



UNIVERSITAT  
POLITÈCNICA  
DE VALÈNCIA



ESCUELA TÉCNICA  
SUPERIOR INGENIERÍA  
INDUSTRIAL VALENCIA

TRABAJO FIN DE MASTER EN INGENIERÍA INDUSTRIAL

# ANÁLISIS Y VERIFICACIÓN DE LA EVOLUCIÓN DE LA CONCENTRACIÓN DEL VENENO NEUTRÓNICO Xe-135 EN UN REACTOR NUCLEAR TIPO PWR-KWU DURANTE UN TRANSITORIO OPERACIONAL

AUTORA: BÁRBARA NAVARRO MAS

TUTOR: RAFAEL MIRÓ HERRERO

COTUTORA: TERESA BARRACHINA CELDA

Curso Académico: 2019-20



# Agradecimientos

En especial, agradecer a Rafa Miró la oportunidad que me brindó al formar parte de este proyecto, con el que he aprendido tanto. Y sobre todo, a Teresa Barrachina, por guiarme y apoyarme hasta el último momento.

A mi familia y a mis compañeras de vida.

“If you can dream - and not make dreams your master;  
If you can think - and not make thoughts your aim;  
If you can meet with triumph and disaster  
And treat those two imposters just the same;  
If you can bear to hear the truth you’ve spoken  
Twisted by knaves to make a trap for fools,  
Or watch the things you gave your life to broken,  
And stoop and build ’em up with wornout tools;  
If you can make one heap of all your winnings  
And risk it on one turn of pitch-and-toss,  
And lose, and start again at your beginnings  
And never breath a word about your loss;  
If you can force your heart and nerve and sinew  
To serve your turn long after they are gone,  
And so hold on when there is nothing in you  
Except the Will which says to them: ¡Hold on!”

Rudyard Kipling.



# Resumen

En el presente Trabajo Final de Máster se estudia la evolución de la concentración del producto de fisión Xe-135 en un reactor nuclear de agua a presión (*Pressurized Water Reactor*, PWR) con tres lazos de refrigeración y tecnología alemana Siemens-KWU.

El Xe-135 es un isótopo inestable del Xenón que se forma como producto de la fisión del uranio, siendo el veneno de producto de fisión más importante con una sección eficaz de absorción térmica de  $2.65 \times 10^6$  barns. En la operación de un reactor nuclear su efecto es significativo, por lo que se va a analizar su evolución en cuatro periodos diferentes del ciclo del combustible nuclear del reactor objeto de estudio:

- A principio del ciclo: Caso BOC (*Beginning Of the Cycle*).
- A mitad del ciclo: Caso MOC (*Middle Of the Cycle*).
- Al final del ciclo: Caso EOC (*End Of the Cycle*).
- En una situación de bajada de potencia: Caso BAJ.

El uso de códigos es una herramienta fundamental en Seguridad Nuclear con la que simular diferentes situaciones en reactores de potencia. Para analizar y verificar la evolución del veneno neutrónico Xe-135, se desarrollará un modelo termohidráulico-neutrónico 3D del núcleo del reactor PWR-KWU con la pareja de códigos acoplados RELAP5/PARCSv3.2. La modelización se realizará a partir de la información real sobre el núcleo, procedente de los datos referentes a la posición de los detectores *Incore* y *Excore*, de la planta estudiada y se validará para comprobar que se obtienen las mismas señales al reproducir el comportamiento del reactor con las herramientas de simulación. Tras la validación del modelo termohidráulico-neutrónico 3D del núcleo del reactor PWR-KWU, se efectuará la simulación de un transitorio operacional para el caso de estudio BAJ.

**Palabras clave:** reactor nuclear de agua a presión (PWR), Siemens-KWU, códigos acoplados RELAP5/PARCSv3.2, simulación, transitorio operacional, Xe-135.



# Resum

En el present Treball Final de Màster s'estudia l'evolució de la concentració del producte de fissió Xe-135 en un reactor nuclear d'aigua a pressió (PWR) amb tres llaços de refrigeració i tecnologia alemanya Siemens-KWU.

El Xe-135 és un isòtop inestable del Xenó que es forma com a producte de la fissió de l'Urani, convertint-se en el verí de producte de fissió més important amb una secció eficaç d'absorció tèrmica de  $2.65 \times 10^6$  barns. En l'operació d'un reactor nuclear el seu efecte és significatiu, per la qual cosa s'analitza la seua evolució en quatre períodes diferents del cicle del combustible nuclear del reactor objecte d'estudi:

- A principi del cicle: Cas BOC (*Beginning Of the Cycle*).
- A mitjan cicle: Cas MOC (*Middle Of the Cycle*).
- Al final del cicle: Cas EOC (*End Of the Cycle*).
- En una situació de baixada de potència: Cas BAJ.

L'ús de codis és una ferramenta fonamental en Seguretat Nuclear amb qué simular diferents situacions en reactors de potència. Per a analitzar i verificar l'evolució del verí neutrònic Xe-135, es desenvoluparà un model termohidràulic-neutrònic 3D del nucli del reactor PWR-KWU amb la parella de codis acoblats RELAP5/PARCSv3.2. La modelització es realitzarà a partir de la informació real sobre el nucli, procedent de les dades referents a la posició dels detectors *Incore* i *Excore*, de la planta estudiada i es validarà per a comprovar que s'obtenen els mateixos senyals al reproduir el comportament del reactor amb les ferramentes de simulació. Després de la validació del model termohidràulic-neutrònic 3D del nucli del reactor PWR-KWU, es durà a terme la simulació d'un transitori operacional per al cas d'estudi BAJ.

**Paraules clau:** reactor nuclear d'aigua a pressió (PWR), Siemens-KWU, codis acoblats RELAP5/PARCSv3.2, simulació, transitori operacional, Xe-135.



# Abstract

In this Master's Final Project, the evolution of the concentration of the fission product Xe-135 in a pressurized water nuclear reactor (PWR) with three cooling loops and German Siemens-KWU technology is studied.

Xe-135 is an unstable isotope of Xenon that is formed as a fission product of Uranium, being the most important fission product poison with a thermal absorption cross section of  $2.65 \times 10^6$  barns. In the operation of a nuclear reactor its effect is significant, so its evolution in four different periods of the nuclear fuel cycle of the reactor under study will be analysed: at the Beginning Of the Cycle (BOC), in the Middle Of the Cycle (MOC), at the End Of the Cycle (EOC) and in a low power situation (BAJ).

- At the Beginning Of the Cycle : Case BOC.
- In the Middle Of the Cycle: Case MOC.
- At the End Of the Cycle: Case EOC.
- In a low power situation: Case BAJ (*Bajada de potencia*).

The use of codes is a fundamental tool in Nuclear Safety that allows simulating different situations in power reactors. To analyse and verify the evolution of the neutron poison Xe-135, a 3D thermohydraulic-neutron model of the core of the PWR-KWU reactor will be developed with the coupled RELAP5 / PARCSv3.2 code. The modelling will be carried out from the real information on the core, from the data referring to the position of the Incore and Excore detectors, of the studied plant and will be validated to verify that the same signals are obtained when reproducing the behaviour of the reactor with the simulation tools. After validation of the 3D thermohydraulic-neutronic model of the PWR-KWU reactor core, the simulation of an operational transient will be carried out for the BAJ case study.

**Keywords:** pressurized water nuclear reactor (PWR), Siemens-KWU, RELAP5 / PARCSv3.2 codes coupled, simulation, operational transient, Xe-135.



# Índice general

<b>Agradecimientos</b>	I
<b>Resumen</b>	III
<b>Resum</b>	V
<b>Abstract</b>	VII
<b>Índice general</b>	IX
<b>Índice de figuras</b>	XI
<b>Índice de tablas</b>	XV
<b>Lista de siglas</b>	XVIII
<b>I Memoria</b>	<b>1</b>
<b>1 Introducción</b>	<b>3</b>
1.1 Objetivos del proyecto . . . . .	4
1.2 Estructura del proyecto . . . . .	5
<b>2 Fundamentos de Operación de Reactores Nucleares: El Reactor PWR-KWU</b>	<b>7</b>
2.1 Descripción de la central nuclear PWR-KWU . . . . .	8
2.2 Diseño del reactor PWR-KWU . . . . .	12
2.3 La Operación Flexible de las centrales nucleares . . . . .	15
2.3.1 Marco Internacional . . . . .	16
2.3.2 Marco Nacional . . . . .	16
2.3.3 Limitaciones operativas técnicas . . . . .	17

2.3.4	Implicaciones de la Operación Flexible . . . . .	18
2.4	El veneno neutrónico Xe-135 . . . . .	19
2.4.1	Física del reactor nuclear. . . . .	19
2.4.2	Evolución de la concentración de Xe-135 en un reactor nuclear . . . . .	23
2.4.3	La importancia del Xe-135 en la Operación Flexible . . . . .	27
3	Metodología para la configuración del modelo 3D del reactor PWR-KWU . . . . .	29
3.1	Herramientas de simulación . . . . .	30
3.1.1	El código PARCS . . . . .	30
3.1.2	El código RELAP5 . . . . .	34
3.1.3	Cluster QUASAR . . . . .	39
3.2	Secciones eficaces y parámetros neutrónicos . . . . .	39
3.2.1	El código CASMO-4 . . . . .	40
3.2.2	El código SIMULATE-3 . . . . .	40
3.2.3	La metodología SIMTAB. . . . .	41
3.2.4	El software GENINP . . . . .	41
4	Modelo termohidráulico-neutrónico 3D RELAP5/PARCSv3.2 del núcleo del reactor PWR-KWU . . . . .	45
4.1	Modelo neutrónico . . . . .	46
4.1.1	Detectores <i>Incore</i> . . . . .	50
4.1.2	Detectores <i>Excore</i> . . . . .	51
4.2	Modelo termohidráulico. . . . .	53
4.2.1	Información geométrica. . . . .	53
4.2.2	Condiciones de contorno . . . . .	55
4.2.3	El software CMR5. . . . .	56
4.3	Acoplamiento entre los modelos termohidráulico y neutrónico . . . . .	58
4.3.1	PVM . . . . .	59
4.4	Validación del modelo termohidráulico-neutrónico 3D RELAP5/PARCSv3.2 . . . . .	59
4.4.1	Ejecución del código PARCSv3.2 en estado estacionario ( <i>Steady-State Stand Alone</i> ) . . . . .	60
4.4.2	Ejecución del código RELAP5 en estado estacionario ( <i>Steady-State Stand Alone</i> ). . . . .	60
4.4.3	Ejecución del código acoplado RELAP5/PARCSv3.2 en estado estacionario ( <i>Coupled Steady-State</i> ). . . . .	65
4.4.4	Análisis de resultados. . . . .	68
5	Transitorio operacional del reactor PWR-KWU . . . . .	79
5.1	Viabilidad del transitorio operacional del reactor PWR-KWU . . . . .	80
5.2	Detalles del transitorio operacional del reactor PWR-KWU. . . . .	80
5.3	Ejecución del código acoplado RELAP5/PARCSv3.2 en transitorio ( <i>Coupled Transient</i> ) . . . . .	82
5.3.1	Input del código PARCSv3.2 . . . . .	83
5.3.2	Input del código RELAP5 . . . . .	90
5.4	Análisis de resultados . . . . .	91
6	Conclusiones . . . . .	95
	Bibliografía . . . . .	97

II	Presupuesto	1
1	Presupuesto Total	3
1.1	Presupuesto de Ejecución Material . . . . .	4
1.2	Presupuesto de Ejecución por Contrata . . . . .	5
1.3	Presupuesto Total . . . . .	5
III	Anexos	1
	Anexo 1: Composiciones neutrónicas	3



# Índice de figuras

2.1. Esquema de una planta PWR convencional. Fuente: Commission y col. 2007. . . .	8
2.2. RCS de una planta PWR de Westinghouse. Fuente: Commission y col. 2007. . . .	9
2.3. Vista en corte de la vasija de una planta PWR-KWU. Fuente: Agency 2003. . . .	14
2.4. Detalle de un elemento combustible de una planta PWR. Fuente: Commission y col. 2007. . . . .	14
2.5. Reacción de fisión en cadena del U-235. Fuente: Diago 1997. . . . .	19
2.6. Sección eficaz microscópica de fisión en barns del U-235 en función de la energía del neutrón. Fuente: Soppera, Bossant, Dupont y col. 2014. . . . .	20
2.7. Concentraciones de equilibrio del I-135 y el Xe-135 frente al flujo de neutrones. Fuente: DOE 1993. . . . .	25
2.8. Evolución de la concentración de Xe-135 tras una parada del reactor. Fuente: Muñoz-Cobo 2019a. . . . .	26
2.9. Reactividad del Xe-135 después del apagado del reactor para distintos niveles de flujo neutrónico. Fuente: DOE 1993. . . . .	27
2.10. Variaciones en la concentración de Xe-135 cuando se modifica la potencia del reactor. Fuente: DOE 1993. . . . .	28
4.1. Configuración del núcleo del reactor PWR-KWU. . . . .	46
4.2. Distribución de los bancos de las barras de control en el núcleo del reactor PWR-KWU. . . . .	47
4.3. Configuración de los tipos de elementos combustibles en el núcleo para el caso BOC. 48	
4.4. Configuración de los tipos de elementos combustibles en el núcleo para el caso MOC. 48	
4.5. Configuración de los tipos de elementos combustibles en el núcleo para el caso EOC. 49	
4.6. Configuración de los tipos de elementos combustibles en el núcleo para el caso BAJ. 49	

4.7. Ubicaciones axiales y radiales de los detectores <i>Incore</i> en el núcleo del reactor PWR-KWU. Fuente: García-Fenoll, Mesado y col. 2017. . . . .	51
4.8. Ubicaciones radiales de los detectores <i>Excore</i> en el núcleo del reactor PWR-KWU. Fuente: García-Fenoll, Mesado y col. 2017. . . . .	52
4.9. Representación gráfica de los factores de ponderación de los detectores <i>Excore</i> :(a) PR1; (b) PR2; (c) PR3; (d) PR4. Fuente: García-Fenoll, Mesado y col. 2017. . . . .	52
4.10. Configuración de los tipos de elementos combustibles en el núcleo del reactor. . . . .	53
4.11. Mapa de canales termohidráulicos. . . . .	54
4.12. Sección de una barra de combustible. . . . .	55
4.13. Fichero fuel_type. . . . .	56
4.14. Canales termohidráulicos seleccionados para comprobar la distribución de caudales por el núcleo. . . . .	62
4.15. Distribución axial de potencia generada en la ejecución de PARCSv3.2 SSA y RELAP5/PARCSv3.2 CSS en comparación con SIMULATE-3 para el caso BOC. . . . .	69
4.16. Errores absolutos respecto SIMULATE-3 en el perfil radial de la densidad de potencia generada por PARCSv3.2 SSA para el caso BOC. . . . .	70
4.17. Errores absolutos respecto SIMULATE-3 en el perfil radial de la densidad de potencia generada por RELAP5/PARCSv3.2 CSS para el caso BOC. . . . .	70
4.18. Distribución axial de potencia generada en la ejecución de PARCSv3.2 SSA y RELAP5/PARCSv3.2 CSS en comparación con SIMULATE-3 para el caso MOC. . . . .	71
4.19. Errores absolutos respecto SIMULATE-3 en el perfil radial de la densidad de potencia generada por PARCSv3.2 SSA para el caso MOC. . . . .	72
4.20. Errores absolutos respecto SIMULATE-3 en el perfil radial de la densidad de potencia generada por RELAP5/PARCSv3.2 CSS para el caso MOC. . . . .	72
4.21. Distribución axial de potencia generada en la ejecución de PARCSv3.2 SSA y RELAP5/PARCSv3.2 CSS en comparación con SIMULATE-3 para el caso EOC. . . . .	74
4.22. Errores absolutos respecto SIMULATE-3 en el perfil radial de la densidad de potencia generada por PARCSv3.2 SSA para el caso EOC. . . . .	74
4.23. Errores absolutos respecto SIMULATE-3 en el perfil radial de la densidad de potencia generada por RELAP5/PARCSv3.2 CSS para el caso EOC. . . . .	75
4.24. Distribución axial de potencia generada en la ejecución de PARCSv3.2 SSA y RELAP5/PARCSv3.2 CSS en comparación con SIMULATE-3 para el caso BAJ. . . . .	76
4.25. Errores absolutos respecto SIMULATE-3 en el perfil radial de la densidad de potencia generada por PARCSv3.2 SSA para el caso BAJ. . . . .	77
4.26. Errores absolutos respecto SIMULATE-3 en el perfil radial de la densidad de potencia generada por RELAP5/PARCSv3.2 CSS para el caso BAJ. . . . .	77

5.1. Movimiento de las barras de control durante el transitorio operacional del reactor PWR-KWU. . . . .	81
5.2. Movimiento de las barras de control ejecutado durante el transitorio operacional del reactor PWR-KWU. . . . .	91
5.3. Evolución de la potencia durante el transitorio operacional del reactor PWR-KWU.	92
5.4. Evolución de la densidad de Xe-135 durante el transitorio operacional del reactor PWR-KWU. . . . .	92
5.5. Evolución de la temperatura del refrigerante durante el transitorio operacional del reactor PWR-KWU. . . . .	93
5.6. Evolución de la temperatura máxima del combustible durante el transitorio operacional del reactor PWR-KWU. . . . .	94
1. Composiciones neutrónicas para el caso BOC. . . . .	4
2. Composiciones neutrónicas para el caso MOC. . . . .	5
3. Composiciones neutrónicas para el caso EOC. . . . .	6
4. Composiciones neutrónicas para el caso BAJ. . . . .	7



# Índice de tablas

4.1. Características para los diferentes casos. . . . .	45
4.2. Fracción total de neutrones diferidos para cada caso. . . . .	50
4.3. Ubicación axial de los detectores Incore y su correspondencia con los nodos del modelo en PARCS del reactor KWU. . . . .	51
4.4. Características del modelo termohidráulico de las barras de los elementos combustibles. . . . .	55
4.5. Condiciones de contorno del modelo termohidráulico. . . . .	56
4.6. Proceso iterativo del coeficiente de fricción de bypass para el caso BOC. . . . .	62
4.7. Distribución de caudales por el núcleo en la ejecución de RELAP5 SSA para el caso BOC. . . . .	63
4.8. Proceso iterativo del coeficiente de fricción de bypass para el caso MOC. . . . .	63
4.9. Distribución de caudales por el núcleo en la ejecución de RELAP5 SSA para el caso MOC. . . . .	63
4.10. Proceso iterativo del coeficiente de fricción de bypass para el caso EOC. . . . .	64
4.11. Distribución de caudales por el núcleo en la ejecución de RELAP5 SSA para el caso EOC. . . . .	64
4.12. Proceso iterativo del coeficiente de fricción de bypass para el caso BAJ. . . . .	65
4.13. Distribución de caudales por el núcleo en la ejecución de RELAP5 SSA para el caso BAJ. . . . .	65
4.14. Distribución de caudales por el núcleo en la ejecución de RELAP5/PARCSv3.2 CSS para el caso BOC. . . . .	67
4.15. Distribución de caudales por el núcleo en la ejecución de RELAP5/PARCSv3.2 CSS para el caso MOC. . . . .	67
4.16. Distribución de caudales por el núcleo en la ejecución de RELAP5/PARCSv3.2 CSS para el caso EOC. . . . .	67

4.17. Distribución de caudales por el núcleo en la ejecución de RELAP5/PARCSv3.2 CSS para el caso BAJ. . . . .	68
4.18. Resultados de la $k_{eff}$ y errores absolutos respecto SIMULATE-3 para el caso BOC	69
4.19. Resultados de la $k_{eff}$ y errores absolutos respecto SIMULATE-3 para el caso MOC.	71
4.20. Resultados de la $k_{eff}$ y errores absolutos respecto SIMULATE-3 para el caso EOC.	73
4.21. Resultados de la $k_{eff}$ y errores absolutos respecto SIMULATE-3 para el caso BAJ.	75
4.22. Resumen de los resultados de la ejecución del código PARCSv3.2 SSA. . . . .	78
4.23. Resumen de los resultados de la ejecución del código RELAP5/PARCSv3.2 CSS.	78
5.1. Movimiento de las barras de control durante el transitorio operacional del reactor PWR-KWU. . . . .	81
5.2. TRAN cards. . . . .	84
5.3. CNTL cards. . . . .	85
5.4. TRAN cards. . . . .	86
5.5. CNTL cards. . . . .	87
5.6. TRAN cards. . . . .	88
5.7. CNTL cards. . . . .	89
5.8. Modificaciones del tiempo de simulación en el input de RELAP5. . . . .	90
5.9. Movimiento de las barras de control ejecutado durante el transitorio operacional del reactor PWR-KWU. . . . .	91
5.10. Tiempos de CPU empleados en la ejecución del transitorio operacional del reactor PWR-KWU. . . . .	94
1.1. Desglose del Presupuesto de Ejecución Material. . . . .	4
1.2. Presupuesto de Ejecución por Contrata. . . . .	5
1.3. Presupuesto Total. . . . .	5

# Lista de siglas

**LWR** Light Water Reactor

**PWR** Pressurized Water Reactor

**BWR** Boiling Water Reactor

**PZR** Pressurizer

**SG** Steam Generators

**RCP** Reactor Cooling Pumps

**NSSS** Nuclear Steam Supply System

**RCS** Reactor Coolant System

**DBA** Design Basis Accident

**CVCS** Chemical and Volume Control System

**BTRS** Boron Thermal Regeneration System

**RHRS** Residual Heat Removal System

**SIS** Safety Injection System

**LOCA** Loss of Coolant Accident

**MSRs** Moisture Separator/Reheaters

**FW HTR** Feedwater Heaters

**ISIRYM** Instituto de Seguridad Industrial, Radiofísica y Medioambiental

**UPV** Universitat Politècnica de València

**NRC** Nuclear Regulatory Commission

**ANM** Analytical Nodal Method

**NEM** Nodal Expansion Method

**SNAP** Symbolic Nuclear Analysis Package

**BOC** Beginning Of the Cycle

**MOC** Middle Of the Cycle

**EOC** End Of the Cycle

**BAJ** Bajada de potencia

**PDD** Power Density Detector

**PVM** Parallel Virtual Machine

**SSA** Steady-State Stand Alone

**CSS** Coupled Steady-State

**RIA** Reactivity Initiated Accident

**SENUBIO** Seguridad Nuclear y Bioingeniería de las Radiaciones Ionizantes

**PARCS** Purdue Advanced Reactor Core Simulator

**CMS** Core Management System

**IBIC** Iberdrola Ingeniería y Construcción

**RELAP** Reactor Excursion and Leak Analysis Program

**PDD** Power Density Detector

**TMDPVOL** Time-Dependent Volume

**TMDPJUN** Time-Dependent Junction

**MTPLJUN** Multiple Junction

**RMS** Root-Mean-Square

**EFPD** Effective Full Power Days



Parte I

**Memoria**



## Capítulo 1

# Introducción

El propósito fundamental de las plantas de producción de energía nuclear es la generación de energía eléctrica a partir de la energía térmica que se obtiene de la transformación de la energía de fisión originada en los reactores de potencia. El mercado eléctrico, marcado por el crecimiento de las fuentes de energía de origen renovable, demanda cada vez más la flexibilidad operativa de las centrales eléctricas para adaptarse de forma competitiva a los requerimientos de un mapa energético al servicio de las renovables.

