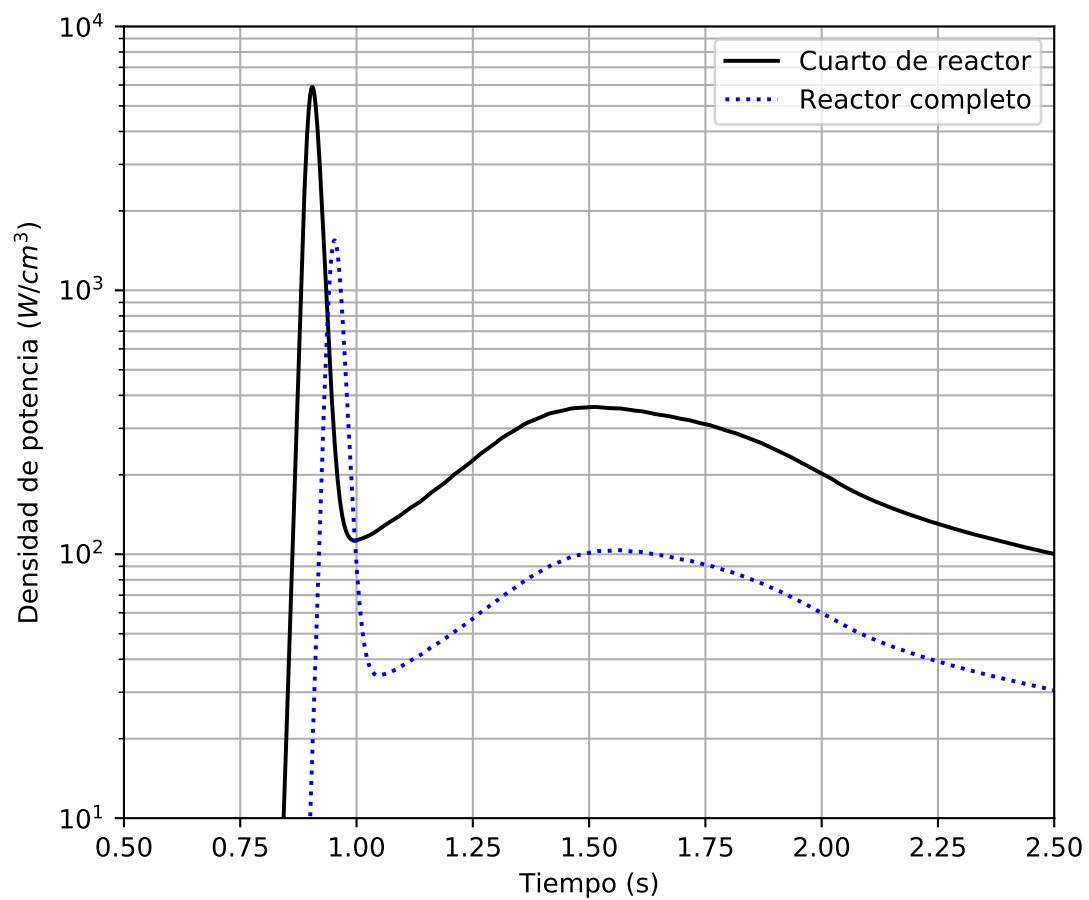


Figura 16: Detalle de la evolución de potencia específica en los casos del reactor completo y simétrico representando las 3 últimas décadas de la excursión de potencia.

Código V.d.C. (cm^3)	PUMA 1,67-1,67-7,5	POLCA-T 15-15-15	QUANDRY No homogéneo*
$P_{esp-max-1}$ (W/cm^3)	1547,7	1506	1435
t_{max-1} (s)	0,952	0,945	0,950
$P_{esp-min-1}$ (W/cm^3)	34,7	33,1	20,7
$t_{min.1}$ (s)	1,05	1,02	1,08
$P_{esp-max-2}$ (W/cm^3)	103,7	106	141
t_{max-2} (s)	1,56	1,52	1,57
P_{fin} (W/cm^3)	21,84	21,9	22,6
$T_{med-fin}$ (K)	498	-	503
Pasos**	2414	-	820
Tiempo de cálculo** (s)	$636 \cdot 10^3$	-	4300

*V.d.C. variable con celdas de 15-15-30 en el rango $30\text{ cm} < x, y < 60\text{ cm}$ y $270\text{ cm} < x, y < 300\text{ cm}$ y 30-30-30 en el resto del reactor.

**Dada la diversidad de los entornos de cálculo, la comparación directa de este parámetro no es posible.

Tabla 12: Comparación de los resultados obtenidos en el modelo dinámico en el modelo del reactor completo con los de distintas referencias. Se comparan la densidad de potencia específica del primer máximo ($P_{esp.max.1}$), segundo máximo ($P_{esp.max.2}$) y primer mínimo ($P_{esp.min.1}$) de potencia y los tiempos a los que se producen, la potencia específica y la temperatura media en el estado final del reactor (P_{fin} y $T_{med-fin}$).

5. Conclusiones

Si son considerados únicamente los resultados del *benchmark*, esto es, sin sopesar los tiempos de cálculo que requiere la resolución del mismo con PUMA, los resultados obtenidos son en general satisfactorios. A pesar de las dificultades que imponen tanto el tamaño del reactor como la representación de los gradientes de flujo del LRA, los resultados obtenidos son en todos los casos comparables a los de las referencias consideradas.