Para adaptarse de forma competitiva a la nueva demanda energética, el sector nuclear apuesta por la Operación Flexible de las centrales nucleares.

La operación de forma flexible de las plantas nucleares se realiza con bajadas de potencia programadas que oscilan entre unas pocas horas y períodos prolongados y niveles de potencia que van aproximadamente desde los 100 MWe hasta su mínimo técnico. De esta forma se gestiona la estacionalidad de la de la producción de energía renovable, así como la variabilidad diaria y estacional de la demanda energética, contribuyendo a la reducción del uso de combustibles fósiles y las emisiones de  $CO_2$  y otros contaminantes.

Sobran las razones por las que el sector nuclear apuesta por la Operación Flexible para adaptarse de forma competitiva a la nueva demanda energética, pero son muchos los aspectos técnicos que deben ser evaluados en su aplicación. Uno de estos aspectos técnicos, es el control de la densidad de Xenón que se forma en el reactor al producirse cambios en la potencia durante la Operación Flexible de la central.

El Xe-135 tiene un impacto tremendo en el funcionamiento del reactor nuclear, pudiendo interferir en la capacidad operativa de la planta, por lo que la incorporación de la Operación Flexible en las centrales nucleares españolas requiere estudios que evalúen el efecto que generan los transitorios de Xenón en la producción de energía del sistema eléctrico actual.

## 1.1 Objetivos del proyecto

El objetivo esencial del presente Trabajo Final de Máster es el análisis y la verificación de la evolución de la concentración del veneno neutrónico Xe-135 en un reactor PWR-KWU durante un transitorio operacional.

El uso de códigos es una herramienta fundamental en Seguridad Nuclear con la que simular diferentes situaciones en reactores de potencia. Para analizar y verificar la evolución del veneno neutrónico Xe-135, se desarrolla un modelo termohidráulico-neutrónico 3D del núcleo del reactor PWR-KWU con la pareja de códigos acoplados RELAP5/PARCSv3.2. Una vez desarrollado el modelo, deberá validarse antes de poder emplearse en la ejecución del transitorio operacional del reactor.

La información de planta disponible para realizar el proyecto ha sido proporcionada por el grupo de I+D “Seguridad Nuclear y Bioingeniería de las Radiaciones Ionizantes”, SENUBIO, que pertenece al Instituto de Seguridad Industrial, Radiofísica y Medioambiental, ISIRYM, de la Universitat Politècnica de València. Esta información de partida se organiza en cuatro periodos diferentes del ciclo del combustible nuclear del reactor:

- A principio del ciclo: Caso BOC (*Beginning Of the Cycle*).
- A mitad del ciclo: Caso MOC (*Middle Of the Cycle*).
- Al final del ciclo: Caso EOC (*End Of the Cycle*).
- En una situación de bajada de potencia: Caso BAJ.

Para estudiar en profundidad la evolución de la concentración de Xe-15, el transitorio operacional del reactor PWR-KWU debería realizarse en cada caso de estudio, pero actualmente se dispone únicamente de la información necesaria para efectuarse en el Caso BAJ.

En definitiva, el alcance del presente proyecto engloba el desarrollo del modelo termohidráulico-neutrónico 3D RELAP5/PARCSv3.2 del núcleo del reactor PWR-KWU, su validación y su ejecución en régimen transitorio. Por lo que se establecen los objetivos siguientes:

- Generación del modelo termohidráulico-neutrónico 3D RELAP5/PARCSv3.2 del núcleo del reactor PWR-KWU para cada caso de estudio: BOC, MOC, EOC y BAJ.
- Validación del modelo termohidráulico-neutrónico 3D RELAP5/PARCSv3.2 del núcleo del reactor PWR-KWU para cada caso de estudio: BOC, MOC, EOC y BAJ.
- Ejecución del código acoplado termohidráulico-neutrónico 3D RELAP5/PARCSv3.2 en régimen estacionario para el caso de estudio BAJ.
- Análisis de los resultados obtenidos.

## 1.2 Estructura del proyecto

El proyecto se compone de tres partes:

- Parte I: Memoria.
- Parte II: Presupuesto.
- Parte III: Anexos.

La Memoria a su vez contiene 6 capítulos más las referencias bibliográficas. Entre los diferentes capítulos se ha distribuido la información en tres grupos de contenido: el marco teórico, la generación y validación del modelo termohidráulico-neutrónico y el transitorio operacional del reactor PWR-KWU. De esta manera, progresivamente se van incorporando todos los conocimientos necesarios para comprender el proyecto, luego se procede a la puesta en práctica de los conocimientos adquiridos, y en último lugar, se realiza un análisis de los resultados obtenidos. En el último capítulo, se exponen las conclusiones extraídas a lo largo de todo el trabajo desarrollado.

El Presupuesto alberga el Presupuesto de Ejecución Material, el Presupuesto de Ejecución por contrata y el Presupuesto Total al que asciende el Trabajo Final de Máster.

Por último, la parte de los Anexos simplemente contempla un anexo con gráficas que aportan información extra a la memoria.



# Fundamentos de Operación de Reactores Nucleares: El Reactor PWR-KWU

El propósito fundamental de las plantas de producción de energía nuclear es la generación de energía eléctrica a partir de la producción de energía térmica que se obtiene de la transformación de la energía de fisión originada en los reactores de potencia. El principio de funcionamiento se basa en transformar la energía térmica, procedente del reactor, en energía cinética que alimenta a turbinas acopladas a un generador eléctrico.

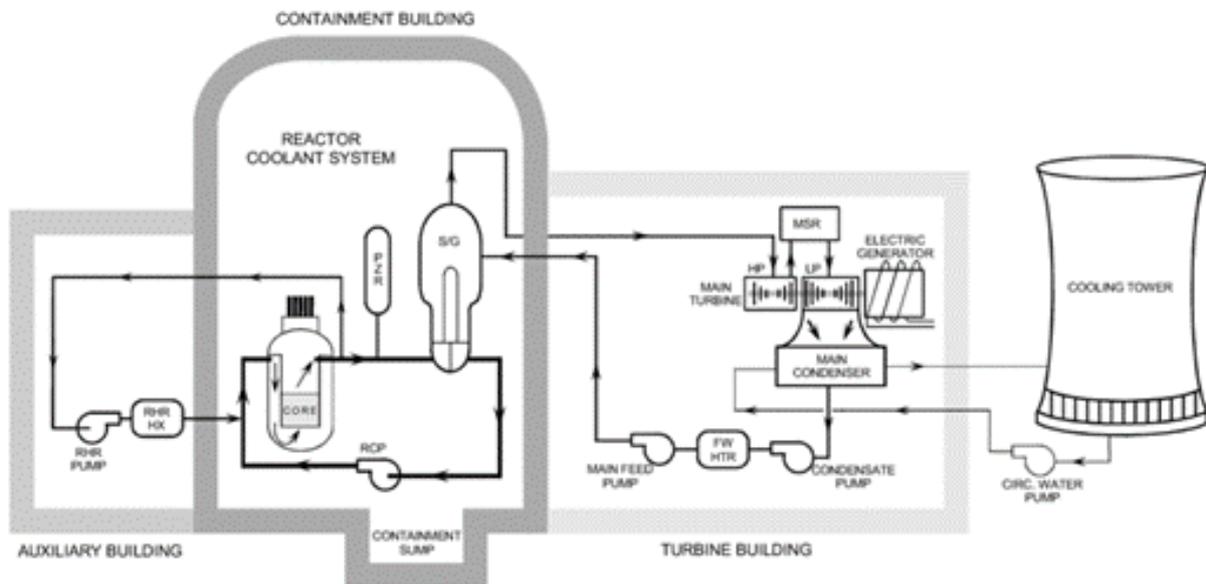
Para entender el porqué de la importancia de la concentración de Xe-135 en la generación de energía eléctrica, antes de todo, es necesario examinar de qué forma opera la planta de estudio, cuáles son sus características a plasmar en el modelo termohidráulico-neutrónico y cómo aparece el Xenón en el reactor nuclear.

En este capítulo, en primer lugar, se realiza una descripción de la central nuclear y del reactor PWR-KWU, luego se efectúa una introducción de la Operación Flexible de las centrales nucleares y, en último lugar, se desarrolla la física del reactor, la generación del producto de fisión Xe-135 y la importancia que cobra el Xe-135 en la Operación Flexible del reactor nuclear.

## 2.1 Descripción de la central nuclear PWR-KWU

Existen diferentes tipos de centrales nucleares en función del reactor de potencia que utilizan (Diago 1997). En España los reactores son de agua ligera, (*Light Water Reactor*, LWR), y se clasifican entre reactores de agua a presión (*Pressurized Water Reactor*, PWR) o reactores de agua en ebullición, (*Boiling Water Reactor*, BWR). El reactor objeto de estudio de este proyecto es un reactor de agua a presión de tecnología alemana Siemens-KWU.

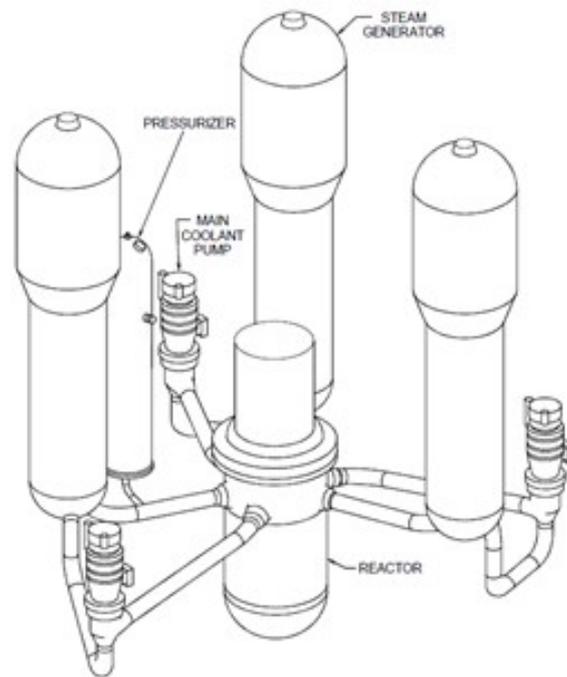
Una planta PWR convencional sigue el esquema de la **Figura 2.1**, donde aparecen los principales sistemas, encargados de convertir el calor generado en el combustible nuclear en energía eléctrica, y los componentes asociados con un reactor de agua a presión.



**Figura 2.1:** Esquema de una planta PWR convencional. Fuente: Commission y col. 2007.

Se observa un primer sistema estanco constituido por la vasija de presión, que alberga en su interior el núcleo del reactor, el presionador (*Pressurizer*, PZR) y los lazos de refrigeración que incorporan los generadores de vapor (*Steam Generators*, SG) y las bombas de refrigerante (*Reactor Cooling Pumps*, RCP). La función fundamental de este circuito es extraer el calor procedente del núcleo y transmitirlo a los generadores de vapor manteniendo confinados los productos de fisión, en caso de producirse un escape desde los elementos combustibles alojados en el núcleo. Se conoce como circuito primario o sistema nuclear de generación de vapor (*Nuclear Steam Supply System*, NSSS) e integra el Sistema de Refrigeración del Reactor (*Reactor Coolant System*, RCS), que puede estar formado por varios lazos de refrigeración. En concreto, el reactor alemán está equipado con tres lazos de refrigeración similares a los de la **Figura 2.2**, que representa un esquema de los tres lazos de refrigeración de una planta PWR de Westinghouse.

Este circuito se inicia con la introducción del refrigerante en la vasija a una temperatura de 290°C (563 K), que extrae el calor del núcleo abandonando la vasija a una temperatura alrededor de los 325°C (598 K). El refrigerante en este tipo de reactores nucleares se mantiene a una elevada presión, del orden de 15 MPa, para que no llegue a hervir dentro del lazo del primario, bajo ningún concepto, durante la operación normal de la central. Esta característica diferencia los dos



**Figura 2.2:** RCS de una planta PWR de Westinghouse. Fuente: Commission y col. 2007.

tipos de reactores LWR ya que, en el reactor de agua en ebullición, como su nombre indica, el agua sí hierve en el primario.

El agua de alimentación procedente de la vasija discurre hasta el fondo del generador de vapor. Los SG están compuestos por una sección de evaporador, que alberga un intercambiador de calor de aproximadamente 4000 tubos de 22 mm de diámetro exterior y 1.23 mm de espesor, en forma de U invertida, con una superficie de transferencia de calor de unos 5400 m<sup>2</sup>, y un colector de vapor que consiste en un sistema de separación y secado del vapor. Existen tres generadores de vapor que con alrededor de 21 m de largo y unos 5 m de ancho, en su parte más dilatada, alcanzan las 440 toneladas de peso a plena carga y producen en el sistema un total de 1650 kg/s de vapor a 284°C y 6.8 MPa. Los tubos del intercambiador se sueldan y rigidizan mediante 9 placas soporte con tal de separar el circuito primario del secundario, asegurando la estanqueidad. El hecho de emplear un generador de vapor para aislar el circuito primario del secundario aporta un alto grado de confinamiento de los materiales radiactivos en un solo edificio, evitando los problemas de mantenimiento que acarrearía la turbina si empleara el vapor contaminado por la radiactividad.

En este componente del sistema, se genera el vapor que acciona el movimiento de las turbinas gracias al intercambio de calor a través de la superficie externa del haz tubular que entra en contacto con el circuito secundario. El circuito secundario trasiega agua fría en estado de saturación, que proviene del condensado a una presión mucho más baja, por lo que al entrar en contacto con la superficie externa de los tubos guía del generador de vapor se calienta, hierve y produce vapor. Dentro del SG, el vapor pasará, en primer lugar, a través de los separadores de humedad y, en segundo lugar, por los secadores, para dirigirse hacia las turbinas saturado y seco, ya que es importante mantener la humedad del vapor lo más baja posible para evitar daños en las palas

de la turbina. Este vapor se encuentra cerca de los 293°C (566 K) y 5 MPa, lo que se traduce en un rendimiento global de la planta PWR convencional del 33-32 %.

En uno de los ramales calientes del circuito primario se sitúa el presionador, un tanque cilíndrico, de acero al carbono con revestimiento de acero inoxidable, encargado de regular las oscilaciones de presión del sistema durante la operación nominal, limitando los cambios en esta magnitud durante los transitorios. Está equipado con unos calentadores eléctricos, una ducha rociadora de agua fría, válvulas de alivio y válvulas de seguridad. Cuando se produce una bajada de la presión del sistema, el presionador activa los rociadores para condensar parte del vapor de la mezcla, mientras que, en el caso de producirse una subida de presión, activa los calentadores para generar vapor instantáneamente en la mezcla saturada, restaurando la presión del sistema. El presionador mide 14 m de altura, tiene un diámetro de aproximadamente 3 m y en condiciones normales de operación el volumen de su interior está ocupado por un 60 % de agua y un 40 % de vapor, con lo que su peso alcanza las 140 toneladas.

La recirculación forzada del fluido refrigerante a través de la vasija del reactor es función de las RCP, que se encuentran situadas en la rama fría del circuito primario para trasegar el refrigerante enfriado procedente de los generadores de vapor. Estas bombas suelen ser centrífugas, de tipo vertical de una sola etapa, diseñadas para bombear grandes caudales, más de 5500 kg/s en esta instalación, a elevadas temperaturas y presiones.

Las centrales nucleares incorporan múltiples barreras para retener los productos radiactivos, desde las vainas de zircaloy del combustible hasta el recinto de Contención que encierra el reactor y su circuito de refrigeración, que también aparece en la **Figura 2.1**. Este recinto hermético y estanco, es una estructura esférica de acero de 53 m de diámetro, construida mediante chapas de acero soldadas de 40 mm de espesor medio y que se soporta en una estructura de hormigón en forma de cáliz apoyado sobre una losa de cimentación de 3.5 m de espesor. La Contención está ubicada en el interior de un segundo edificio, también de hormigón, cuyas paredes exteriores tienen un espesor de 60 cm, llamado edificio del Anillo del Reactor que tiene una forma cilíndrica rematada con una cúpula semiesférica y está diseñado teniendo en cuenta las cargas de los accidentes base de diseño (*Design Basis Accident*, DBA): las cargas térmicas, del viento e hidrostáticas, etc. Además, incorpora sistemas dirigidos a mantener su integridad como una ducha de contención, sistemas de control de hidrógeno, para prevenir la formación de una mezcla explosiva, y sistemas de ventilación dirigidos a reducir la radiactividad en el recinto, para que sea seguro su acceso.

El funcionamiento del circuito primario se complementa con la presencia de una serie de sistemas auxiliares que aseguran el control volumen, la purificación y desgasificación del refrigerante, el control químico, el tratamiento de residuos líquidos, gaseosos y sólidos, así como otras diferentes funciones necesarias para su correcta operación. Entre los sistemas auxiliares más importantes destacan: el Sistema de Control Químico y Volumétrico (*Chemical and Volume Control System*, CVCS), el Sistema de Aportación de Ácido Bórico (*Boron Thermal Regeneration System*, BTRS) y el Sistema de Evacuación de Calor Residual (*Residual Heat Removal System*, RHRS).

Conectado a la izquierda del circuito primario en la figura, se muestra el RHRS. La función esencial del RHRS es evacuar la energía térmica del núcleo y del RCS con el objetivo de enfriar la planta a temperatura lo suficientemente baja como para que el personal pueda realizar cualquier función de mantenimiento, así como las operaciones de recarga del combustible nuclear.

Consta de dos sistemas mecánicos independientes y redundantes compuestos por una bomba, un intercambiador de calor y las tuberías y válvulas necesarias. Cada lazo tiene una succión desde una rama caliente del RCS que dirige el fluido al intercambiador de calor y entra en la contención para unirse de nuevo con el RCS por su rama fría. Dentro de la contención, cada descarga de la bomba se divide en tantas ramas como lazos de refrigeración tenga el reactor.

Este sistema auxiliar, además forma parte del Sistema de Inyección de Seguridad (*Safety Injection System*, SIS) que entra en acción en situaciones de emergencia, como en un accidente con pérdida de refrigerante, denominado LOCA, inyectando refrigerante a baja presión.

El CVCS es uno de los sistemas auxiliares del circuito primario que permite una operación del mismo correcta y segura tanto durante la operación normal de la central, como en caso de accidente. Es responsable de varias funciones:

- Mantener el inventario de refrigerante del RCS.
- Controlar la química del RCS y purificarlo durante la carga y descarga.
- Control radioquímico del RCS reduciendo la concentración de productos de fisión y de corrosión.
- Suministrar agua de sellos a alta presión de los sellos de la RCP.
- Ajustar la concentración del veneno neutrónico ácido bórico en el refrigerante. Se efectúa junto con el BTRS.

El BTRS tiene como misión procesar y reciclar el agua borada, así como reducir el contenido de los efluentes químicos y productos radiactivos. Lo constituyen esencialmente desmineralizadores, una unidad de enfriamiento y un intercambiador de calor, bombas de enfriamiento y recirculación, y un filtro de recuperación térmica del boro. Sus funciones, que se emplean de apoyo para el CVCS, son las siguientes:

- Entregar al CVCS disoluciones de ácido bórico adecuadas para variar la concentración de boro del primario o para el llenado del mismo.
- Garantizar la succión de las bombas de carga del CVCS en operación normal.
- Posibilidad de suministrar al depósito de recarga una disolución de ácido bórico de 2000 ppm.
- Posibilidad de suministrar agua borada al 12 % en peso al depósito de inyección de boro.

El circuito secundario es el sistema donde se utiliza la energía térmica generada en el reactor. El vapor seco producido en el generador de vapor, a 284°C y 6.8 MPa, fluye hacia el cuerpo principal de la turbina de alta presión. Al abandonar la turbina de alta presión, el vapor se canaliza al separador de humedad/recalentador (*Moisture Separator/Reheaters*, MSRs) donde se seca y se recalienta antes de llegar los otros tres cuerpos restantes de la turbina de baja presión de doble flujo. Unidos a la turbina por un mismo eje se encuentran el alternador y la excitatriz, que se activan con la rotación de los álabes de la turbina transformando la energía mecánica generada, por la expansión del vapor de agua, en energía eléctrica con un rendimiento que fácilmente supera el 97%. Con 1066 MW de potencia eléctrica activa trifásica, a 27 kV y 50 Hz, es capaz de producir, durante once meses al año, más de 8400 millones de kWh.

El vapor de agua expandido se conduce a un condensador, de doble cuerpo compuesto por 68000 tubos de titanio de 22 mm de diámetro y 0.7 mm de espesor, en el que transfiere el calor latente de vaporización al sistema de refrigeración, condensándose. El vapor condensado se acumula en el área del pozo caliente del condensador principal desde donde se bombea, con las bombas de condensado, a un sistema de limpieza para eliminar las impurezas del agua antes de recircularse al generador de vapor para no influir en su capacidad de transferencia de calor o dañar sus componentes. Luego, este condensado se bombea de vuelta al generador de vapor atravesando varios recalentadores (*Feedwater Heaters*, FW HTR) que realizan un proceso de precalentamiento del fluido para optimizar el rendimiento termodinámico. Asimismo, se dispone de un depósito de agua de alimentación para mejorar la disponibilidad del sistema y, además, existe una conducción directa de *bypass* que conduce el vapor de agua desde la entrada de la turbina de alta presión hasta el condensador, permitiendo que al desconectar el turbogruppo de la red eléctrica exterior también se pueda conducir el vapor para su condensación.

El circuito terciario está destinado a la evacuación del calor latente de evaporación, que se vierte al ambiente mediante un caudal de agua de refrigeración del condensador de 44600 kg/s. Este sistema consta de dos torres de refrigeración de tiro natural, un canal de recogida del agua y las correspondientes bombas de impulsión para la refrigeración del condensador y elevación del agua a las torres. En las torres de refrigeración se forma una fuerte corriente interior ascendente de aire frío que se encuentra en su camino, a contracorriente, con el agua del sistema de circulación, que proviene del condensador y, tras refrigerarlo se hace descender en forma de ducha por el interior de las torres, produciendo un fenómeno de arrastre de gotas que da lugar a la aparición del característico penacho de vapor de agua. El caudal de agua evaporado por las torres es restituido a partir de la toma de agua en un azud de captación situado en un río.

Las instalaciones que constituyen el funcionamiento de la planta manteniendo controlada la reacción nuclear se rigen por estándares de seguridad. La seguridad en una central nuclear tiene como objetivo mantener confinada la radiación y los productos radiactivos producidos. Para este fin existen diferentes niveles de actuación. Por ejemplo, el nivel técnico se centra en el diseño de la central la cual incorpora tres barreras físicas pasivas y superpuestas entre el combustible nuclear y el exterior, que se han mencionado con anterioridad. Estas barreras físicas son la vaina del combustible, el circuito primario y el recinto de Contención. Para asegurar su integridad se dispone de salvaguardias técnicas, con funciones vitales como el control de la reacción nuclear y la refrigeración del reactor, que se encargan de la prevención, la vigilancia y actuación y la mitigación de las consecuencias en caso de fallo o accidente.

## 2.2 Diseño del reactor PWR-KWU

La central PWR dispone de un reactor de agua a presión con una potencia térmica de 3010 MWt y tres lazos de refrigeración de tecnología alemana Siemens-KWU. Especialmente, se hace hincapié en el diseño del reactor objeto de estudio, puesto que es necesario conocer al detalle su geometría y sus características para entender cómo se ha modelado y cuál es su funcionamiento.

La vasija del reactor es un recipiente cilíndrico rematado por una semiesfera en la parte superior e inferior, cuyo casquete superior se desatornilla en las recargas de combustible. Está fabricada con una aleación de acero al Carbono, Níquel, molibdeno, Cromo y Manganeso, ofreciendo una gran

resistencia y manteniendo su integridad ante la radiación. Además, está recubierta interiormente de acero inoxidable para aumentar la resistencia a la corrosión de las superficies que entran en contacto con el agua desmineralizada empleada como refrigerante. En cuanto a las dimensiones, su altura es algo superior a los 11 m, tiene un diámetro de 4.88 m, un espesor de 24.5 cm y pesa 42153 toneladas.

La vasija aloja en su interior el entramado de combustible y los elementos estructurales soporte del núcleo, los haces de las barras de control y los mecanismos para su accionamiento en la parte superior, *upper plenum*. En concreto, la zona comprendida entre las placas superior e inferior de la vasija, cuya separación viene determinada por la longitud de los elementos combustibles, constituye el núcleo del reactor.

En los reactores térmicos el núcleo contiene el combustible nuclear, un moderador de neutrones y el refrigerante.

El reactor PWR-KWU usa como combustible polvo de óxido de Uranio enriquecido con U-235, en una proporción media de aproximadamente el 3.9 %, que para su utilización como combustible se convierte en dióxido de Uranio y se compacta en pastillas cerámicas. Estas pastillas cilíndricas de  $UO_2$  con 9.1 mm de diámetro y 11 mm de longitud, se apilan en tubos o vainas de aleación metálica de zircaloy de 4 m de longitud y 10.7 mm de diámetro. A su vez, las vainas de zircaloy se agrupan en haces de 236 unidades, ordenados en una matriz de 16x16, que selladas conforman un único elemento combustible. En total el entramado de combustible está compuesto por 177 elementos combustibles con 20 tubos guía por elemento. Estos tubos guía se emplean para introducir las barras de control en el núcleo del reactor desde la parte superior de la vasija mediante bobinas de activación. Este sistema de control del reactor se basa en la acción unificada de 52 conjuntos de barras, cada uno con 20 varillas de un material absorbente de neutrones y compuesto por Plata, Indio y Cadmio que, distribuidos a lo largo del núcleo, regulan el flujo de neutrones existentes y, en consecuencia, la fisión nuclear.

Por su interior fluye el refrigerante a una presión constante alrededor de 15.8 MPa para mantener su estado líquido. Este refrigerante también actúa como moderador disminuyendo la energía de los neutrones liberados en la fisión para posibilitar la continuación de la reacción en cadena. Perimetralmente el núcleo se recubre con un material reflector diseñado para retener y devolver al núcleo los neutrones minimizando la fuga de los neutrones del sistema y aumentando la eficiencia del reactor. Habitualmente los materiales utilizados como reflector son el grafito, el Berilio, el agua y el Uranio natural pero generalmente se emplea el propio moderador.

Es imprescindible conocer cómo circula el flujo de refrigerante en el interior del reactor PWR-KWU, por qué componentes transcurre y cuáles son las pérdidas que introducen los diferentes elementos que atraviesa a su paso para comprender los mecanismos físicos que tienen lugar en los reactores nucleares de potencia.

El refrigerante se abre paso hacia el reactor a través de las toberas de entrada conectadas en cada lazo de refrigerante del RCS, como se describe en la **Figura 2.3**. Tanto las toberas de entrada como las de salida están colocadas en la zona alta de la vasija, por encima del núcleo, y forman entre sí un ángulo de 36 grados, mientras que, los circuitos completos desde la tobera de entrada, en la rama fría, hasta la de salida, en la rama caliente, varían su posición en la periferia de la vasija formando entre sí ángulos de 114 grados.

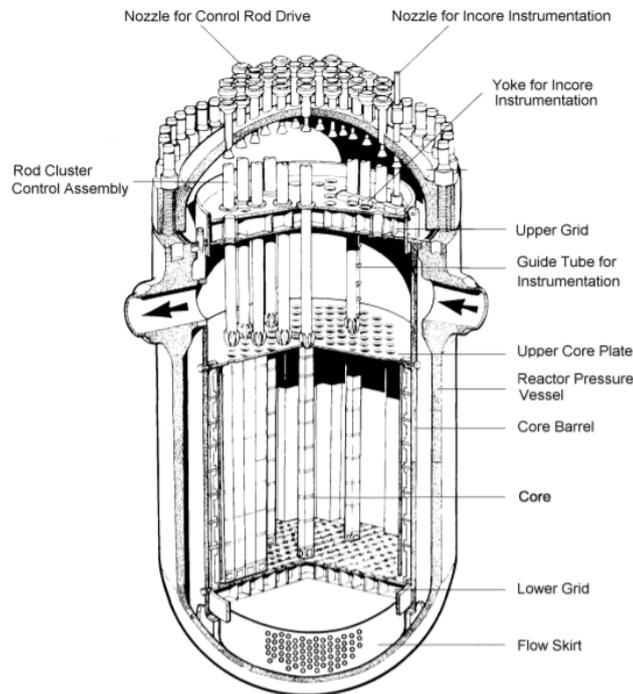


Figura 2.3: Vista en corte de la vasija de una planta PWR-KWU. Fuente: Agency 2003.

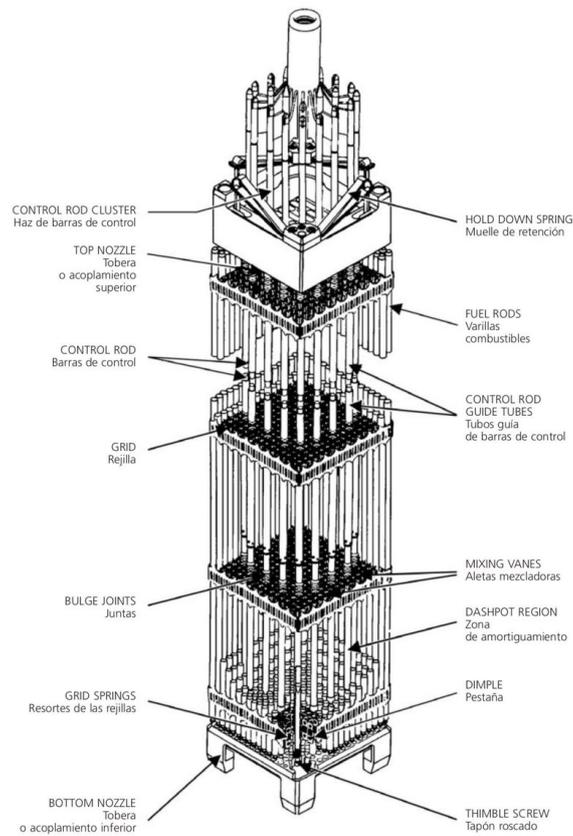


Figura 2.4: Detalle de un elemento combustible de una planta PWR. Fuente: Commission y col. 2007.

Al cruzar la tobera de entrada, se desliza por el hueco entre el barrilete, que envuelve el núcleo, y la vasija hasta inundar la parte inferior de la vasija (*lower plenum*) provocando que el fluido ascienda hacia el núcleo que será accesible solamente desde abajo.

En su camino hacia el núcleo, el refrigerante se encuentra con la placa inferior del entramado de combustible donde descansan los elementos combustibles. Los elementos combustibles son estructuras prismáticas de base cuadrada, como se observa en la **Figura 2.4**, rigidizadas axialmente por espaciadores (*spacer grids*) colocados a diferentes alturas. Tanto los espaciadores como las placas superior e inferior introducen una serie de pérdidas de carga repartidas axialmente, que deberán de ser consideradas en el modelo.

Tras superar la placa inferior, fluye por la zona activa del núcleo hasta encontrarse con su último obstáculo, la placa superior del entramado de combustible. Finalmente, abandona la vasija por la tobera de salida que conecta con la rama caliente del circuito primario hasta los generadores de vapor.

## 2.3 La Operación Flexible de las centrales nucleares

La evolución global del mercado eléctrico, marcado por el crecimiento de las fuentes de energía de origen renovable, demanda cada vez más la flexibilidad operativa de las centrales eléctricas para adaptarse de forma competitiva a los requerimientos de un mapa energético al servicio de las renovables (Pérez 2020).

Las plantas nucleares se clasifican dentro del mercado eléctrico como centrales base que operan a su capacidad máxima nominal, garantizando el suministro eléctrico las 24 horas del día con unos indicadores históricos de funcionamiento cercanos al 90 % de las horas del año. Tienen un alto grado de disponibilidad, fiabilidad y eficiencia, pero no suelen variar rápidamente la cantidad de energía eléctrica generada para entregar a la red, aunque son técnicamente capaces de operar de manera más flexible.

La operación de forma flexible de las plantas nucleares se realiza con bajadas de potencia planificadas que oscilan entre unas pocas horas y períodos prolongados y niveles de potencia que van aproximadamente desde los 100 MWe hasta su mínimo técnico. Este funcionamiento flexible de las centrales nucleares puede gestionar la variabilidad diaria y estacional de la demanda o la estacionalidad de la producción de energía renovable, así como reducir el consumo de combustibles fósiles, contribuyendo a la reducción las emisiones de  $CO_2$  y otros contaminantes. También, responde de forma dinámica a los precios del mercado por hora. No tiene un impacto significativo en los precios medios de la energía, pero se reduce la frecuencia y severidad de los precios negativos de la energía que aparecen en momentos de carga baja, cuando toda la producción renovable se ha reducido y todos los generadores térmicos comprometidos se encuentran en niveles mínimos de producción estable. Esta situación tiene como consecuencia la disposición de las unidades térmicas a pagar para evitar los grandes costes del apagado y el arranque de sus centrales.

Sobran las razones por las que el sector nuclear apuesta por la Operación Flexible para adaptarse de forma competitiva a la nueva demanda energética, pero son muchos los aspectos técnicos que deben ser evaluados en su aplicación.

### 2.3.1 Marco Internacional

En el panorama internacional, la regulación de la carga en los reactores nucleares ya es una realidad en países como Francia, Alemania, Bélgica, la República Eslovaca o Estados Unidos, donde existe un marco regulatorio en el que se promueve la Operación Flexible (V. R. Moreno y R. O. Moreno 2020). Además, todos los diseños de reactores nucleares modernos en construcción, o bajo licencia, en los Estados Unidos, Canadá y Europa están diseñados para un funcionamiento flexible.

La operación de forma flexible de las plantas nucleares se realiza de dos maneras, mediante el seguimiento de carga o la regulación de carga (SNE y Tecnatom 2020).

El seguimiento de carga se efectúa en Francia, país en el que las tres cuartas partes de la producción de electricidad se genera en centrales nucleares. Las centrales francesas disponen de la tecnología adecuada para adaptarse al seguimiento de carga puesto que ha sido una necesidad aplicar la Operación Flexible de las plantas nucleares.

Por otro lado, la regulación de carga se realiza habitualmente en el modelo americano. El marco regulatorio de este modelo requiere inversiones pertinentes, ya que ciertos estados tienen penalizaciones circunstanciales por volcar electricidad a la red y se alcanzan precios negativos de la energía en algunos momentos.

### 2.3.2 Marco Nacional

En la actualidad, en España se viene reduciendo la carga por previsión de ingresos inferior a los costes variables de producción y por la reducción de potencia por requerimiento de Red Eléctrica de España. No se puede adoptar un modelo como el francés sin modificaciones en el diseño de las plantas actuales, por lo tanto, el seguimiento de carga es un método complicado de aplicar.

En el presente se producen cambios de carga de forma manual y programada. Se realizan un máximo de 6 bajadas de carga por ciclo siempre a partir de un preaviso de 72 horas y con unas variaciones de potencia máxima del 100 % al 65 %. Están limitadas al periodo del ciclo entre BOC + 1 mes y EOC - 2 meses, su duración mínima es de 24 horas y su máxima de 72 horas. Referente a las velocidades de rampa, se observa en diferentes reactores gradientes máximos de 5 MWe/min en bajadas y 0.5 MWe/min en subidas y gradientes de 10 MWe/min en subidas y bajadas (Salnikova 2020).

El funcionamiento flexible aplicando la regulación de la carga de los reactores nucleares sufre limitaciones operativas técnicas. La bajada de potencia se acomete un número limitado de veces con el rango de potencia acotado y limitado en veces y tiempo. Además, el ciclo de operación no se alarga por la reducción de carga, lo que se traduce en que no hay ahorro en costes de combustible. Para que las plantas nucleares españolas acometan las inversiones necesarias, necesitarán una serie de incentivos que garanticen el retorno de la inversión.

### 2.3.3 Limitaciones operativas técnicas

Los reactores de agua ligera, PWR y BWR, son capaces de funcionar de manera flexible ajustando la salida de potencia, que se realiza insertando barras de control de absorción de neutrones en el núcleo si el objetivo es reducir la potencia y retirándolas en el caso de querer aumentar la potencia. Un ejemplo son los reactores PWR franceses y los Westinghouse AP1000 que están equipados con bancos de barras de control específicos para operaciones flexibles llamados “varillas grises”, los cuales contienen absorbentes de neutrones menos potentes permitiendo un control más preciso de la potencia de salida del reactor (Jenkins y col. 2018).

El ajuste de la salida de potencia del reactor mediante el movimiento de bancos de barras de control es un mecanismo eficaz, pero está condicionado por la velocidad máxima a la que los reactores pueden cambiar de potencia. Esta velocidad o “rampa” está restringida para limitar las tensiones dentro de la tolerancia de diseño de los conjuntos combustibles, debido a que los cambios rápidos en la potencia del núcleo pueden causar tensiones térmicas y mecánicas significativas en la pastilla de combustible y en el revestimiento circundante, provocando agrietamiento del combustible y un aumento del riesgo potencial de fallo por interacción pastilla-vaina (Serrano 2020). Por lo tanto, la capacidad para operar de manera flexible depende del diseño actual de la planta y de los márgenes de la operación en base establecidos en el Análisis de Seguridad. Los márgenes se pueden ver reducidos a los límites del Análisis de Seguridad por su impacto en la distribución de potencia tras el retorno a potencia, en vista de que la evaluación de seguridad en la operación en base puede no cubrir todos los escenarios de Operación Flexible que se demandan actualmente.

Cabe destacar, que entre las distintas limitaciones operativas técnicas de las centrales nucleares también se incluyen los impactos de los transitorios de Xenón en el núcleo del reactor y la reactividad cambiante del núcleo durante el ciclo de irradiación del combustible.

Los cambios en la potencia del reactor alteran la concentración de Xe-135 en el reactor afectando a la capacidad operativa de la central. Los transitorios de Xenón deben compensarse para mantener la potencia de salida deseada a través del ajuste de las barras de control, la dilución de Boro en los reactores PWR y la recirculación de vapor en los reactores BWR. El control del período de acumulación de Xenón tras una disminución de la potencia del núcleo está determinado por el ciclo de irradiación del combustible. El combustible nuclear se quema gradualmente a medida que se irradia y la reactividad disminuye a lo largo del ciclo de irradiación del combustible de un reactor. Al final del ciclo, cuando la reactividad del núcleo es mínima, los operadores del reactor tienen una capacidad limitada para reducir la reactividad del núcleo sin perder criticidad, lo que influye en la regulación de la concentración de Xe-135 y en la producción mínima estable de la central.

### 2.3.4 Implicaciones de la Operación Flexible

El impacto de la Operación Flexible requiere estudiar los efectos en el combustible como la evaluación del impacto en el diseño termomecánico, el análisis del aumento del riesgo potencial de fallo por interacción pastilla-vaina, la fiabilidad mediante un aumento de la frecuencia de muestreo, también los efectos termohidráulicos y químicos, la deposición de crud, etc (Doncel 2020). Asimismo, se necesitan guías de operación que incluyan recomendaciones sobre procedimientos de operación, criterios para definir la máxima operación flexible soportada por el Análisis de Seguridad de la recarga y análisis adicionales en el caso de que se superen los límites establecidos en las guías para confirmar la seguridad de la recarga (Iberdrola 2020). Además de métodos de análisis, herramientas y procedimientos de diseño específicos para el Análisis de Seguridad para una Operación Flexible extendida.

Anteriormente se ha mencionado que para que las plantas nucleares españolas acometan las inversiones necesarias, necesitarán una serie de incentivos que garanticen el retorno de la inversión. Después de analizar todas las limitaciones técnicas operativas, esta inversión se destinaría a los programas de mantenimiento, que podrían verse afectados en función del rango de potencia en el que se quiera operar y la frecuencia con la que se quiera bajar la carga, a reforzar la formación relacionada con la regulación de carga y la respuesta de transitorios de Xenón y por boración y a la evaluación del efecto de la operación flexible en la química de la planta.

En estos momentos se está trabajando en cuatro líneas: ingeniería, formación, simulación y química (SNE y Tecnatom 2020).

La línea de ingeniería abarca programas de inspección, de mantenimiento y estudios de fatiga. Es decir, evalúan el impacto en componentes del primario, como los elementos combustibles, el efecto de las vibraciones en tuberías, válvulas de control, alternador y turbina, cómo contribuye el funcionamiento flexible en la corrosión, gestiona los programas de realización de pruebas de vigilancia, etc.

La línea de formación revisa los programas de formación y de procedimientos de operación. Dentro de la formación, entre otros aspectos, se centra en el refuerzo en gestión de reactividad y transitorios, de nuevas formas y tiempos de respuesta, también en protocolos de realización de maniobras y en un aumento de frecuencia del entrenamiento de sistemas dedicados a la Operación Flexible.

La línea de simulación trabaja en el uso de la simulación como herramienta de ingeniería tanto para formación como en la optimización de la Operación Flexible y la gestión de la energía. Se monitorizan diversos escenarios de demanda y estrategias de consumos auxiliares, se entrenan las maniobras de cambios de carga y estrategias de aporte dilución-boración, se validan procedimientos de respuesta, etc.

Por último, la línea encargada de la química monitoriza de forma continua y predictiva las condiciones químicas más variables que se encuentran presentes en las plantas nucleares.

## 2.4 El veneno neutrónico Xe-135

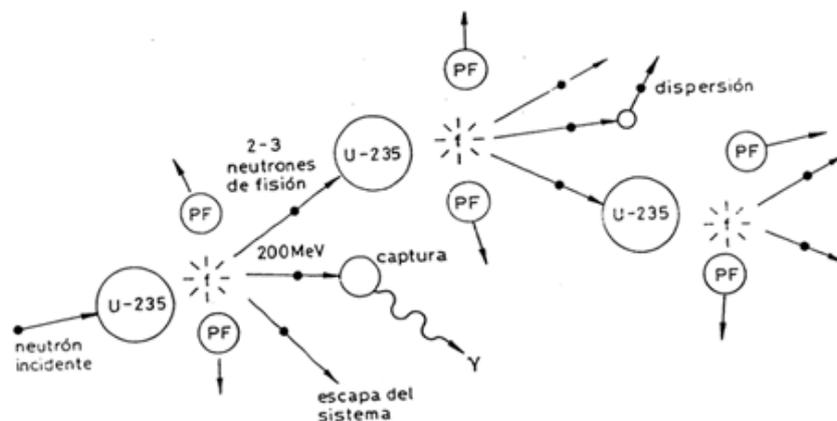
La incorporación de la Operación Flexible en las centrales nucleares españolas requiere estudios que evalúen el impacto que generan los transitorios de Xenón en la producción de energía del sistema eléctrico actual.

El Xe-135 tiene un impacto tremendo en el funcionamiento de un reactor nuclear por lo es importante comprender los mecanismos que producen y eliminan la concentración de Xe-135 en el núcleo del reactor. Para poder comprender la evolución del Xe-135, antes que nada, es necesario estudiar el principio de funcionamiento de los reactores nucleares que trabajan como fuentes controlables de energía nuclear de fisión.

### 2.4.1 Física del reactor nuclear

El reactor PWR-KWU genera energía térmica a partir de la energía de fisión procedente del combustible nuclear, óxido de Uranio enriquecido con U-235. La fisión nuclear es la reacción en la que el núcleo de un átomo pesado, en este caso U-235, captura un neutrón incidente, se vuelve inestable y, como consecuencia, se produce su escisión en 2 o más núcleos de átomos más ligeros para recuperar un estado de mayor estabilidad. Esta reacción, además de liberar grandes cantidades de energía, del orden de 200 MeV, emite rayos gamma, neutrones y otras partículas de menor importancia, como los neutrinos (Lamarsh y Baratta 2001).

Los reactores nucleares a través de las reacciones de fisión pueden actuar como fuentes sumamente intensas de neutrones de diversas energías. La fisión del U-235 en los reactores moderados con agua ligera parte de neutrones térmicos, con energías menores de 1eV, y produce neutrones rápidos con altas energías, del orden de 0.5 MeV . Estos neutrones rápidos pueden seguir diferentes caminos, como aparece en el esquema del proceso de la reacción de fisión en cadena del U-235, **Figura 2.5**.



**Figura 2.5:** Reacción de fisión en cadena del U-235. Fuente: Diago 1997.

La reacción de fisión en cadena tiene que ser autosostenida, por lo que es necesario que una fisión provoque otra fisión. Para aumentar la probabilidad de que los neutrones rápidos, que aparecen en una primera generación, incidan con otros núcleos fisionables, de forma que no se detenga la reacción, se emplea el medio moderador. Los neutrones sufren una serie de colisiones elásticas con las moléculas del moderador cediendo en cada interacción una parte de su energía hasta

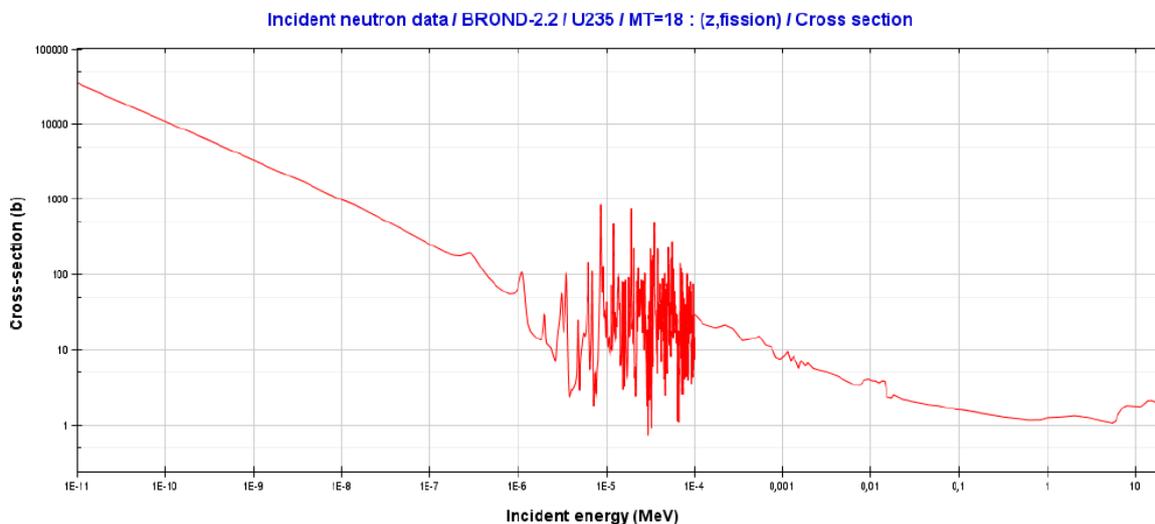
alcanzar al rango de energías térmicas. Esta forma de interacción, entre un neutrón y un núcleo sin producirse la absorción del neutrón, se llama reacción de dispersión.