Con respecto al refinamiento de la red de cálculo, a lo largo del trabajo se adoptaron redes relativamente finas buscando acercarse tanto como sea posible al resultado del modelo

convergiendo. En general los resultados son consistentes, y exceptuando algunas redes muy gruesas, el refinamiento progresivo de la red resulta en un acercamiento monótono al modelo convergido, lo cual es esperable de un código basado en diferencias finitas. La adopción de redes más gruesas podría ser hasta cierto punto admisible al costo de una menor precisión, debido a que el incremento en el refinamiento de las redes adoptadas tiene un impacto negativo considerable en los tiempos de cálculo. En el caso del caso del núcleo completo, la implementación de un mayor refinamiento que el adoptado en este trabajo no es posible debido a las limitaciones propias de PUMA.

En lo referente a la segmentación de los trozos del reactor, se observaron desviaciones en los resultados por interacción con el efecto *cusping* a bajo número de S/T. Sin embargo, dichas desviaciones se reducen sensiblemente con pequeños incrementos en la segmentación.

En cuanto a los tiempos de cálculo, PUMA es en general bastante menos eficiente que las referencias consideradas. Si bien la comparación directa entre tiempos de simulación no es posible debido a las diferencias en los entornos de cálculo, se observa que PUMA requiere considerablemente más tiempo de procesamiento que las referencias. Los tiempos de cálculo de la resolución del transitorio del reactor de 1/4 de simetría fueron entre 1 y 2 órdenes superiores a las reportadas por las referencias.

Si bien el análisis de convergencia fue tratado extensamente en este trabajo, aún admite mejoras a ser tratadas a futuro. En primer lugar, no se realizó un análisis de relajación del esquema de pasos de tiempo de la misma forma que no se optimizó la definición de los rangos. La conducción de este análisis podría mejorar sensiblemente los tiempos de cálculos a expensas de pequeñas desviaciones en los resultados.

En segundo lugar, un tratamiento no homogéneo de la segmentación de los canales podría tener un impacto positivo en los tiempos y la optimización de los recursos de cálculo. Dicho análisis no fue considerado en este trabajo puesto que implica un notable incremento en la complejidad del análisis de convergencia, pero es de esperar que su implementación mejore ostensiblemente el desempeño de PUMA, especialmente en el tratamiento del caso de la caída de una única barra. De cualquier forma, este análisis sería de interés únicamente para la optimización de la resolución de este *benchmark* en particular.

Por último, si bien la extrapolación de los resultados del análisis de convergencia del caso de la caída de 4 barras al de la caída de una única barra permitió obtener resultados comparables a los de las referencias, la conducción de un análisis de convergencia independiente es recomendable.

6. Bibliografía

- [1] IAEA, “*Energy, Electricity and Nuclear Power Estimates for the Period up to 2050*”, RDS.No1, IAEA, Wien, 2023.
- [2] IPCC, 2023: “*Climate Change 2023: Synthesis Report*”
- [3] IAEA, “*Nuclear Energy in Mitigation Pathways to Net Zero*”, Outlooks , IAEA, Wien, 2023.
- [4] Duderstadt, J.J., “*Nuclear Reactor Analysis*”, Wiley, 1976.
- [5] Hébert, A., “*Applied Reactor Physics*”, 3ra Ed, 2020.
- [6] Grant, C., “Manual del sistema ‘PUMA’ Versión 6.0.12” (2010)
- [7] Dacal, C.D., “Validación de la línea de cálculo neutrónico HUÉMUL-PUMA para reactores de agua liviana”, 2021.
- [8] Diamond, D.J. et. al., “*Reactivity accidents: A reassessment of the design-basis events*”, Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (USA), 2010.
- [9] “*National energy software center: benchmark problem book*”, Argonne National Laboratory, AIML-7416, Supp. 2, Illinois, 1977.
- [10] E. Brega, F. Di Pasquantonio, “*Computation accuracy and efficiency of coarse-mesh analytic nodal method for LWR transient problems, in comparison with a space-time synthesis method*”, Annals of Nuclear Energy, Vol. 8, pp. 509 - 524, 1981, UK.
- [11] Kotchoubey, J. “*POLCA-T Neutron Kinetics Model Benchmarking*”, Tesis de maestría, NEA, 2007
- [12] Aboanber, A.E., et.al., “*Computation accuracy and efficiency of a power series analytic method for two- and three- space-dependent transient problems*”, Progress in Nuclear Energy, Elsevier, 2009
- [13] Smith, K.S., “*An analytic nodal method for solving the two-group, multidimensional, static and transient neutron diffusion equations*”, MIT, USA, 1979.
- [14] “*National energy software center: benchmark problem book*”, Argonne National Laboratory, AIML-7416, Supp. 3, Illinois, 1985.

- [15] GenRed V3.4, un preprocesador para HUEMUL. (2022)
- [16] Kozlowski, T., *et.al.*, “*PWR MOX/UO2 Core Transient Benchmark*”, Final Report, NEA Nuclear Science Committee, 2007, p.17
- .
- .