En las reacciones de absorción, el núcleo que absorbe un neutrón también puede quedar excitado sin llegar a fisionarse. Las más importantes son las reacciones de captura radiactiva, que pueden producirse para cualquier energía del neutrón dando lugar a un núcleo compuesto en un estado excitado, el cual se desexcita mediante la emisión de fotones gamma, como se muestra en la **Figura 2.5**.

Al margen de estas reacciones, los neutrones también pueden escapar del sistema. Por este motivo se envuelve al núcleo del reactor con el material reflector que minimiza las fugas de los neutrones del reactor.

Cuando se expone un material cualquiera a la acción de los neutrones, la velocidad con que se produce una reacción nuclear determinada depende del número de neutrones, de su velocidad y del número y naturaleza de los núcleos existentes en el material irradiado. Las interacciones neutrónicas se pueden describir cuantitativamente a partir del concepto de sección eficaz. La sección eficaz de un núcleo, para una reacción neutrónica determinada, se define como el número medio de procesos individuales que tienen lugar por núcleo y por neutrón incidente, que indirectamente mide la probabilidad de que la reacción tenga lugar.

La sección eficaz total se calcula como la suma de la sección eficaz de absorción más la de dispersión, se mide en  $\text{cm}^2$  o en barn,  $10^{-24} \text{cm}^2$ , y varía en función de la energía del neutrón incidente. Para la gran mayoría de los elementos, especialmente aquellos cuyo número másico es superior a 100, la variación de la sección eficaz de absorción presenta tres regiones, **Figura 2.6**.



**Figura 2.6:** Sección eficaz microscópica de fisión en barns del U-235 en función de la energía del neutrón. Fuente: Soppera, Bossant, Dupont y col. 2014.

En primer lugar, hay una región de baja energía en la cual la sección eficaz disminuye sistemáticamente al aumentar la energía neutrónica. En esta región la sección eficaz de absorción varía en proporción inversa a la raíz cuadrada de la energía neutrónica, y por lo tanto a la velocidad neutrónica.

A continuación, hay una región de resonancia, que corresponde a energías entre 1 eV y 1000 eV y se caracteriza por la presencia de picos que corresponde a determinados valores de la energía neutrónica, en los cuales la sección eficaz de absorción aumenta mucho para después caer bruscamente.

Inmediatamente después de la región de resonancias, se tiene la región de neutrones rápidos que corresponde a energías superiores a 10 MeV. En esta región las secciones eficaces son normalmente pequeñas, inferiores a 10 barn en la mayoría de los casos, disminuyendo a medida que aumenta la energía. A partir de esta energía, las secciones eficaces de absorción son similares a la sección normal geométrica del núcleo, es decir de 2 a 3 barn.

Su utilización aparece en la tasa de reacciones por unidad de tiempo y volumen:

$$R \left( \frac{\text{reacciones}}{\text{cm}^3 \text{s}} \right) = \sigma \left( \text{cm}^2 \right) N \left( \frac{\text{núcleos}}{\text{cm}^3} \right) v \left( \frac{\text{cm}}{\text{s}} \right) n \left( \frac{\text{neutrones}}{\text{cm}^3} \right) \quad (2.1)$$

Siendo:

- $\sigma$ : la sección eficaz microscópica.
- $N$ : la densidad volumétrica de núcleos blanco.
- $n$ : la cantidad de neutrones por unidad de volumen.
- $v$ : la velocidad de los neutrones.

Cuando se aplica a un núcleo individual se denomina sección eficaz microscópica mientras que, si se aplica al material de un proceso en cuestión, se conoce como sección eficaz macroscópica y se calcula como el producto de la densidad volumétrica del medio al que pertenece el núcleo blanco por la sección eficaz microscópica, que da lugar a unidades de  $\text{cm}^{-1}$ . Por lo tanto, la tasa de reacciones se puede escribir como:

$$R \left( \frac{\text{reacciones}}{\text{cm}^3 \text{s}} \right) = \Sigma \left( \text{cm}^{-1} \right) \phi \left( \frac{\text{neutrones}}{\text{cm}^2 \text{s}} \right) \quad (2.2)$$

Siendo:

- $\Sigma$ : la sección eficaz macroscópica.
- $\phi$ : el flujo neutrónico.

Introduciendo una de las magnitudes clave en un reactor nuclear, el flujo neutrónico. El flujo neutrónico que incide en el área perpendicular a su dirección por unidad de tiempo se puede medir tanto fuera como dentro de la vasija a partir de la instrumentación que alberga el reactor PWR-KWU como veremos en los próximos capítulos.

El objetivo de mantener una reacción en cadena estable es lograr una producción constante de energía. Cerca 99 % de los neutrones liberados en la reacción de fisión se generan de manera instantánea, del orden de  $10^{-14}$  segundos, mientras que el resto aparece, en promedio de unos 13 segundos, como consecuencia de los productos de fisión que experimentan una desintegración beta seguida de una emisión neutrónica. Aunque estos neutrones diferidos solamente constituyen menos 1 % de la generación total, su presencia es necesaria para que se pueda sostener la reacción

en cadena, y el hecho de que aparezcan con un retardo facilita la operación y el control del reactor, contribuyendo así a la seguridad intrínseca de éste.

La estabilidad en la reacción de fisión se obtiene cuando la población neutrónica dentro del reactor no varía con el tiempo. El balance neutrónico se puede expresar como la tasa de producción menos las tasas de absorciones y fugas.

Esta condición que mantiene la reacción en estado estacionario se denomina condición de criticidad. Se considera que un reactor es crítico cuando se produce un número de fisiones constante, debido a que la tasa de producción de neutrones es igual a la tasa de pérdidas. Si la tasa de producción fuera mayor que la de pérdidas, la población neutrónica crecería constantemente y la reacción sería divergente, aumentando la energía generada de forma exponencial, se dice en este caso que el reactor es supercrítico. En el caso contrario, que la tasa de pérdidas superase a la de producción, se tiene un reactor subcrítico, en el que la población neutrónica y, por tanto, la energía liberada disminuye exponencialmente y la reacción es convergente, de modo que acaba por extinguirse.

Esta condición se evalúa en el reactor nuclear por medio de la constante de multiplicación  $k$ , que representa el cociente entre los neutrones producidos por fisión en una generación y los perdidos por absorciones y fugas en la generación anterior, relacionando los neutrones que aparecen en una generación respecto los de la generación previa.

Cuando no se tiene en cuenta la porción de neutrones de cada generación que se fugan del sistema, la situación es equivalente a la de un reactor de dimensiones infinitas y en este caso el factor de multiplicación se escribe como  $k_\infty$ . Por el contrario, si se consideran las fugas neutrónicas en los cálculos y el reactor tiene unas dimensiones finitas, como es el caso de estudio, se habla de la  $k$  efectiva,  $k_{eff}$ .

$$k_{eff} = \frac{\text{neutrones producidos por fisión en una generación}}{\text{neutrones absorbidos y fugados en la generación previa}} \quad (2.3)$$

En consecuencia, si hay  $N_0$  neutrones en una generación previa, habrá  $N_0 k_{eff}$  neutrones en la generación actual, con una variación de la población neutrónica entre generaciones igual a  $N_0 k_{eff} - N_0$ . La ganancia o la pérdida en la población neutrónica expresada como una fracción de la generación actual se escribe conforme la **Ecuación 2.4**.

$$\frac{N_0 k_{eff} - N_0}{N_0 k_{eff}} \quad (2.4)$$

Esta relación representa el cambio fraccional en la población de neutrones por generación y se denomina reactividad,  $\rho$ . La reactividad queda en función únicamente del factor de multiplicación efectivo:

$$\rho = \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}} \quad (2.5)$$

La reactividad puede ser positiva, cero o negativa, dependiendo del valor de  $k_{eff}$ . Cuanto mayor sea el valor absoluto de reactividad en el núcleo del reactor, más lejos está el reactor de la criticidad. Puede ser conveniente pensar en la reactividad como una medida de la desviación de

un reactor de la criticidad, la cual se mide en pcm, partes por cien mil, una milésima de un por ciento, donde 1 pcm es igual a  $10^{-5} \Delta\rho$ .

Durante el funcionamiento de un reactor, la cantidad de combustible contenido en el núcleo disminuye constantemente. Si el reactor va a funcionar durante un largo período de tiempo, se debe equipar con combustible en exceso para asegurar su criticidad con el paso del tiempo. Esta reactividad positiva debida al exceso de combustible se equilibra con la reactividad negativa que introducen los materiales absorbentes de las barras de control y los venenos solubles disueltos en el refrigerante.

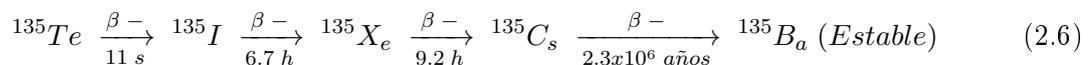
El veneno soluble más común en reactores PWR es el ácido bórico, que a menudo se conoce como boro soluble. El ácido bórico en el refrigerante disminuye el factor de utilización térmica, que representa la fracción de neutrones absorbidos por el combustible, provocando una disminución de la reactividad que garantiza un perfil de flujo más plano sobre el núcleo. El perfil de flujo más plano se obtiene al no formarse regiones de depresión de flujo en las proximidades de las barras de control insertadas.

#### 2.4.2 Evolución de la concentración de Xe-135 en un reactor nuclear

Todos los productos de fisión generados durante una reacción nuclear absorben neutrones. Algunos de estos productos de fisión, tienen secciones eficaces de absorción tan grandes que causan un efecto venenoso sobre el funcionamiento del reactor.

De las series radiactivas formadas se suelen destacar aquellas en las que aparecen dos productos de fisión: el Xe-135 y el Sm-149. Estas series radiactivas tienen un especial interés en el funcionamiento de los reactores nucleares porque poseen secciones eficaces de absorción de neutrones térmicos muy elevadas, capaces de generar un gran impacto en el índice de utilización térmica pudiendo llegar a provocar la detención de la reacción de fisión en cadena en el núcleo del reactor.

El veneno de producto de fisión más importante es el Xe-135, cuya sección eficaz de absorción térmica es de  $2.65 \times 10^6$  barns (Muñoz-Cobo 2019a). Este isótopo se produce directamente en algunas fisiones, pero es más comúnmente un producto de la cadena de desintegración del Te-135. Este procesos y sus vidas medias se representan de la siguiente forma:



El Teluro se desintegra tan rápidamente a Iodo que es posible suponer que todo el I-135 se produce directamente en la fisión. Los rendimientos efectivos (átomos por fisión) con los que se generan el Xe-135, el Te-135 y el I-135 directamente de la fisión de los núcleos fisionables de U-235 son del 0.3 %, el 6.1 % y el 6.4 % respectivamente.

El 95 % de todo el Xe-135 producido proviene de la descomposición del I-135, por lo tanto, la concentración de Xenón en cualquier momento depende de la concentración de Iodo. Se puede considerar que el Iodo se produce directamente de la fisión y desaparece por su desintegración radiactiva natural, por lo que la ecuación que gobierna la evolución de la concentración de Iodo, **Ecuación 2.7**, se expresa como la tasa de producción menos la tasa de eliminación.

$$\frac{dI^{135}}{dt} = \gamma^{Te} \Sigma_f \phi - \lambda_I I^{135} \quad (2.7)$$

Siendo:

- $I^{135}$ : la concentración de átomos de I-135 por  $cm^3$ .
- $\gamma^{Te}$ : el rendimiento efectivo de fisión del Te-135.
- $\Sigma_f$ : la sección eficaz macroscópica de fisión.
- $\phi$ : el flujo neutrónico térmico.
- $\lambda_I$ : la constante de desintegración del I-135 ( $0.1035 h^{-1}$ ).

El Xe-135 se produce directamente de la fisión y de la desintegración del I-135, mientras que, desaparece como resultado de su desintegración radiactiva natural y debido a la absorción de neutrones transformándose en Xe-136, como se observa en la **Ecuación 2.8** que gobierna la evolución del xenón.

$$\frac{dX_e^{135}}{dt} = \gamma^{Xe} \Sigma_f \phi + \lambda_I I^{135} - (\lambda_{Xe} + \sigma_a^{Xe} \phi) X_e^{135} \quad (2.8)$$

Siendo:

- $X_e^{135}$ : la concentración de átomos de Xe-135 por  $cm^3$ .
- $\gamma^{Xe}$ : el rendimiento efectivo de fisión del Xe-135.
- $\lambda_{Xe}$ : la constante de desintegración del Xe-135 ( $0.0753 h^{-1}$ ).
- $\sigma_a^{Xe}$ : la sección eficaz microscópica de absorción del Xe-135.

Destacar que el Xe-136 no es un absorbente de neutrones significativo y además contribuye a la eliminación del veneno del reactor. Esta tasa de quemado del Xe-135 dependerá del flujo de neutrones y de la concentración del Xe-135 en cada instante de tiempo.

En vista de que las vidas medias del Xe-135 y del I-135 son tan cortas y la sección eficaz de absorción térmica del Xenón es tan grande, las concentraciones de estos isótopos en los reactores se elevan rápidamente a sus valores de saturación o equilibrio. Estas concentraciones en el equilibrio se obtienen para la solución de las ecuaciones de la evolución del Xe-135 y del I-135 en un tiempo infinito, cuando la tasa de su eliminación es igual a la de producción.

La solución de la ecuación que gobierna la evolución de la concentración de I-135 es:

$$I^{135}(t) = \frac{\gamma^{Xe} \Sigma_f \phi}{\lambda_I} (1 - e^{-\lambda_I t}) + I^{135}(0) e^{-\lambda_I t} \quad (2.9)$$

Como resultado, la concentración de I-135 de equilibrio se observa en la **Ecuación 2.10**.

$$I_{eq}^{135} = \frac{\gamma^{Te} \Sigma_f \phi}{\lambda_I} \quad (2.10)$$

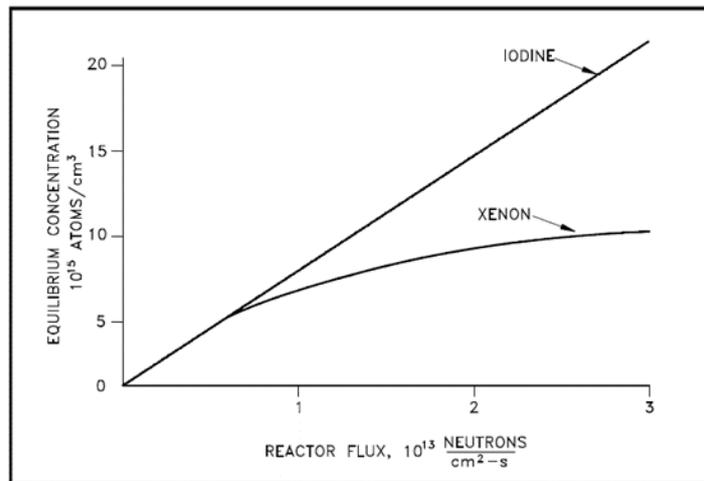
La solución de la ecuación que gobierna la evolución de la concentración de Xe-135 es:

$$X_e^{135}(t) = X_e^{135}(0) e^{-(\lambda_{X_e} + \sigma_a^{X_e} \phi)t} + \frac{(\gamma^{T_e} + \gamma^{X_e})\Sigma_f \phi}{\lambda_{X_e} + \sigma_a^{X_e} \phi} (1 - e^{-(\lambda_{X_e} + \sigma_a^{X_e} \phi)t}) + \frac{\gamma^{T_e}\Sigma_f \phi - \lambda_I I^{135}(0)}{\lambda_{X_e} - \lambda_I + \sigma_a^{X_e} \phi} (e^{-(\lambda_{X_e} + \sigma_a^{X_e} \phi)t} - e^{-\lambda_I t}) \quad (2.11)$$

Con una concentración de Xe-135 en el equilibrio conforme la **Ecuación 2.12**, siendo  $1/(\lambda_{X_e} + \sigma_a^{X_e})$  igual a 30 h.

$$X_{e,eq}^{135} = \frac{(\gamma^{T_e} + \gamma^{X_e})\Sigma_f \phi}{\lambda_{X_e} + \sigma_a^{X_e} \phi} \quad (2.12)$$

El valor de equilibrio del Xe-135 es proporcional al flujo térmico, y por lo tanto a la velocidad de reacción de fisión, lo que implica que la concentración de Xe-135 aumenta a medida que aumenta la potencia del reactor. Cuando el flujo térmico supera los  $10^{12}$  neutrones/cm<sup>2</sup>-seg, el término  $\sigma_a^{X_e} \phi$  comienza a dominar, y aproximadamente a  $10^{15}$  neutrones/cm<sup>2</sup>-seg la concentración de Xe-135 se acerca a un valor límite. La evolución de las concentraciones de equilibrio de I-135 y Xe-135 en función del flujo de neutrones se puede consultar en la **Figura 2.7**.

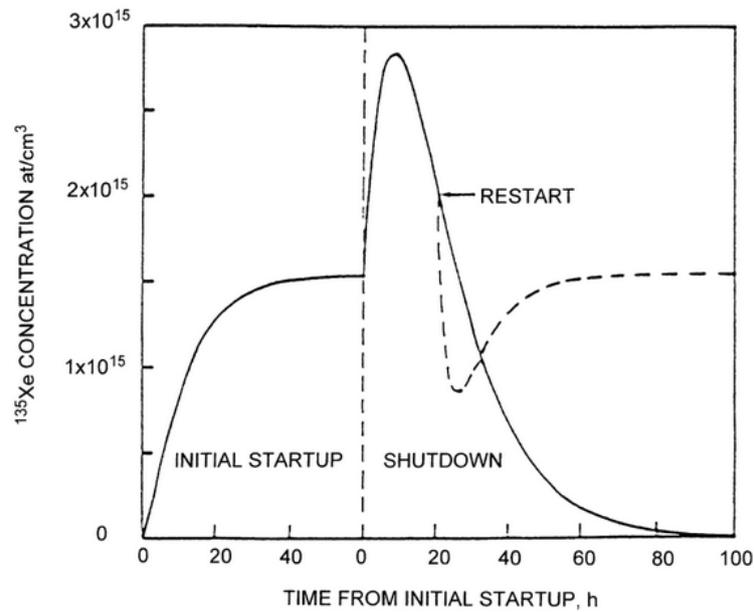


**Figura 2.7:** Concentraciones de equilibrio del I-135 y el Xe-135 frente al flujo de neutrones. Fuente: DOE 1993.

En estas curvas se observa como a mayor nivel de potencia, o flujo, mayor será la concentración de equilibrio del Xenón, pero esta concentración no es proporcional al nivel de potencia. Esta deducción se extrae de la **Figura 2.7**, donde la concentración de Xenón para un 25 % de potencia adquiere un valor mayor de la mitad del de equilibrio al 100 % de potencia.

El efecto de los venenos neutrónicos destaca durante el arranque, la parada y los cambios de potencia, es decir, durante los transitorios en la operación del reactor, debido a que afectan directamente al nivel de reactividad del núcleo del reactor. Cuando un reactor se arranca desde una situación limpia, o se cambia el nivel de potencia del reactor, la concentración de Xe-135 tiende a valores de equilibrio como se observa en la **Figura 2.8**.

Los valores de equilibrio se alcanzan al cabo de entre 40 y 50 horas desde el arranque. Cuando alcanzados los valores de equilibrio se produce una parada del reactor, la concentración del Xe-135 se dispara alcanzando un pico máximo de casi  $3 \times 10^{15}$  átomos por  $cm^3$  aproximadamente



**Figura 2.8:** Evolución de la concentración de Xe-135 tras una parada del reactor. Fuente: Muñoz-Cobo 2019a.

10 horas después del apagado. Si bien la producción de fisión de Xe-135 cesa cuando se apaga un reactor, este isótopo continúa produciéndose como resultado de la desintegración del I-135 presente en el sistema, aunque finalmente desaparece por su propia descomposición.

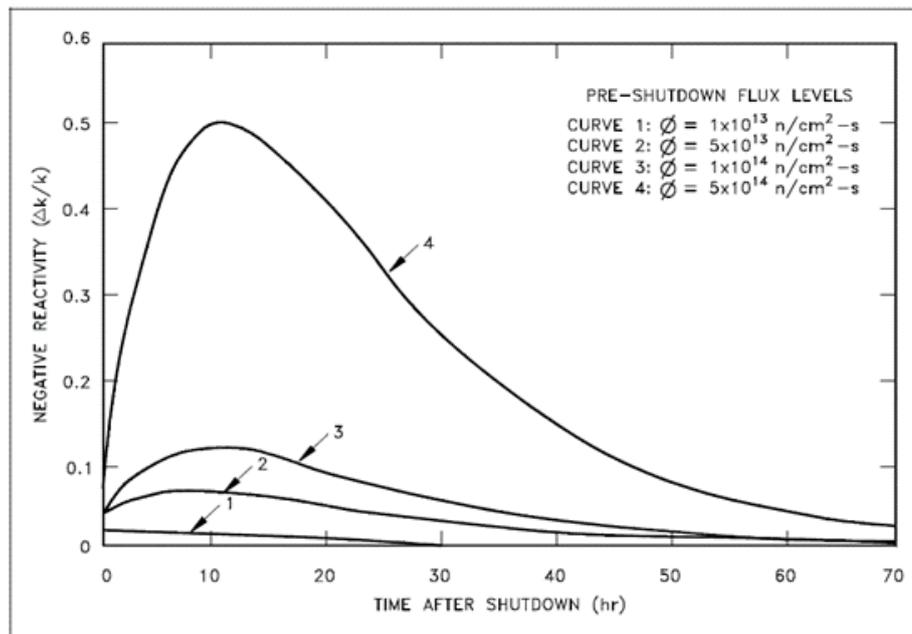
Cuanto mayor sea la potencia antes del apagado del reactor, mayor será la concentración del I-135 y, en consecuencia, el pico de concentración de Xe-135. Este fenómeno se representa en la **Figura 2.9** en función de la reactividad negativa que introduce el Xe-135 en el sistema para diferentes niveles de flujo neutrónico.

Si después del apagado deseamos reiniciar el reactor, puesto que el Xe-135 introduce una reactividad negativa proporcional al flujo, a medida que la potencia aumenta, la reactividad negativa introducida aumentará, y si es mayor que la reactividad positiva disponible al retirar todas las barras de control, el reactor no podrá reiniciarse hasta que el Xenón haya decaído.

Debido a que la cantidad de reactividad del núcleo en exceso disponible para anular la reactividad negativa del Xe-135 suele ser inferior al 10 %  $\Delta k/k$ , los reactores nucleares térmicos normalmente se limitan a trabajar con niveles de flujo de aproximadamente  $5 \times 10^{13}$  neutrones/ $\text{cm}^2\text{-seg}$ , curva 2 de la figura, para que se pueda reiniciar después del apagado. Para reactores con niveles de flujo térmico muy bajos (de orden de  $5 \times 10^{12}$  neutrones/ $\text{cm}^2\text{-seg}$ , o menos), la mayor parte del Xenón se elimina por desintegración en oposición a la absorción de neutrones por lo que el apagado del reactor no causa ningún efecto de pico de Xe-135.

El período en el que se desactiva temporalmente el reactor debido a que la acumulación del Xe-135 impide reestablecer la reacción de fisión en cadena durante aproximadamente dos días y medio, se conoce como envenenamiento por Xenón, también llamado pozo de Iodo.

El envenenamiento por Xenón se puede evitar si se reinicia el reactor cuando la concentración de Xe-135 sea inferior a  $2 \times 10^5$  at/cc, la cual se alcanza al cabo de 20 horas después del apagado del reactor. Se observa en la figura como al reiniciar el reactor la concentración de Xe-135 continúa



**Figura 2.9:** Reactividad del Xe-135 después del apagado del reactor para distintos niveles de flujo neutrónico. Fuente: DOE 1993.

disminuyendo. Esto se debe a que el aumento en la potencia del reactor aumenta la combustión del Xe-135 y necesita un tiempo para estabilizarse a los valores de equilibrio. Aproximadamente a los 3 días después del apagado, la concentración del Xe-135 habrá disminuido a un pequeño porcentaje de su nivel previo al apagado, y se puede suponer que el reactor está libre de Xenón sin que se introduzca un error significativo en los cálculos de reactividad.

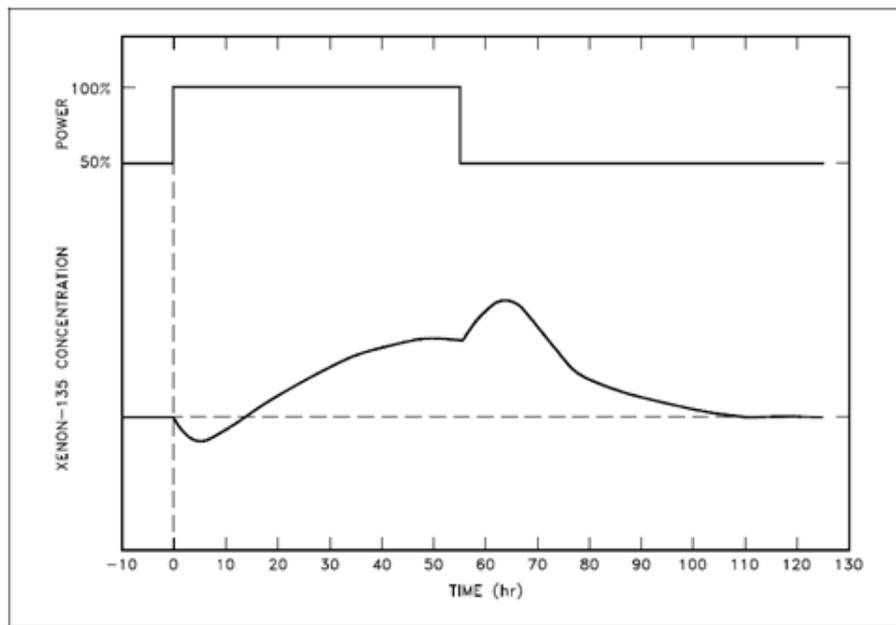
### 2.4.3 La importancia del Xe-135 en la Operación Flexible

La Operación Flexible de las centrales nucleares conlleva variaciones de potencia programadas en las que la alteración de la concentración del Xe-135 en el reactor puede afectar a la capacidad operativa de la central. Por lo que se van a estudiar los transitorios de Xenón provocados por las variaciones de potencia y cómo influyen en la capacidad operativa de la central PWR-KWU.

Una planta nuclear trabajando a un nivel de potencia concreto, con su flujo de neutrones constante, durante un periodo de funcionamiento en régimen estacionario, puede sufrir un cambio en la potencia del reactor (DOE 1993). Este cambio en la potencia del reactor conlleva un transitorio de Xe-135 que se puede simular conforme la **Figura 2.10**.

El transitorio de Xe-135 de la figura, comienza con un aumento del 50 % al 100 % de potencia para el instante 0. El aumento de potencia, inicialmente, disminuye la concentración de Xe-135, puesto que el quemado aumenta. Esta disminución también es consecuencia de la concentración de I-135 en el reactor que se descompone en Xe-135.

Al cabo de 4 o 6 horas, dependiendo de los niveles de potencia, la tasa de producción del Xe-135 a partir del I-135 y de las fisiones es igual a la tasa de eliminación por combustión y descomposición. En este punto, la concentración de Xe-135 alcanza un mínimo. Entre 40 y 50 horas después, la concentración de Xe-135 alcanza el nivel de equilibrio para el nuevo nivel de potencia. A mayores



**Figura 2.10:** Variaciones en la concentración de Xe-135 cuando se modifica la potencia del reactor. Fuente: DOE 1993.

gradientes de potencia, el cambio en la concentración del Xenón será mayor, puesto que depende del nivel de potencia inicial y de la variación del nivel de potencia.

Al alcanzar la concentración del Xe-135 en el equilibrio, alrededor de las 55 horas, se realiza otro cambio de potencia, con una reducción del 100 % al 50 % . Al disminuir la potencia del reactor, se produce una disminución inmediata de la quema de Xe-135, lo que se traduce en un aumento de su concentración hasta alcanzar un pico. Este pico tiene lugar entre las 7 y las 8 horas después de la reducción de potencia y se genera por la desintegración del I-135, que es la mayor fuente productora de Xe-135 en el reactor y todavía se encuentra en los valores de equilibrio para una potencia del 100 %.

Tras alcanzar el equilibrio, la concentración de Xe-135 disminuirá hasta el valor de equilibrio correspondiente al nivel de potencia actual. Esta disminución progresiva tiene una duración de 50 a 60 horas.

Las variaciones de la concentración del Xe-135 que se producen durante horas tras los cambios en la potencia de salida del reactor se deben compensar para que no provoque efectos negativos sobre la capacidad operativa de la central. Puesto que el Xe-135 es un absorbente de neutrones muy potente, los efectos en la reactividad del reactor durante los transitorios de Xenón se contrarrestan por medio de las barras de control, de la dilución de Boro en el refrigerante en los reactores PWR y con caudal de recirculación en los reactores BWR. Además, limitan el número de bajadas de carga por ciclo, los gradientes máximos de potencia y las velocidades de rampa.

# Metodología para la configuración del modelo 3D del reactor PWR-KWU

Para alcanzar los objetivos establecidos en el proyecto, en primer lugar, se realiza la selección del software con el que se va a simular el comportamiento del reactor PWR-KWU. A través del estudio de las diferentes herramientas de simulación, se identifica la información necesaria para configurar el modelo termohidráulico-neutrónico del núcleo del reactor. Por este motivo, antes de comenzar con el modelado del núcleo del reactor se debe analizar y comprender la información proporcionada por la planta objeto de estudio durante un ciclo de combustible nuclear.

El tratamiento de los datos proporcionados por la planta se realiza mediante herramientas desarrolladas por el grupo I+D “Seguridad Nuclear y Bioingeniería de las Radiaciones Ionizantes”, SENUBIO, ISIRYM- UPV.

En este capítulo, se relata una introducción acerca de las herramientas de simulación involucradas en el desarrollo del modelo termohidráulico-neutrónico 3D del reactor y se describe el procedimiento de adquisición de los datos proporcionados por la planta PWR-KWU.

### 3.1 Herramientas de simulación

El análisis de transitorios en reactores de potencia se realiza mediante códigos 3D neutrónicos y termohidráulicos acoplados, siendo una herramienta fundamental en Seguridad Nuclear que permite realizar una simulación más realista gracias a la transferencia de información recíproca.

El código termohidráulico se alimenta con los valores de potencia generados por el código neutrónico, proporcionando los valores de las variables termohidráulicas que utilizará el código neutrónico para la generación de valores de potencia en cada paso de tiempo.

En este trabajo, se ha utilizado como herramienta de simulación el código acoplado 3D termohidráulico-neutrónico RELAP5/PARCSv3.2.

#### 3.1.1 El código PARCS

El código PARCS (*Purdue Advanced Reactor Core Simulator*) es un simulador de núcleo de reactor tridimensional desarrollado por la Universidad de Purdue (Indiana, EEUU), y distribuido por la NRC (*Nuclear Regulatory Commission*), para la realización de análisis del núcleo de reactores comerciales (Downar y col. 2006).

PARCS resuelve la ecuación de la difusión neutrónica para predecir la respuesta cinética del reactor contra perturbaciones de reactividad. Tiene como principales características la capacidad de realizar cálculos de valores propios, de transitorios, de transitorios de Xenón, de valores de decaimiento, cálculo de picos de potencia y cálculos adjuntos para reactores comerciales de agua ligera. Además, permite su acoplamiento con códigos termohidráulicos como RELAP5 y TRACE.

La ejecución de PARCS proporciona información detallada sobre varios fenómenos físicos que ocurren durante el transitorio, como la evolución de la reactividad y la potencia del núcleo que muestran el progreso de cálculo. Las selecciones de impresión de los resultados del cálculo detallado son muy amplias. En los ficheros de salida se puede leer entre otros parámetros: la  $k_{eff}$ , la concentración de borro en ppm, la distribución de potencia radial y axial del núcleo, los valores promedio de la distribución axial de la temperatura del moderador y de los elementos combustibles, la temperatura máxima y media del refrigerante y el combustible, la distribución planar de la densidad del Xenón o del Samario y la distribución del flujo axial del núcleo.

#### Ecuación de la Difusión neutrónica

PARCS resuelve la Ecuación de la Difusión neutrónica en dos grupos de energía en función del tiempo utilizando métodos nodales para calcular la distribución del flujo neutrónico en un transitorio (Muñoz-Cobo 2019b).

Esta ecuación describe la variación de la densidad neutrónica, en un diferencial de volumen, como los neutrones producidos por fisión menos los neutrones que desaparecen tanto por absorción como por fugas del sistema. A partir de la ecuación del transporte de Boltzmann, que describe el transporte neutrónico, y realizando las hipótesis pertinentes, se deduce la ecuación de la difusión neutrónica como:

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \phi}{\partial t} = v \Sigma_f \phi - \Sigma_a \phi + \nabla \cdot D \phi \nabla \quad (3.1)$$

El término que representa la fuga de neutrones del núcleo del reactor se rige por la ley de Fick, **Ecuación 3.2**. Esta ley expresa que los neutrones en un medio fluyen desde donde hay más concentración de neutrones hacia donde hay menos concentración.

$$\vec{j} = -\vec{D} \vec{\nabla} \phi \quad (3.2)$$

Esta corriente de neutrones,  $\vec{j}$ , se define como la diferencia de concentraciones, representada como el gradiente del flujo neutrónico, por el coeficiente de difusión  $D$  que está relacionado con el recorrido libre medio de transporte. En un medio puramente dispersivo dicha longitud viene dada por la distancia media recorrida por el neutrón después de cada colisión. Como se describe en la **Ecuación 3.3**, se calcula a partir de la sección eficaz macroscópica de transporte,  $\Sigma_{tr}$ , que es función de la sección eficaz macroscópica total,  $\Sigma_t$ , la de dispersión (*scattering*),  $\Sigma_s$ , y el coseno medio del ángulo de dispersión en coordenadas laboratorio,  $\overline{\mu_0}$ .

$$D = \frac{1}{3 \Sigma_{tr}} = \frac{1}{3 (\Sigma_t - \overline{\mu_0} \Sigma_s)} \quad (3.3)$$

Puesto que se consideran dos grupos de neutrones de diferentes energías difundiendo dentro del reactor, el grupo rápido (1) y el grupo térmico (2), la ecuación de la difusión multigrupo para dos grupos se escribe:

$$\frac{1}{v_1} \frac{\partial \phi_1}{\partial t} = v \Sigma_f^1 \phi_1 + v \Sigma_f^2 \phi_2 - (\Sigma_a^1 + \Sigma_s^{1 \rightarrow 2}) \phi_1 + \nabla \cdot D_1 \phi_1 \nabla \quad (3.4)$$

$$\frac{1}{v_2} \frac{\partial \phi_2}{\partial t} = \Sigma_s^{1 \rightarrow 2} \phi_1 - \Sigma_a^2 \phi_2 + \nabla \cdot D_2 \phi_2 \nabla \quad (3.5)$$

Siendo:

- $\Sigma_f^g$ : la sección eficaz macroscópica de fisión del grupo energético  $g$ .
- $\Sigma_a^g$ : la sección eficaz macroscópica de absorción del grupo energético  $g$ .
- $\Sigma_s^{1 \rightarrow 2}$ : la sección eficaz macroscópica de dispersión de los neutrones del grupo energético rápido al térmico.
- $\phi_g$ : el flujo neutrónico del grupo energético  $g$ .
- $v_g$ : la velocidad de los neutrones del grupo energético  $g$ .
- $D_g$ : el coeficiente de difusión del grupo energético  $g$ .

Donde  $D_g$  se calcula en función del grupo:

$$D_g = \frac{1}{3 \Sigma_{tr}^g} = \frac{1}{3 \int_{E_g}^{E_{g-1}} \frac{\Sigma_{tr}(E) \phi(E)}{\phi_g} dE} \quad (3.6)$$

En la **Ecuación 3.4**, del grupo rápido, la generación de neutrones rápidos se produce en las fisiones de neutrones tanto térmicos como rápidos y pueden ser absorbidos por otros núcleos, dispersados mediante colisiones elásticas o fugarse del sistema.

Los neutrones rápidos que se dispersan dando lugar a neutrones térmicos conforman el termino fuente de **Ecuación 3.5**, del grupo térmico. Estos neutrones desaparecerán del sistema mediante absorciones dando lugar a nuevas reacciones de fisión o se escaparán del núcleo.

Cuando el reactor opera en estado estacionario y crítico las derivadas temporales de los flujos se anulan.

### **Parámetros termohidráulicos de *feedback***

La cinética neutrónica y la termohidráulica están fuertemente acopladas, motivo por el que el código PARCS se encarga de realizar correcciones por *feedback* en diferentes parámetros termohidráulicos (Soler 2012).

Los parámetros termohidráulicos de *feedback* más importantes son el valor local de la temperatura Doppler, la presión, la temperatura del moderador, la fracción de huecos y la concentración de Boro.

Mediante la metodología SIMTAB, en este proyecto se obtienen las tablas de secciones eficaces para la temperatura Doppler y la densidad del moderador, por lo que se va a exponer la influencia de ambos parámetros termohidráulicos en el reactor.

### **Efecto Doppler**

Entre las variables termohidráulicas que utilizará el código neutrónico, para la generación de valores de potencia en cada paso de tiempo, se encuentran la temperatura del combustible y la temperatura del moderador. Estas dos temperaturas aportan al reactor un fenómeno de *feedback* negativo que se manifiesta al operar a máxima potencia con temperaturas elevadas. Este fenómeno se fundamenta en el efecto Doppler y sustenta la estabilidad del reactor a altas temperaturas. El efecto Doppler nuclear consiste en un ensanchamiento de la región de resonancias, que corresponde a energías entre 1 eV y 1000 eV, por lo que la sección eficaz de captura por resonancia en esta región de energía aumenta, reduciéndose la probabilidad de escape de los neutrones de las resonancias, y como consecuencia, el flujo neutrónico térmico, lo que se traduce en una reducción de las reacciones de fisión.

Este efecto tiene lugar cuando el reactor experimenta una inserción de reactividad positiva que aumenta el flujo neutrónico, la potencia y la temperatura del combustible. Si aumenta la temperatura del combustible, también aumentará la temperatura del refrigerante, lo que provoca una disminución en su densidad y en su efecto moderador. Por lo tanto, las temperaturas elevadas provocan una reducción en la generación de neutrones términos que inducen fisiones, afectando a la reactividad del reactor.

En general, se considera que un coeficiente negativo de temperatura del combustible es incluso más importante que un coeficiente negativo de temperatura del moderador. Especialmente en el caso de accidentes iniciados por reactividad (*Reactivity Initiated Accident*, RIA), el coeficiente de reactividad Doppler sería el primer y más importante efecto en la compensación de la reactividad positiva insertada. El tiempo de transferencia de calor al moderador se mide generalmente en segundos, mientras que el coeficiente de Doppler es efectivo casi instantáneamente. Por lo tanto, la temperatura del moderador no puede activar el aumento de potencia durante varios segun-

dos, mientras que el coeficiente de temperatura del combustible comienza a agregar reactividad negativa inmediatamente.

### Densidad del moderador

La variación en la densidad del moderador también introduce un fenómeno de *feedback* negativo en el reactor.

Cuando el reactor experimenta una inserción de reactividad positiva, la densidad del moderador disminuye. La disminución de la densidad del moderador conlleva una reducción de la capacidad de moderación de los neutrones, repercutiendo en la reacción de fisión en cadena. Al perder capacidad de moderación, se reduce el número de neutrones térmicos que inducen nuevas fisiones, afectando a la reactividad del reactor.

### Descripción del input de PARCS

El fichero de entrada del código PARCSv3.2, `parcs.inp`, se divide en grupos de tarjetas, denominados bloques, relacionados con cada uno de los aspectos de la simulación. Los grupos de tarjetas definidos en el input son: CASEID, CNTL, PARAM, XSEC, GEOM, TH y TRAN (García-Fenoll, Barrachina, Miró, Verdú, Gómez-Zarzuela y col. 2014d).

Al inicio del fichero, la tarjeta CASEID indica el nombre de los archivos de salida generados tras la ejecución del código. A continuación del título, se especifican los primeros parámetros de la simulación en el bloque CNTL. Las tarjetas que se definen en el bloque CNTL indican el tipo de reactor, la potencia inicial del reactor, la concentración inicial de boro, la posición de los bancos de las barras de control, si hay realimentación termohidráulica y si las condiciones termohidráulicas son proporcionadas por un código de sistema externo. También, se introduce información respecto al xenón y el samario, si se trata de un cálculo transitorio, si se escriben ficheros de restart y diversas opciones de impresión, entre otros muchos parámetros que se pueden especificar en este bloque.

En el bloque PARAM, se agrupan las tarjetas que controlan los métodos numéricos del código, opciones disponibles, convergencia, número de iteraciones máximas, etc. Los métodos nodales son el medio principal utilizado en PARCS para obtener soluciones de orden superior a la ecuación de la difusión de neutrones. El Método Analítico Nodal (*Analytical Nodal Method*, ANM), en PARCS se ha utilizado con mayor frecuencia dentro de la industria de reactores de agua ligera (LWR) para resolver la ecuación de la difusión de dos grupos. Un segundo método nodal es el Método de Expansión Nodal (*Nodal Expansion Method*, NEM) que es menos preciso para ciertos tipos de problemas. En el bloque PARAM, se especifica que el método nodal que se va a aplicar es un método híbrido ANM-NEM, en el que el problema de nodos ANM es reemplazado por un problema de dos nodos del método ANM para los nodos casi críticos. Este método híbrido es el método recomendado en el manual del usuario.

Los parámetros relacionados con las secciones eficaces se establecen en el bloque XSEC. En concreto, se especifica el número de grupos de precursores de neutrones retardados, los valores de su respectiva fracción de neutrones retardados ( $\beta$ ) y su constante de desintegración ( $\lambda$ ) y el número de composiciones neutrónicas del modelo neutrónico. También se definen los nombres

de los ficheros externos que proporcionan la información de entrada necesaria de las secciones eficaces y las densidades del Xenón.

En cuanto al bloque GEOM, almacena las tarjetas que definen la geometría del problema. Se debe detallar el mallado del modelo en las tres direcciones, los nodos reservados al moderador y a los elementos combustibles, la configuración de las composiciones neutrónicas y la distribución de los bancos de las barras de control en el núcleo del reactor.

En el bloque TH se agrupan las tarjetas para la definición de las opciones termohidráulicas del código como el tamaño, la potencia y el flujo medios del conjunto de combustible a plena potencia.

En último lugar, el bloque TRAN especifica las opciones relativas a la ejecución del código en transitorio: selección del paso de tiempo, el movimiento de barras de control, activación de la lógica de *scram*, etc.

### 3.1.2 El código RELAP5

RELAP5/MOD3.3 es un código termohidráulico desarrollado para realizar cálculos *best estimate* de los transitorios del sistema de enfriamiento del núcleo durante accidentes de base de diseño (NRC 2003). Se encarga de obtener la solución numérica de las ecuaciones de conservación de la masa, el momento y la energía en un modelo de dos fluidos para dos sistemas de flujo de fase que se resuelven mediante métodos semi-implícitos. Para ello, utiliza el modelo de flujos separados, el cual plantea las 3 ecuaciones de conservación para cada una de las dos fases, agua-vapor, y construye mapas de flujos verticales y horizontales a partir de los cuales se establecen patrones bifásicos permitiendo seleccionar las correlaciones más adecuadas para reproducir el acoplamiento entre ambas fases.

La simulación de los sistemas termohidráulicos se efectúa contrayendo, con unos componentes esenciales, *volúmenes*, las tuberías y caminos de flujo del refrigerante del reactor, conectadas entre sí por *uniones*. A la red así creada o nodalización se incorporan componentes especiales como bombas, válvulas, separadores, acumuladores, entre otros, y se añade a la simulación de la generación y transmisión del calor a través de los componentes “estructuras de calor”. Existen otros componentes especiales para las condiciones de contorno de presión y caudal, que por su flexibilidad permiten simular las condiciones de descarga de una válvula, las condiciones de aspiración de un tanque o las curvas de impulsión de bombas en función de la presión a la descarga.

Mediante estos elementos se discretiza la solución espacial de las ecuaciones de flujo bifásico por métodos de diferencias finitas. Las dependencias temporales de dichas ecuaciones se resuelven también planteando un esquema semi-implícito que conlleva limitaciones de tamaño del paso de tiempo y la nodalización espacial.

### Ecuaciones de conservación

El código termohidráulico RELAP5 tienen como objetivo primordial determinar los parámetros principales del flujo, considerando el proceso de transferencia de calor y el estado del flujo en función de las condiciones de éste. Para tal fin, emplea el modelo de flujos separados que plantea las ecuaciones de conservación de la masa, la energía y el momento que describen el comportamiento del flujo bifásico. De modo que, resuelve las 6 ecuaciones de equilibrio para líquido y vapor en cada celda 3D del modelo, con relaciones constitutivas (Soler 2012).

En cada celda se definen las variables independientes, como la presión, la fracción de huecos, la temperatura del vapor y la temperatura del líquido, en su centro, mientras que, las velocidades del líquido y del vapor se definen en sus límites.

Las ecuaciones de equilibrio están acopladas con las ecuaciones de transferencia de calor y con las ecuaciones de la cinética neutrónica (normalmente cinética puntual). Estas ecuaciones se resuelven para los dos tipos de fluido (vapor y líquido), mediante el método de las diferencias finitas.

Las ecuaciones del modelo hidrodinámico de fluido bifásico son las siguientes:

### Ecuaciones de Conservación de la Masa

Las Ecuaciones de Conservación de la Masa para la fase líquida ( $l$ ) y para la fase vapor ( $g$ ) son las siguientes:

$$\frac{\partial[(1-\alpha)\rho_l]}{\partial t} + \nabla[(1-\alpha)\rho_l\vec{V}_l] = \Gamma_l \quad (3.7)$$

$$\frac{\partial[\alpha\rho_g]}{\partial t} + \nabla[\alpha\rho_g\vec{V}_g] = \Gamma_g \quad (3.8)$$

Siendo:

- $\alpha$ : la fracción de huecos.
- $\rho$ : la densidad.
- $\vec{V}$ : el vector velocidad.
- $\Gamma$ : la tasa interfacial de transferencia de masa.

Considerando que  $\Gamma_g = -\Gamma_l$ , si ambas ecuaciones se suman, el resultado da lugar a la ecuación de la masa total:

$$\frac{\partial[(1-\alpha)\rho_l + \alpha\rho_g]}{\partial t} + \nabla[(1-\alpha)\rho_l\vec{V}_l + \alpha\rho_g\vec{V}_g] = 0 \quad (3.9)$$

### Ecuaciones de Conservación de la Energía

Entre las Ecuaciones de Conservación de la Energía se encuentran, por una parte, la ecuación de la Energía Interna de la Fase Vapor, **Ecuación 3.10**, y por otra parte, la ecuación de la Energía Interna Total, **Ecuación 3.11**.

$$\frac{\partial(\alpha \rho_g e_g)}{\partial t} + \nabla(\alpha \rho_g e_g \vec{V}_g) = -P \frac{\partial \alpha}{\partial t} - P \nabla \alpha \vec{V}_g + q_{wg} + q_{dg} + q_{ig} + \Gamma_g h'_v \quad (3.10)$$

$$\begin{aligned} \frac{\partial[(1-\alpha) \rho_l e_l + \alpha \rho_g e_g]}{\partial t} + \nabla[(1-\alpha) \rho_l e_l \vec{V}_l + \alpha \rho_g e_g \vec{V}_g] = \\ -P \nabla[(1-\alpha) \vec{V}_l + \alpha \vec{V}_g] + q_{wg} + q_{wl} + q_{dg} + q_{dl} \end{aligned} \quad (3.11)$$

Donde:

$$\Gamma_g = \frac{-q_{ig} - q_{il}}{h_{sg} - h_{sl}} \quad (3.12)$$

$$q_{ig} = \frac{h_{ig} A_i (T_s - T_g)}{Vol} \quad (3.13)$$

$$q_{il} = \frac{h_{il} A_i (T_s - T_l)}{Vol} \quad (3.14)$$

$$q_{wg} = \frac{h_{wg} A_w (T_w - T_g)}{Vol} \quad (3.15)$$

$$q_{wl} = \frac{h_{wl} A_w (T_w - T_l)}{Vol} \quad (3.16)$$

Siendo:

- $e$ : la energía interna.
- $q_w$ : la transmisión de calor a través de la pared.
- $q_d$ : la potencia depositada de forma directa sin efectos de conducción de calor.
- $q_i$ : la transmisión de calor interfacial.
- $h'_v$ : la entalpía de bulbo de vapor si el vapor condensa, o entalpía de saturación del vapor si el líquido evapora.
- $h_i$ : el coeficiente de transferencia de calor interfacial.
- $h_s$ : la entalpía de saturación.
- $h_w$ : el coeficiente de transferencia efectivo entre la pared y el fluido.
- $A_i$ : el área interfacial.
- $A_w$ : el área de la pared.
- $T$ : la temperatura del fluido.

- $T_s$ : la temperatura de saturación.
- $T_w$ : la temperatura de la pared.
- $P$ : la presión del fluido o presión total.

En las Ecuaciones de Conservación de la Energía aparecen las ecuaciones de transmisión de calor por convección forzada (  $q_{ig}, q_{il}, q_w, q_w$  ) que siguen la ley de Newton. En el núcleo, además de la convección forzada existente entre el fluido refrigerante y el combustible, se produce transmisión de calor por conducción en las barras de combustible, a partir de la que se obtiene la temperatura exterior de la vaina.

La transmisión de calor por conducción en una barra de combustible se calcula en coordenadas cilíndricas como:

$$\rho c_p \frac{\partial T}{\partial t} = \frac{1}{r} \left[ \frac{\partial}{\partial r} r k \frac{\partial T}{\partial r} \right] + q''' \quad (3.17)$$

Siendo:

- $q'''$  : la generación de calor en el combustible.
- $c_p$ : el calor específico.
- $k$ : la conductividad térmica.
- $r$ : el radio de la pastilla de combustible de  $UO_2$ .

### Ecuaciones de Conservación del Momento

Las ecuaciones de Conservación del Momento para la fase líquida ( $l$ ) y para la fase vapor ( $g$ ) son las siguientes:

$$\frac{\partial \vec{V}_l}{\partial t} + \vec{V}_l \cdot \nabla \vec{V}_l = -\frac{1}{\rho_l} \nabla P + \frac{[c_i(\vec{V}_g - \vec{V}_l)|\vec{V}_g - \vec{V}_l| - \Gamma(\vec{V}_i - \vec{V}_l) - c_{wl}\vec{V}_l|\vec{V}_l|]}{(1-\alpha)\rho_1} + \vec{g} \quad (3.18)$$

$$\frac{\partial \vec{V}_g}{\partial t} + \vec{V}_g \cdot \nabla \vec{V}_g = -\frac{1}{\rho_g} \nabla P + \frac{[-c_{wg}\vec{V}_g|\vec{V}_g| - c_i(\vec{V}_g - \vec{V}_l)|\vec{V}_g - \vec{V}_l| - \Gamma(\vec{V}_g - \vec{V}_i) - c_{wl}\vec{V}_l|\vec{V}_l|]}{\alpha \rho_g} + \vec{g} \quad (3.19)$$

Siendo:

- $c_i$ : la fricción interfacial.
- $c_w$ : la fricción en la pared.
- $\vec{g}$ : el vector gravedad.
- $\Gamma$ : la tasa interfacial de transferencia de masa.

## Descripción del input de RELAP5

Las ecuaciones del flujo bifásico y de la transmisión de calor se resuelven en volúmenes de control implementados en RELAP5 en forma de componentes (García-Fenoll, Barrachina, Miró, Verdú, Gómez-Zarzuela y col. 2014a). Los componentes básicos presentes en el fichero entrada del código RELAP que constituyen el modelo termohidráulico 3D son:

- Pipe (*PIPE*).
- Heat Structure (*HTSTR*).
- Time-Dependent Volume (*TMDPVOL*).
- Time-Dependent Junction (*TMDPJUN*).
- Branch (*BRANCH*).
- Multiple Junction (*MTPLJUN*).

El componente *PIPE* modela el flujo de refrigerante que circula a través de un conducto, tubería o canal termohidráulico. Tiene la capacidad de modelar cambios bruscos en el área de flujo, fuentes de calor en las paredes y transferencia de calor entre las superficies interior y exterior.

El usuario puede especificar completamente la geometría de cada celda introduciendo la longitud, el volumen, el área de flujo en el centro y en las caras de la celda, el diámetro hidráulico y las pérdidas de carga. Además, se puede especificar el material del conducto de forma que el cálculo de la transferencia de calor por conducción en las paredes sea de gran exactitud.

Para que el código converja a su propia solución en un menor tiempo de computación, el usuario puede incluir las condiciones iniciales de presión y temperatura próximas a las reales en cada celda.

Mientras que en el componente *PIPE* tienen lugar todos los cálculos hidrodinámicos entre celdas, en el componente *HTSTR* se evalúa toda la dinámica de la conducción y la convección de la transferencia de calor en cualquier estructura del reactor nuclear. La *PIPE* representa la parte hidráulica de un canal termohidráulico y la *HTSTR* la parte térmica, por lo que es necesario la unión de ambos componentes para la modelización completa 1D de los elementos del núcleo del reactor.

Del mismo modo que con el componente *PIPE*, el usuario puede definir la geometría de la *HTSTR* y su nodalización. Se pueden establecer otras características como los números de nodos radiales, la correlación de flujo calorífico crítico, el grado de quemado, etc.

Mediante el componente *TMDPVOL* se simulan las condiciones de contorno en la entrada y la salida del núcleo. El usuario define las condiciones de contorno de entrada como la temperatura del moderador y de salida como la presión.

El componente *TMDPJUN* también simula una condición de contorno, en concreto el usuario especifica si en el modelo se introduce la velocidad del líquido o caudal másico.

En cuanto al componente *BRANCH*, se emplea para representar distintos volúmenes, como por ejemplo el *upper plenum* y el *lower plenum*.

Como en las *PIPE* y las *HTSTR*, usuario puede especificar la geometría de la celda introduciendo la longitud, el volumen, el área del flujo, el diámetro hidráulico, las pérdidas de carga, la presión

y la temperatura del fluido, etc. Actúa como una celda de gran volumen que homogeniza el flujo y lo reparte entre los diferentes componentes 1D.

El componente *MTPLJUN* es un componente que se emplea para definir las uniones entre los componentes del modelo. Su función es unir muchos componentes, en lugar de realizar una única unión como la componente *SINGLE JUNCTION*. Se pueden fijar parámetros como el área del flujo, el diámetro hidráulico y las pérdidas de carga.

El modelo termohidráulico de RELAP5, que se escribe en lenguaje FORTRAN, se puede abrir con la herramienta SNAP (*Symbolic Nuclear Analysis Package*), una interfaz gráfica que permite actuar de visualizador. En el entorno de SNAP cada uno de los componentes y conexiones toman forma proporcionando una amplia funcionalidad para enviar, monitorear e interactuar con los códigos.

### 3.1.3 Cluster QUASAR

La ejecución de los códigos se realiza con el *cluster* de computadoras del ISIRYM-UPV denominado QUASAR.

QUASAR está compuesto por un conjunto de computadoras independientes, interconectadas entre sí por una red de alta velocidad y que funciona como un único servidor. El *cluster* tiene una gran capacidad computacional y emplea el sistema operativo Linux.

La forma de interactuar del usuario con QUASAR puede realizarse directamente desde un ordenador que opere con el sistema operativo de Linux o mediante la aplicación PuTTY.

PuTTY es un emulador de terminal que soporta SSH y otros protocolos de licencia gratuita. Permite la conexión a servidores remotos de cualquier clase de forma que se pueden realizar diferentes acciones como acceder a directorios dentro de terminales exteriores y ejecutar programas. Sirve de gran utilidad para lanzar programas en Linux desde un terminal con Windows.

Para transferir los archivos de forma segura entre dos sistemas informáticos, el local y uno remoto que ofrece servicio SSH, se ha utilizado la aplicación WinSCP. Dispone de dos interfaces permitiendo al usuario transferir archivos fácilmente entre QUASAR y el escritorio local.

## 3.2 Secciones eficaces y parámetros neutrónicos

La utilización de códigos acoplados tridimensionales, para resolver determinados transitorios, ha hecho posible el desarrollo de metodologías que se encargan de la generación de secciones eficaces y otras constantes nucleares con la suficiente precisión y validez.

El ISIRYM-UPV obtiene los datos que se emplean como punto de partida en el desarrollo del modelo termohidráulico-neutrónico mediante la ejecución anidada de los códigos CASMO-4/SIMULATE-3. A partir de una malla geométrica del núcleo, los modelos CASMO-4/SIMULATE-3 calculan las secciones eficaces y los parámetros neutrónicos tridimensionales que caracterizan el estado estacionario con una determinada posición de las barras de control.

Para el tratamiento de los ficheros de salida generados por CASMO-4/SIMULATE-3, el grupo SENUBIO dispone de la metodología SIMTAB y el software GENINP. Aplicando estas herramientas, se generan automáticamente las librerías de secciones eficaces y los ficheros de entrada

que contienen información geométrica y condiciones de contorno necesarios para la generación automática de los modelos de RELAP5 y de PARCS, acelerando el procesado de la información procedente de la planta nuclear de estudio.

### 3.2.1 El código CASMO-4

El código CASMO-4, desarrollado por Studsvik, resuelve la ecuación del transporte neutrónico multigrupo en 2D y se utiliza para el cálculo de quemado en reactores de agua ligera (Edenius y col. 1995). Este código permite el modelado de elementos como barras de control con diferentes geometrías, varillas de combustible con diferentes composiciones y enriquecimientos, varillas de agua o instrumentación en los elementos combustibles, entre otros.

Los datos fundamentales de entrada del código son el tipo de varillas y sus datos geométricos, el contenido en gadolinio, enriquecimientos y la distribución de las varillas en cada celda axial. En cuanto a los datos de salida, CASMO-4 proporciona una salida de resultados bastante flexible. Imprime desde el valor propio, la distribución de potencia y las tasas de reacción, hasta diferentes datos neutrónicos para cualquier región del ensamblaje. También proporciona los factores de discontinuidad para las interfaces de los elementos de combustible y de los reflectores.

El objetivo último de los cálculos realizados por CASMO-4 es la creación de librerías de constantes de celda que con posterioridad serán empleados por otros códigos. Por ejemplo, el código SIMULATE-3 utiliza los factores de discontinuidad con el objetivo de preservar las corrientes netas de neutrones calculadas por la solución de la ecuación del transporte en multigrupos, resuelta por CASMO-4, en teoría de difusión neutrónica de dos grupos de energía.

### 3.2.2 El código SIMULATE-3

SIMULATE-3, que pertenece a la familia de códigos neutrónicos CMS (*Core Management System*) de Studsvik, es un código nodal avanzado que resuelve las ecuaciones transitorias de difusión de neutrones tridimensionales en dos grupos, incluido un modelo de seis grupos para precursores de neutrones retardados (Umbarger y DiGiovine 1992).

Ejecuta cálculos de flujo neutrónico tridimensional en cada nodo considerando las realimentaciones termohidráulicas, lo que permite estimar, entre otros, los valores de las distribuciones de potencia y de temperaturas a nivel de pin.

Además, incorpora un modelo propio de detectores de neutrones internos y externos al núcleo, por lo que se pueden generar trazas de los detectores. La respuesta de los detectores internos se calcula en forma de tasa de reacción normalizada, proporcionando valores que corresponden con la integral de la tasa de reacción a toda la longitud axial activa del reactor. Es posible simular hasta 8 conjuntos de detectores externos, compuestos cada uno de ellos de dos detectores, uno para la parte superior y otro para la parte inferior. Los flujos de neutrones obtenidos en los diversos nodos del núcleo son promediados teniendo en cuenta distintos factores de pesado que son función de la distancia de cada nodo del reactor.

En definitiva, tras validar su funcionamiento se considera es una herramienta efectiva para el estudio de transitorios operativos que se analizan típicamente en ciclos específicos. El potente motor neutrónico dentro de SIMULATE-3 ofrece un análisis neutrónico y termohidráulico con

precisión en transitorios tanto de reactores PWR como BWR y garantiza una solución neutrónica de núcleo 3D de alta fidelidad en simulaciones transitorias de toda la planta.

### 3.2.3 La metodología SIMTAB

La metodología SIMTAB fue desarrollada por el grupo SENUBIO del ISIRYM-UPV en colaboración con Iberdrola Ingeniería y Construcción (IBIC). Esta metodología permite representar de una forma simplificada el núcleo de reactores de agua ligera proporcionando un conjunto de secciones eficaces tabuladas y parámetros cinéticos parametrizados en términos de variables locales y de control (García-Fenoll, Mesado y col. 2017).

A partir de los datos de la ejecución anidada de CASMO-4/SIMULATE-3, se procesa el modelo del núcleo del reactor de SIMULATE-3 mediante el código de implementación de la metodología SIMTAB para simplificarlo y obtener, entre otros datos, las librerías de secciones eficaces.

Para el cálculo de las secciones eficaces se parte de un punto con el valor medio de las variables locales: quemado, inserción de barras de control, temperatura del combustible, temperatura del moderador y concentración de boro. Utilizando la metodología SIMTAB, la generación de secciones eficaces se realiza variando simultáneamente la temperatura del combustible y la densidad del moderador en SIMULATE-3. La dependencia de estas dos variables repercute en un menor tamaño de librerías neutrónicas aportando ventajas computacionales sin diferencias significativas en los resultados, excepto en condiciones extremas durante los transitorios.

En base a la ejecución anidada de SIMTAB/SIMULATE-3 se obtienen los ficheros de salida nemtab y nemtabr que almacenan las secciones eficaces en función de la densidad del moderador, la temperatura del combustible, la concentración de boro y la inserción de las barras de control. El fichero nemtab, se genera para las composiciones no controladas, es decir, sin barras de control, mientras que, el fichero nemtabr para las composiciones controladas, con barras de control.

Los primeros valores que aparecen en los ficheros nemtab/nemtabr son las temperaturas del combustible y las densidades del moderador a las que están tabuladas las secciones eficaces. A continuación, se organizan los valores del parámetro correspondiente hallados mediante una interpolación lineal entre las temperaturas y densidades a las que están tabuladas las secciones eficaces.

Estas secciones eficaces deben validarse para comprobar que no se hallan diferencias significativas en los resultados, con respecto a los datos procedente de la planta PWR-KWU, antes de emplearse en la simulación de transitorios.

### 3.2.4 El software GENINP

Adicionalmente, la información de parámetros neutrónicos generados por SIMULATE-3 es reorganizada por GENINP. El software GENINP, también desarrollado por el grupo SENUBIO (García-Fenoll, Barrachina, Miró y Verdú s.f.), es una aplicación para la generación automática de los ficheros de entrada del código PARCS y del código termohidráulico RELAP5, generando también el fichero MAPTAB de acoplamiento entre el modelo neutrónico y el modelo termohidráulico.

## Archivos de entrada para el código PARCS

El software GENINP, en concreto genera automáticamente parte de los archivos de entrada necesarios para la ejecución del código PARCS en estado estacionario sin acoplar, *Steady-State Stand Alone* (SSA). Estos ficheros de entrada son: GEOM\_LWR, TFUS, TMOS, DENS, y 3D\_Xenon\_Number\_Density.txt (García-Fenoll, Barrachina, Miró, Verdú, Gómez-Zarzuela y col. 2014e).

El fichero GEOM\_LWR almacena información geométrica del problema, la composición utilizada para cada nodo del modelo y la definición de la posición radial de los bancos de barras de control.

Los ficheros TFUS y TMOS contienen los valores nodales de la temperatura de los elementos combustibles y de la temperatura del moderador. Los valores nodales de temperatura se organizan en mapas radiales para todos los niveles axiales del modelo, proporcionando condiciones iniciales de temperatura en distribución axial y radial. Del mismo modo se estructura el fichero DENS, almacenando los valores nodales de la densidad del moderador. Estos valores se utilizan cuando en el input de PARCS se activa la tarjeta correspondiente al *feedback* termohidráulico y se desactiva la tarjeta que indica que la información termohidráulica es externa.

En el caso del fichero 3D\_Xenon\_Number\_Density.txt, almacena los valores nodales de la densidad de Xenón. Los valores de densidad de Xenón están tabulados para cada nodo que forma parte del núcleo activo y se leen activando en el input de PARCS la opción Xenón/Samarium como densidad proporcionada por el usuario.

El uso de los ficheros TFUS, TMOS, DENS, así como el fichero 3D\_Xenon\_Number\_Density.txt es característico en cálculos de cinética 3D en estacionario.

## El archivo MAPTAB

El archivo MAPTAB permite el acoplamiento entre el código neutrónico PARCS y el código termohidráulico RELAP5 (García-Fenoll, Barrachina, Miró, Verdú, Gómez-Zarzuela y col. 2014h). Durante la ejecución de un caso acoplado, para que el intercambio de información se lleve a cabo correctamente, es necesario establecer una relación entre los nodos neutrónicos y los nodos termohidráulicos. La finalidad del fichero MAPTAB es asociar las configuraciones de ambos modelos adjudicando a cada conexión nodal un factor de peso, que indica la relación entre el nodo neutrónico y el nodo termohidráulico.

En general, la estructura del nodo neutrónico es diferente de la estructura del nodo termohidráulico, por lo que el valor de estos factores de peso se tiene que calcular explícitamente para cada conexión. Para que la generación del fichero MAPTAB sea más sencilla, se suele usar la misma nodalización en el modelo neutrónico y en el termohidráulico, es decir, un mallado único entre ambos modelos, de forma que el valor de los factores de peso sea igual a la unidad asegurando un acoplamiento exacto de los nodos.

El software GENINP para generar el fichero MAPTAB necesita como referencia el mapa termohidráulico diseñado por el usuario, el cual se compone de un mapa radial térmico y un mapa radial hidráulico, como se describe en la información geométrica del modelo termohidráulico. De esta forma, se especifica donde depositar la potencia generada por cada nodo neutrónico en los nodos termohidráulicos, así como, donde depositar las propiedades de las celdas termohidráulicas

en el código neutrónico. Además, el usuario debe introducir los valores de la temperatura del refrigerante, la temperatura del combustible, la densidad del refrigerante, la fracción de huecos y la concentración de boro, e indicar cuál es el número de niveles axiales del modelo y el tipo de cálculo Doppler.



# Modelo termohidráulico-neutrónico 3D RELAP5/PARCSv3.2 del núcleo del reactor PWR-KWU

Para analizar la evolución del Xe-135, se ha desarrollado un modelo 3D del núcleo del reactor PWR-KWU con los códigos acoplados RELAP5/PARCSv3.2, compuesto por un modelo neutrónico en PARCSv3.2 y un modelo termohidráulico en RELAP5. El modelo se configura a partir de la información procesada en la adquisición de datos del Capítulo 3.

Las señales de los detectores de neutrones internos y externos, así como los parámetros principales, se registraron durante los transitorios de potencia de un ciclo del combustible nuclear del reactor objeto de estudio. Por lo que esta información de partida se organiza en cuatro periodos diferentes del ciclo del combustible nuclear: a principio del ciclo (BOC), a mitad del ciclo (MOC), al final del ciclo (EOC) y en una situación de bajada de potencia (BAJ).

Algunas de las propiedades que cambian en los cuatro casos son la potencia del reactor, la posición de los bancos de las barras de control y el quemado medio del núcleo. Esta información se resume en la **Tabla 4.1**, donde el quemado se define en función de los días efectivos que ha estado funcionando la planta a plena potencia (*Effective Full Power Days*, EFPD).

**Tabla 4.1:** Características para los diferentes casos.

Caso	Potencia (%)	Posición de los bancos de control (cm)	Quemado (EFPD)
BOC	100	330	8.180
MOC	100	340 y 298 (BNK3)	156.260
EOC	99	340	332.480
BAJ	100	340 y 306 (BNK2)	252.000

Las barras de control se organizan en 13 tipos de bancos. En los casos BOC y EOC, todos los bancos de control tienen la misma posición, 330 cm y 340 cm, respectivamente. En los casos

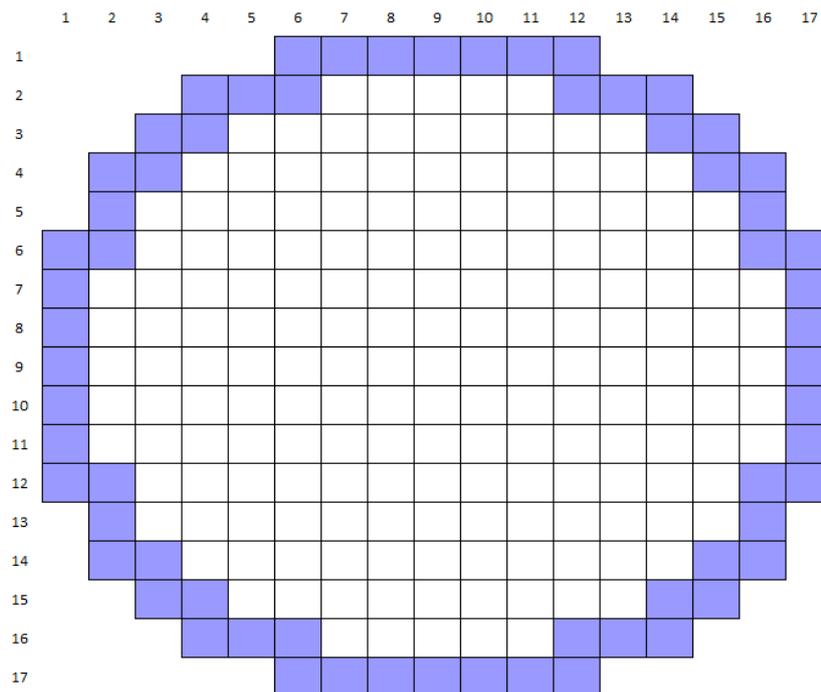
MOC y BAJ, todos los bancos se encuentran en la posición 340 menos el *bank 3*, en el caso MOC, que está a 298 cm y el *bank 2*, en el caso BAJ, que está a 306 cm.

Tras el modelado del núcleo, el código debe validarse. Para realizar la validación, se dispone tanto de datos reales del reactor, como de resultados de la validación del código SIMULATE-3 llevados a cabo por la planta PWR-KWU. También se dispone de resultados de la validación de un modelo realizado con PARCSv2.7.

## 4.1 Modelo neutrónico

El modelo neutrónico se define principalmente con la información geométrica, las composiciones neutrónicas, las barras de control y los parámetros de simulación proporcionados por la planta PWR-KWU.

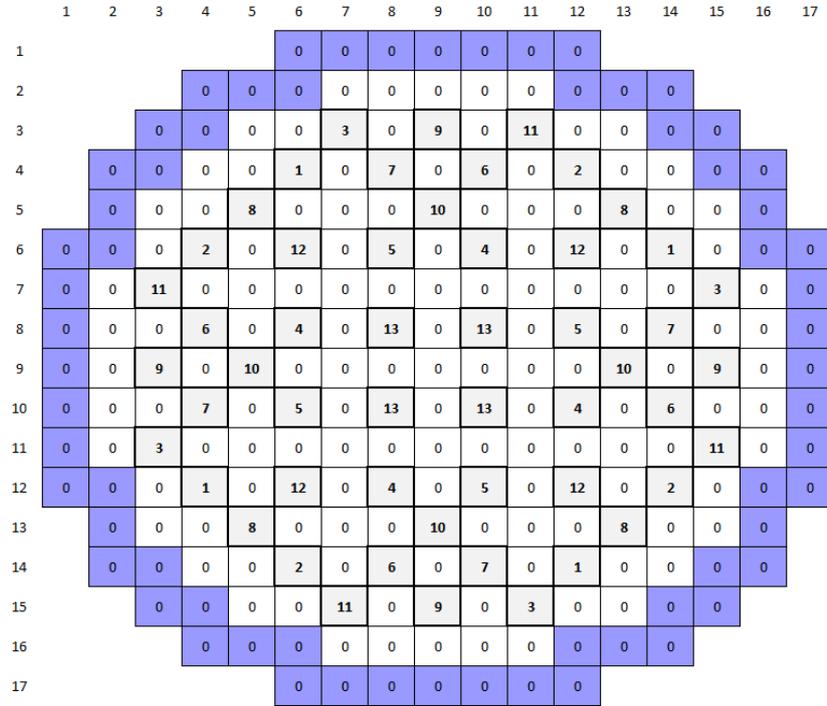
En primer lugar, se modela la geometría tridimensional del núcleo del reactor. El núcleo está distribuido radialmente en celdas de 23 cm x 23 cm que conforman un mapa radial de 17x17 nodos neutrónicos, de los cuales 177 corresponden a los elementos combustibles que alberga la vasija y 64 a elementos del reflector radial. Como se observa en la **Figura 4.1**, los nodos azules representan al reflector que envuelve el entramado del núcleo.



**Figura 4.1:** Configuración del núcleo del reactor PWR-KWU.

Cada elemento combustible tiene 236 varillas de combustible y 20 tubos guía distribuidas a lo largo de 32 niveles axiales, conformando la zona activa del núcleo. En total hay 34 niveles axiales: el reflector inferior, la zona activa y el reflector superior. Los niveles correspondientes al reflector tienen un espesor de 17.625 cm, mientras que, cada uno de los niveles de la zona activa mide 10.625 cm de espesor, lo que suma una altura total de núcleo activo de 340 cm.

Las barras de control se agrupan en 13 tipos de bancos que se distribuyen en el núcleo del reactor conforme la **Figura 4.2**. El reactor contiene 52 bancos de barras de control, cada uno con 20 barras de control que se introducen a través de los tubos guía de los elementos combustibles.



**Figura 4.2:** Distribución de los bancos de las barras de control en el núcleo del reactor PWR-KWU.

La discretización nodal neutrónica está formada por 177x32 nodos activos, los cuales se organizan en distintos tipos de elementos combustibles que son definidos en función de las propiedades del material y el quemado. Este número de composiciones neutrónicas, formado por los tipos de elementos combustibles más los tres reflectores (radial, inferior y superior), varía en función del momento del ciclo del combustible nuclear, por lo tanto, se necesitan cuatro modelos neutrónicos diferentes.

Al principio del ciclo del combustible nuclear (BOC), aplicando la metodología SIMTAB se han obtenido 26 tipos de elementos combustibles distribuidos conforme la **Figura 4.3**. El número total de composiciones neutrónicas lo conforman los 26 tipos de elementos combustibles por cada uno de los 32 niveles axiales (832 composiciones neutrónicas) más los tres reflectores, obteniendo un total de 835 composiciones neutrónicas, **Figura 1** del Anexo 1.

A mitad del ciclo (MOC) hay 29 tipos de elementos combustibles distribuidos como se observa en la **Figura 4.4**. Estas 928 composiciones neutrónicas más las tres composiciones correspondientes a los reflectores suman un total de 931 composiciones neutrónicas, **Figura 2** del Anexo 1.

AL final del ciclo del combustible (EOC), los tipos de elementos combustibles son 32 y están distribuidos conforme la **Figura 4.5**, por lo tanto, el número total de composiciones neutrónicas para este caso es de 1027, **Figura 3** del Anexo 1.

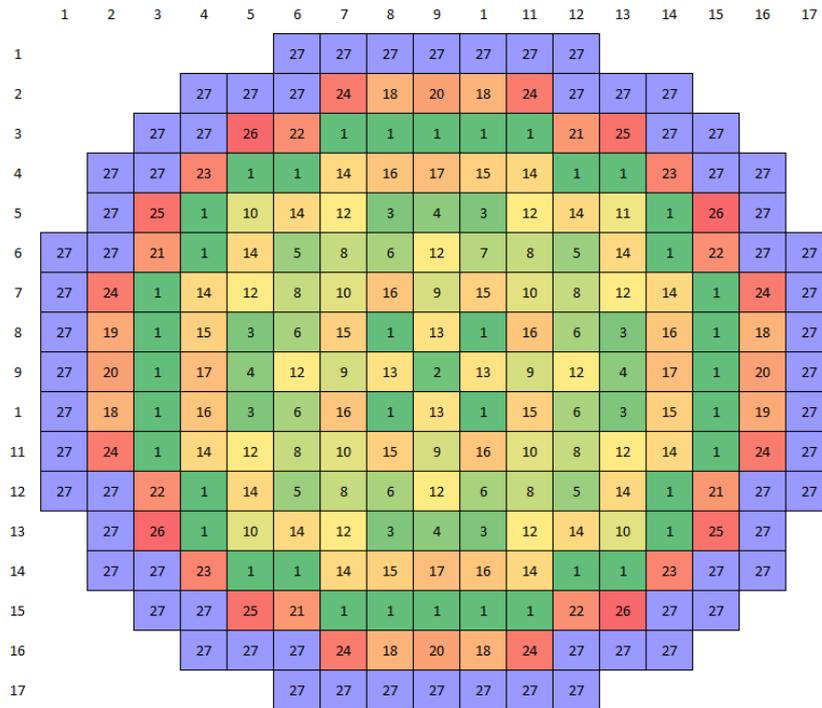


Figura 4.3: Configuración de los tipos de elementos combustibles en el núcleo para el caso BOC.

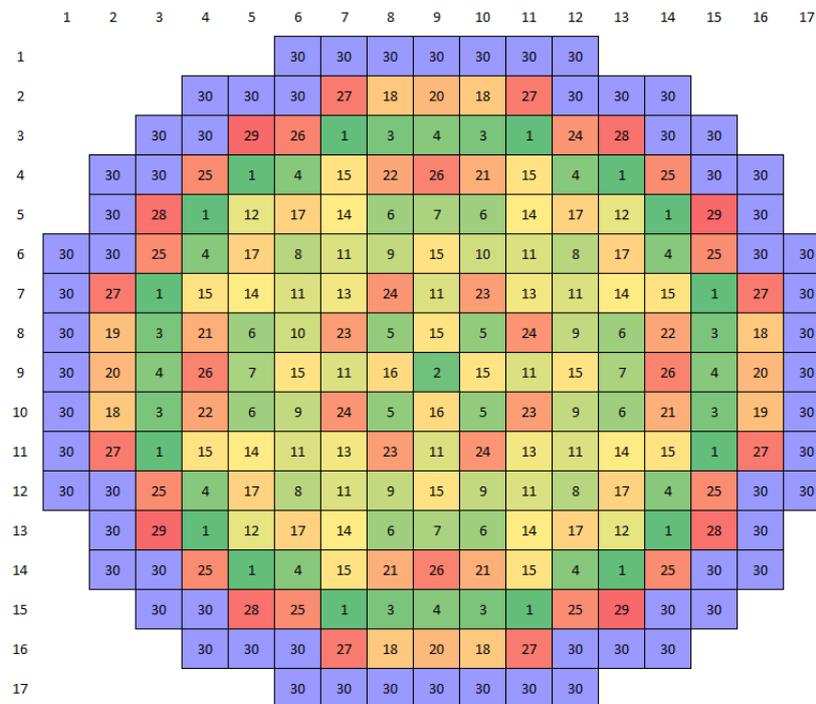


Figura 4.4: Configuración de los tipos de elementos combustibles en el núcleo para el caso MOC.

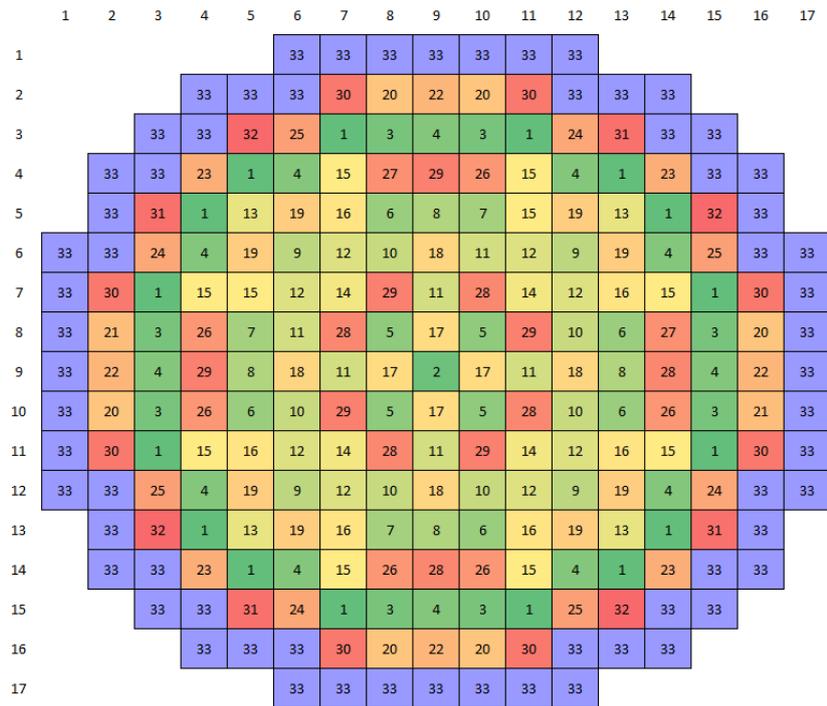


Figura 4.5: Configuración de los tipos de elementos combustibles en el núcleo para el caso EOC.

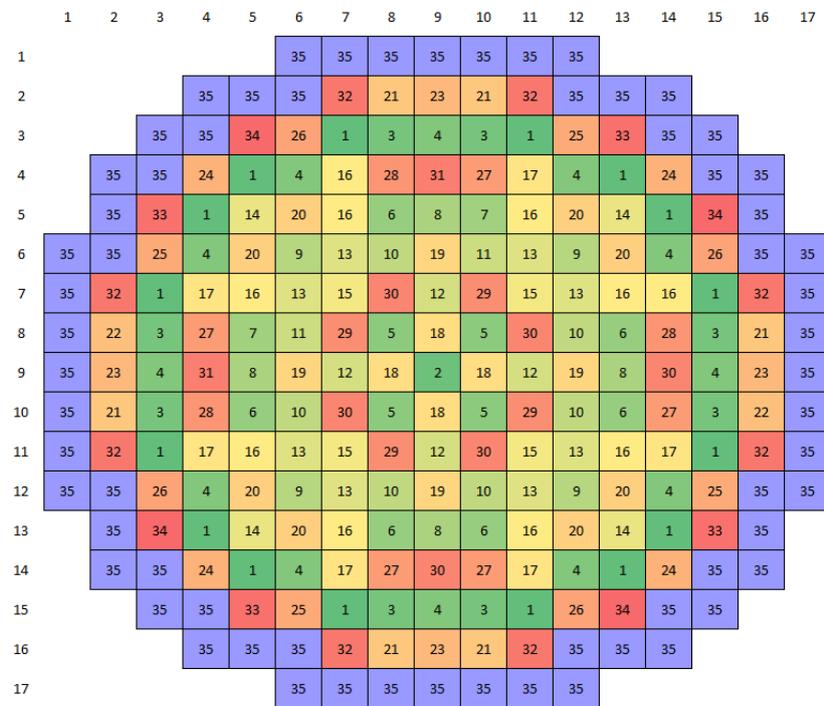


Figura 4.6: Configuración de los tipos de elementos combustibles en el núcleo para el caso BAJ.

Cuando se produce una bajada de potencia, para el caso BAJ se tienen 34 tipos de elementos combustibles, **Figura 4.6**. En este último caso de estudio se obtiene un total de 1091 composiciones neutrónicas, **Figura 4** del Anexo 1.

La Ecuación de la Difusión se resuelve para dos grupos de neutrones instantáneos, el grupo rápido y el grupo térmico, y seis grupos de neutrones diferidos. Los neutrones diferidos tienen un tiempo de vida medio mucho mayor que los neutrones instantáneos, por lo que este tiempo adquiere importancia en el caso de variaciones de reactividad. La fracción total de neutrones diferidos es ligeramente diferente en cada caso como se observa en la **Tabla 4.2**.

**Tabla 4.2:** Fracción total de neutrones diferidos para cada caso.

Caso	Fracción total de neutrones diferidos
BOC	0.5936
MOC	0.5528
EOC	0.5229
BAJ	0.5350

Por último, se establece la condición de contorno de la ecuación de difusión de los neutrones para flujo cero en la superficie exterior del reflector.

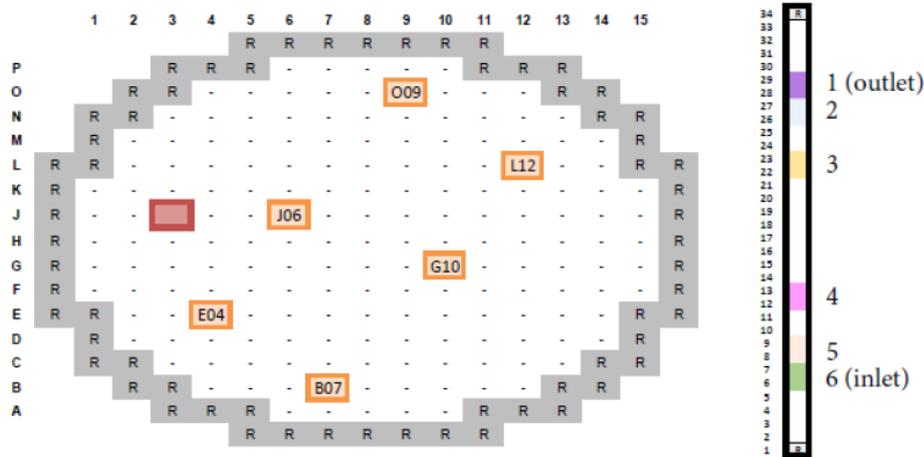
El modelo neutrónico se genera para PARCSv3.2 a partir de la información sobre el núcleo del reactor PWR-KWU, la cual incluye información procedente de los datos referentes a la posición de los detectores *Incore* y *Excore* (Bermejo Piñar 2015). Por este motivo, también se introduce un modelo de la instrumentación nuclear que alberga el núcleo del reactor que proporciona resultados de la respuesta de las señales de los detectores de neutrones internos y externos.

#### 4.1.1 Detectores *Incore*

La instrumentación intranuclear del reactor PWR-KWU objeto de estudio está formada por 36 detectores de densidad de potencia o PDDs (*Power Density Detector*). Estos detectores de neutrones determinan la densidad local de potencia en el núcleo a partir de las medidas de flujo neutrónico (Bermejo Piñar 2015). La potencia local que miden los detectores durante las ejecuciones del código neutrónico, serán los valores de potencia calculados en la posición radial y axial nodal donde se ubican los detectores *Incore* dentro del modelo neutrónico del núcleo.

Los 36 PDDs se distribuyen radialmente en 6 lanzas de instrumentación que se introducen en el núcleo a través de los tubos guía de los elementos combustibles que no están ocupados por barras de control. Cada lanza alberga 6 detectores distribuidos en diferentes niveles axiales. En la **Figura 4.7** se muestra la disposición de las lanzas de instrumentación dentro del núcleo y como es la distribución de los detectores *Incore* en una lanza en los diferentes planos axiales.

En la **Figura 4.7** se observa que cada posición radial de los detectores coincide con un nodo neutrónico definido en el modelo de PARCS, mientras que, para cada posición axial, se comparten dos nodos neutrónicos consecutivos del modelo. Por este motivo, es necesario promediar el flujo térmico con la ponderación de los nodos axiales entre los que se localiza. La ubicación axial exacta de los detectores *Incore* se puede consultar en la **Tabla 4.3** junto con su correspondencia en los nodos neutrónicos del modelo de PARCS y el factor de ponderación utilizado.



**Figura 4.7:** Ubicaciones axiales y radiales de los detectores *Incore* en el núcleo del reactor PWR-KWU. Fuente: García-Fenoll, Mesado y col. 2017.

**Tabla 4.3:** Ubicación axial de los detectores *Incore* y su correspondencia con los nodos del modelo en PARCS del reactor KWU.

Nivel axial	Posición nodal	Nodos	Factor de ponderación
Nivel 1	28.4	29/28	0.4/0.6
Nivel 2	26.6	27/26	0.6/0.4
Nivel 3	22.6	23/22	0.6/0.4
Nivel 4	12.6	13/12	0.6/0.4
Nivel 5	8.3	9/8	0.3/0.7
Nivel 6	6.8	7/6	0.8/0.2

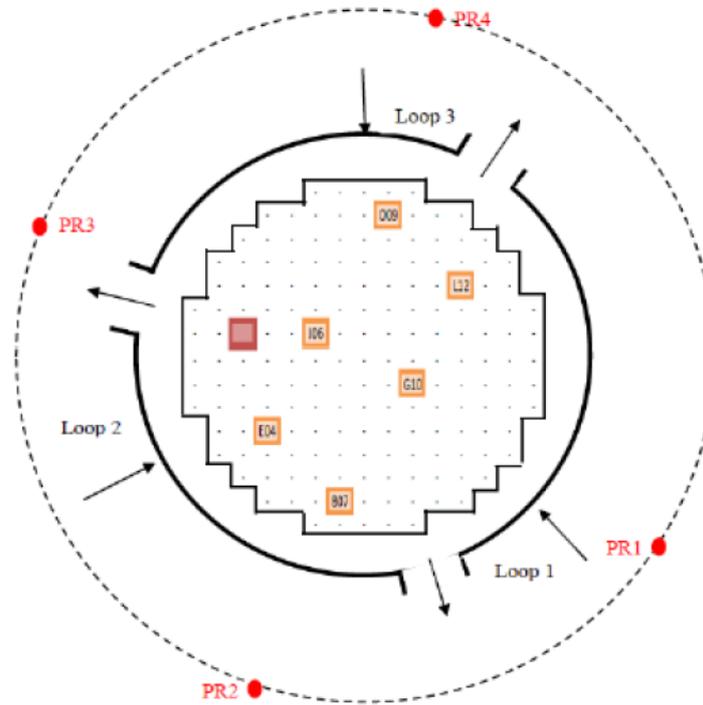
#### 4.1.2 Detectores *Excore*

La instrumentación nuclear externa se emplea para controlar la potencia del reactor. Los detectores *Excore* de neutrones se sitúan fuera de la vasija midiendo el flujo neutrónico en el exterior del reactor para generar una perspectiva global de la evolución de la potencia (Bermejo Piñar 2015).

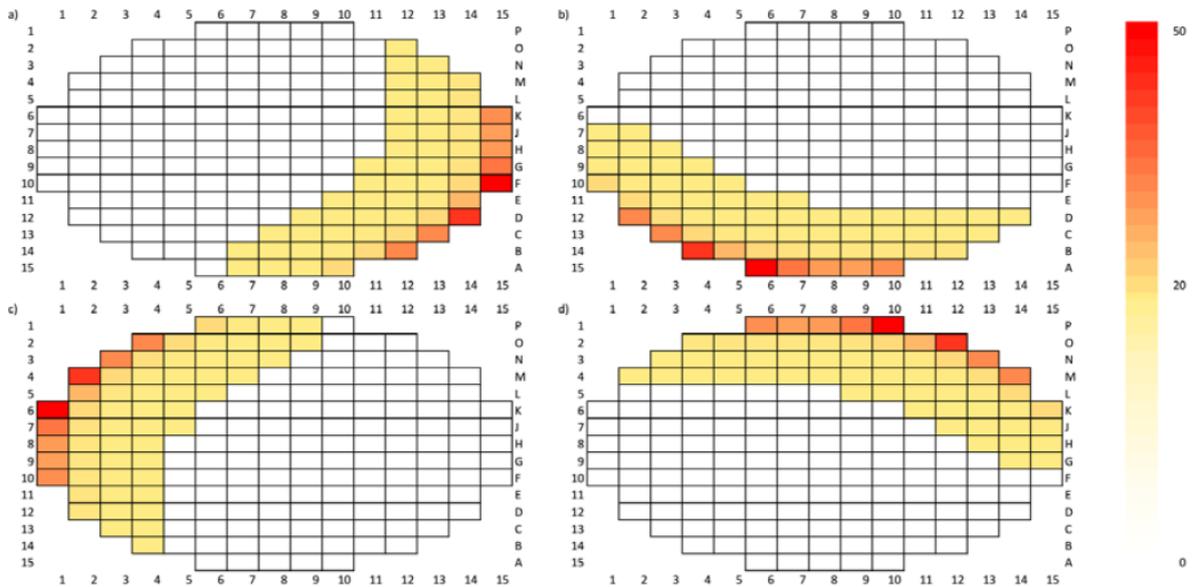
A lo largo del ciclo de combustible de una central nuclear, el flujo neutrónico varía entre 10 y 12 décadas entre el estado subcrítico caliente y el de plena potencia. Este amplio rango de flujos neutrónicos se cubre incorporando detectores con diferente sensibilidad. Según su sensibilidad, los detectores de neutrones externos de los reactores PWR cubren los rangos de fuente, intermedio y de potencia, con amplios solapes entre ellos. Para el rango fuente se emplean contadores proporcionales, para el rango intermedio, cámaras de ionización compensadas, y para el rango de potencia, cámaras de ionización sin compensación.

El reactor PWR-KWU objeto de estudio, lleva incorporados 8 detectores *Excore* repartidos en dos niveles axiales, canal superior e inferior, y cuatro ubicaciones radiales como se observa en la **Figura 4.8**.

La respuesta de los detectores *Excore* se calcula a partir de un promedio de pesos de la potencia lineal. Los pesos son diferentes en función de la proximidad de los nodos del modelo neutrónico a la



**Figura 4.8:** Ubicaciones radiales de los detectores *Excore* en el núcleo del reactor PWR-KWU. Fuente: García-Fenoll, Mesado y col. 2017.



**Figura 4.9:** Representación gráfica de los factores de ponderación de los detectores *Excore*:(a) PR1; (b) PR2; (c) PR3; (d) PR4. Fuente: García-Fenoll, Mesado y col. 2017.

posición de los detectores en el exterior de la vasija. En la **Figura 4.9** se observan la distribución de los pesos radiales para las cuatro posiciones diferentes donde se ubican los detectores *Excore*.

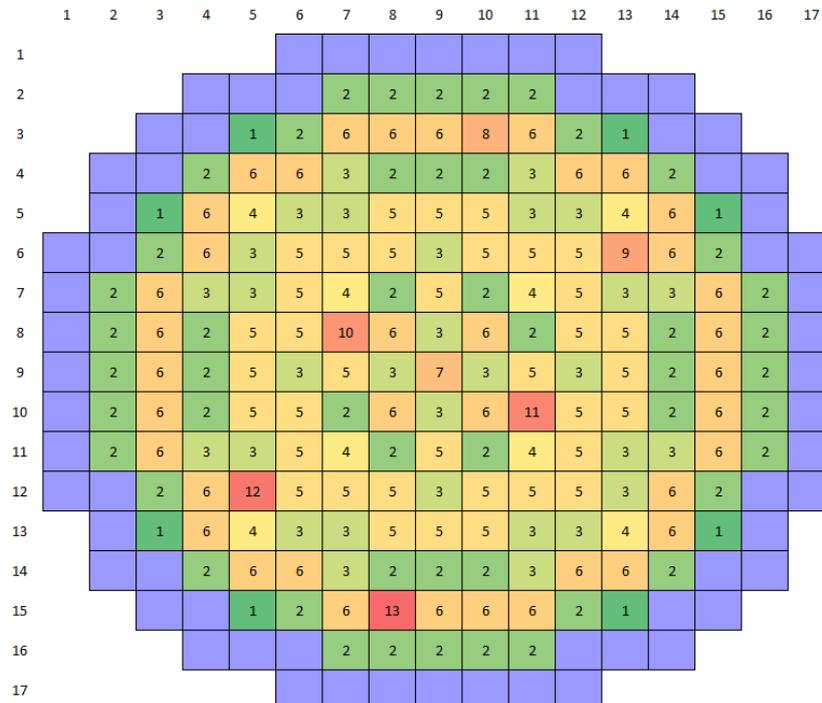
## 4.2 Modelo termohidráulico

El modelo termohidráulico se genera para RELAP5 a partir de información sobre el núcleo del reactor PWR-KWU proporcionada por la planta objeto de estudio. En concreto, se necesitan dos mapas radiales, uno hidráulico y otro térmico, para obtener la numeración de los componentes del modelo, la información geométrica y las condiciones iniciales de los archivos de salida de SIMULATE-3.

Se trata de un modelo canal a canal, es decir, cada elemento combustible del núcleo se representa con un componente *PIPE* más *HTSTR*. El mismo conjunto de componentes se utiliza para modelar el canal del *bypass*.

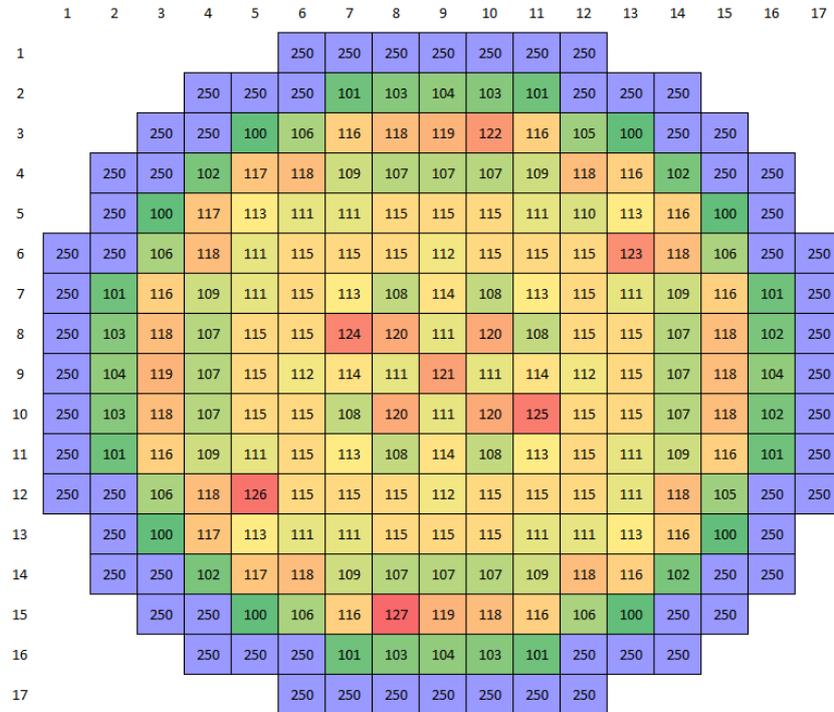
### 4.2.1 Información geométrica

Para obtener el mapa radial se consideran diferentes tipos de combustible en función del quemado y de la información del mapa de potencia del fichero de salida de SIMULATE-3, SUMMARY.old. En el archivo SUMMARY.old se consideran 2 tipos de elementos combustibles y según el quemado se han establecido 7. Además de estos 7 tipos, se consideran otros 6 que se encuentran en las posiciones de los PDDs. Por lo tanto, se obtienen 13 tipos de elementos combustibles como se observa en la **Figura 4.10**. Con esta información más la distribución de potencia de SIMULATE-3, el núcleo del reactor PWR-KWU se ha modelado con 28 canales termohidráulicos, 27 correspondientes al núcleo activo y 1 representando el *bypass*.



**Figura 4.10:** Configuración de los tipos de elementos combustibles en el núcleo del reactor.

Establecido el número de canales, se generan los mapas radiales hidráulico y térmico. La distribución de los mapas radiales, en este caso, es la misma, compuesta por una matriz 17x17 celdas. La numeración y distribución espacial son las que se observan en la **Figura 4.11**. Los componentes referentes a la zona activa del núcleo se enumeran del 100 al 127, mientras que, el *bypass* se identifica con el número 250.



**Figura 4.11:** Mapa de canales termohidráulicos.

Cada uno de los 28 canales se ha modelado con 34 nodos axiales, de los cuales el 1 y el 34 representan la región no activa del núcleo, con una longitud de reflector inferior de 0.467 m y área transversal de 0.016 m<sup>2</sup>, así como, una longitud de reflector superior de 0.454 m y área transversal de 0.0156 m<sup>2</sup>, respectivamente. Los 32 niveles axiales restantes conforman la zona activa del núcleo, con una longitud de 0.1067 m y un área transversal de 0.0289 m<sup>2</sup>.

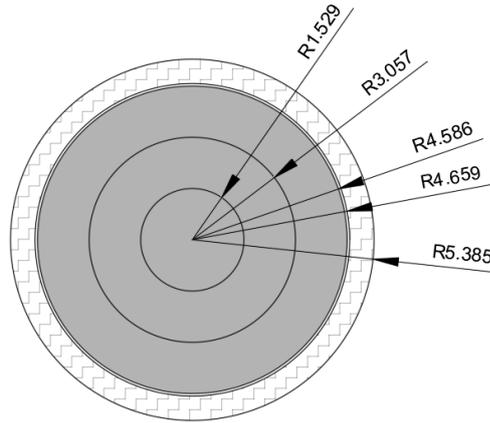
En cuanto al modelado de las barras de los elementos combustibles, se definen 5 regiones radiales para la transferencia de calor según la **Tabla 4.4**. Estas regiones, además del elemento combustible, incluyen la vaina y el hueco entre la vaina y la barra de combustible. Se definen 3 regiones en la pastilla de  $UO_2$ . Luego, se modela el huelgo existente entre la pastilla y la cara interior de la vaina en la región 4. En ella se alojan los gases de fisión y gases inertes como el Helio. En último lugar, se define la región 5 perteneciente a la vaina de zircaloy.

Esta distribución tiene asociado un perfil radial de potencia que también podemos observar en la **Tabla 4.4**.

Los valores de los radios de los nodos radiales que modelan las 5 regiones de las barras de combustibles aparecen en la **Figura 4.12**.

**Tabla 4.4:** Características del modelo termohidráulico de las barras de los elementos combustibles.

Región	Límite interior (m)	Límite exterior (m)	Material	Perfil radial de potencia
1	0.0	1.528E-3	$UO_2$	0.3131
2	1.529E-3	3.057E-3	$UO_2$	0.3207
3	3.057E-3	4.585E-3	$UO_2$	0.3592
4	4.586E-3	4.659E-3	Gases del huelgo	0.0
5	4.659E-3	5.385E-3	Zircaloy	0.0070



**Figura 4.12:** Sección de una barra de combustible.

#### 4.2.2 Condiciones de contorno

Las condiciones de contorno se establecen a la entrada y a la salida del núcleo. Puesto que se trata de un modelo termohidráulico simplificado, en lugar de definir las condiciones de contorno para cada uno de los tres lazos de refrigeración se sintetizan como una única conexión de entrada y de salida.

Las condiciones de contorno de entrada son la temperatura del moderador y el flujo másico. Para modelar la entrada del núcleo, se utiliza un componente *TMDPVOL* más un componente *TMDPJUN* ambos conectados en serie con el *lower plenum* que se modela con un componente *BRANCH*. Por último, el componente *BRANCH* se une con los canales termohidráulicos a través del componente *MTPLJUN*.

Las condiciones de contorno de salida son la presión y la temperatura del refrigerante. Para modelar la salida del núcleo, en primer lugar, encontramos el componente *MTPLJUN* que une los canales termohidráulicos con el *upper plenum* modelado con el componente *BRANCH*. Luego, se conecta en serie el *upper plenum* a un componente *TMDPVOL*.

Las condiciones de contorno establecidas se resumen en la **Tabla 4.5**.

**Tabla 4.5:** Condiciones de contorno del modelo termohidráulico.

Condiciones de contorno	Valor numérico
Flujo másico de entrada por el lazo 1	5578.49 kg/s
Flujo másico de entrada por el lazo 2	5121.23 kg/s
Flujo másico de entrada por el lazo 3	5487.04 kg/s
Flujo másico de entrada total	16186.76 kg/s
Temperatura de entrada	567.823 K
Presión de salida	1.552E7 Pa

### 4.2.3 El software CMR5

El fichero input de RELAP5, que detalla el modelo termohidráulico descrito anteriormente, se genera automáticamente mediante el software CMR5 (García-Fenoll, Barrachina, Miró, Verdú, Gómez-Zarzuela y col. 0214). El software CMR5 necesita cierta información de entrada que se organiza en los siguientes ficheros:

- El fichero de salida de SIMULATE-3 SUMMARY.old. Proporciona la distribución de potencia, la temperatura del moderador y del combustible, la presión en la vasija y la concentración de Boro.
- El mapa radial hidráulico y el mapa radial térmico, mapa.radialH y mapa.radialT. Proporcionan la información para la elaboración del mapa termohidráulico.
- El fichero Heat\_structure\_properties.txt. Especifica las propiedades de las estructuras de calor.
- El fichero fuel\_type. Permite asignar las características del combustible correspondiente a cada canal termohidráulico.
- El fichero input.txt. Almacena información de entrada para el código RELAP5.

```

      1  2  3  4  5  6  7  8  9 10 11 12 13 14 15 16 17
1      1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1
2      1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1
3      1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1
4      1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1
5      1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1
6  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1
7  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1
8  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1
9  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1
10 1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1
11 1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1
12 1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1
13  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1
14  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1
15      1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1
16      1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1
17      1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1  1

```

**Figura 4.13:** Fichero fuel\_type.

El mapa radial que almacena el `fuel_type`, que se observa en la **Figura 4.13**, contiene todas las celdas igual a 1, lo que se traduce en que solo existe un tipo de combustible por cada elemento y canal termohidráulico. Esta simplificación se realiza en base a que los dos tipos de combustibles definidos en el fichero `SUMMARY.old` son iguales mecánicamente y geoméricamente.

Los mapas radiales, el fichero de `SIMULATE-3`, las propiedades de las estructuras de calor y el `fuel_type` permanecen invariantes para los cuatro casos de estudio.

### El fichero `input.txt`

En último lugar, se encuentra el fichero `input.txt`. En este archivo el usuario introduce toda la información necesaria como entrada para el código RELAP5. Se estructura en varias secciones en función del tipo de parámetros introducidos:

- Parámetros de cálculo.
- Dimensiones del mapa.
- Condiciones de controno.
- Parámetros de los canales termohidráulicos.
- Condiciones neutrónicas.

Los parámetros de cálculo hacen referencia al tiempo que dura la ejecución, la frecuencia con la que se escriben los ficheros *restart* y el tamaño de paso de tiempo mínimo y máximo.

En cuanto a las dimensiones del mapeo, se especifican características geométricas como las dimensiones del plano radial con y sin reflector, las dimensiones de los nodos radiales y axiales, o las áreas transversales. También aparece información respecto al caudal activo que circula por el núcleo y el porcentaje del cual pasa por el *bypass* externo, siendo el porcentaje del caudal activo que pasa por el *bypass* externo del 0.06 %, así como los porcentajes de calentamiento procedente del calentamiento directo del moderador. El porcentaje de calentamiento en el *bypass* procedente del calentamiento directo del moderador es de  $0.000475 \text{ W/m}^2\text{K}$  y el de las barras de los elementos combustible del  $0.018525 \text{ W/m}^2\text{K}$ .

Los parámetros de los canales termohidráulicos que se establecen en el fichero `input.txt` son los coeficientes de fricción y rugosidad, que definen la caída de presión a lo largo de los canales, y el diámetro hidráulico de los canales termohidráulicos. Las *PIPE* y las *HTSTR* tienen una rugosidad de  $6\mu\text{m}$ , mientras que, para el tipo de combustible un diámetro hidráulico de 0.13083 m y para el *bypass* de 1.6698 m . En la parte activa del núcleo los coeficientes de pérdidas son diferentes a la entrada, en el núcleo y a la salida. El coeficiente de pérdida a la entrada es de 1.4, en el centro de 1.8 y a la salida de 0.66. Los valores del factor de fricción se corresponden a los niveles donde se encuentran los espaciadores (1.8), la placa superior (0.66) y la placa inferior (1.4). Los espaciadores son 5 y se sitúan en las posiciones axiales: 5, 11,16, 22 y 27. Por lo tanto, en la parte activa del núcleo los coeficientes de pérdidas son diferentes a la entrada, en el núcleo y a la salida, mientras que, el *bypass* tiene un coeficiente de pérdidas inicial de 195.

En el modelo termohidráulico se definen condiciones neutrónicas como:

- El rendimiento de los productos de fisión, a partir del que se calcula el calor de desintegración.

- La fracción de energía generada por cada isótopo. Para el  $U^{235}$  es de 0.531, para el  $U^{238}$  de 0.078 y para el  $Pu^{239}$  de 0.391.
- El número de grupos de neutrones diferidos, que son 6.
- La fracción de neutrones retardada sobre el tiempo de generación de neutrones rápidos.

Este archivo almacena mucha información, siendo prácticamente invariante para los cuatro casos que definen el ciclo del combustible nuclear. El fichero es igual para los casos BOC, MOC y BAJ porque en la información procedente de SIMULATE-3, la potencia y el flujo másico del reactor permanecen al 100 %. En cambio, para el caso EOC, el flujo másico se mantiene al 100 % pero la potencia sufre una bajada al 99 %, por lo que habrá que modificar la potencia del reactor de 3010 MWt a 2979.8884 MWt.

### 4.3 Acoplamiento entre los modelos termohidráulico y neutrónico

El acoplamiento de códigos termohidráulicos y neutrónicos tiene en cuenta ciertas consideraciones para cumplir con el objetivo de obtener soluciones más precisas en un tiempo de computación razonable. Las consideraciones hacen referencia a seis aspectos en concreto: si los procesos de acoplamiento son en serio o en paralelo, si la forma de acoplamiento es interna o externa, si el acoplamiento numérico es explícito, semi-implícito o implícito, el mallado espacial, los algoritmos para el acoplamiento temporal y los esquemas de convergencia.

El acoplamiento temporal de los códigos RELAP5/PARCSv3.2 se basa en un sistema de integración interna con el que la solución termohidráulica se obtiene a partir de RELAP5 y la solución espacial cinética, a partir de PARCSv3.2. Un acoplamiento interno conlleva que cada nodo neutrónico sea acoplado directamente con una celda del modelo termohidráulico y que la resolución se ejecute para cada iteración termohidráulica. Es un método que requiere el intercambio de una gran información permitiendo cálculos más detallados y directos.

Para conseguir un mallado espacial que permite obtener buenas soluciones en un tiempo de cálculo razonable se dispone de la metodología que genera el fichero MAPTAB.

La metodología de cálculo se basa en la ejecución de simulaciones en paralelo. El código neutrónico PARCS recibe en cada paso de tiempo los valores de temperatura y densidad del moderador y temperatura del combustible calculados por el código termohidráulico RELAP5 a partir de los cuales determina la distribución de flujo de neutrones incorporando los efectos del *feedback* en las secciones eficaces. A su vez, RELAP5 resuelve la conducción del calor de las estructuras térmicas del núcleo empleando la distribución de potencia que le trasfiere el código PARCS.

### 4.3.1 PVM

El acoplamiento entre los códigos se obtiene a través de un protocolo de comunicación de procesos y se suele realizar utilizando el entorno *Parallel Virtual Machine* (PVM) (Geist y col. 1994). El entorno PVM es una potente herramienta que facilita el acoplamiento de varios códigos de simulación para el análisis unificado de un sistema.

Esta herramienta permite el intercambio de mensajes entre los diferentes códigos de simulación a través de una interfaz de comunicación entre componentes software. Permite realizar un conjunto de llamadas a ciertas bibliotecas que ofrecen acceso a ciertos servicios desde los procesos y representa un método para conseguir la abstracción en la programación.

La utilización de la PVM conlleva el desarrollo de entornos gráficos, así como la modificación de los ficheros de entrada de los códigos autónomos.

## 4.4 Validación del modelo termohidráulico-neutrónico 3D RELAP5/PARCSv3.2

Antes de ejecutar un cálculo acoplado de un transitorio operacional del reactor objeto de estudio, es necesario realizar una serie de pasos para obtener una configuración adecuada de los modelos PARCSv3.2 y RELAP5 debido a que las secciones eficaces extraídas de los códigos CASMO-4/SIMULATE-3 deben validarse.

La información de planta se registró en las señales de los detectores de neutrones internos y externos, lo que permite la comparación y comprobación del correcto ajuste del modelo termohidráulico-neutrónico RELAP5/PARCSv3.2 mediante la simulación de la respuesta temporal de los detectores de neutrones internos y externos con ambos códigos.

Para la validación de los códigos acoplados es necesario realizar una secuencia de simulaciones en estado estacionario de las que se disponen datos experimentales que permiten evaluar el acoplamiento de los códigos. En primer lugar, se ejecuta el código PARCSv3.2 durante 100 s en estado estacionario sin acoplar con el modelo termohidráulico. En segundo lugar, se ejecuta el código RELAP5 durante 100 s en estado estacionario sin acoplar con el modelo neutrónico. Este procedimiento es necesario porque el modelo termohidráulico requiere un ajuste del flujo másico que circula por el núcleo a valores de planta. Durante esta simulación, se genera un fichero *restart* que se emplea como información de entrada para el tercer y último paso en la validación del modelo, la ejecución del código acoplado en estado estacionario durante 100 s.

Para este trabajo, la información a partir de la que decidir si el modelo es válido se divide en cuatro casos correspondientes a diferentes periodos durante un ciclo de combustible nuclear. Cada caso tiene su correspondiente modelo termohidráulico-neutrónico RELAP5/PARCSv3.2, por ello se realiza una validación por cada modelo.

A continuación, se detalla el procedimiento a seguir para ejecutar el código PARCSv3.2 y el código RELAP5 en estacionario sin acoplar y el código acoplado RELAP5/PARCSv3.2 así como los resultados obtenidos por cada caso estudiado.

#### 4.4.1 Ejecución del código PARCSv3.2 en estado estacionario (*Steady-State Stand Alone*)

En la ejecución del código PARCS SSA *Steady-State Stand Alone*, los datos de entrada más relevantes son la información geométrica, las secciones eficaces y las condiciones tanto iniciales como de contorno.

La información geométrica se obtiene del fichero GEOM\_LWR y las secciones eficaces se han generado con la metodología SIMTAB dando lugar a los ficheros nemtab y nemtabr. En cuanto a las condiciones iniciales y de contorno, gracias al software GENINP se han organizado en los ficheros independientes TFUS, TMOS, DENS, y 3D\_Xenon\_Number\_Density.txt. Toda esta información es proporcionada por el ISIRYM-UPV como se se detalla en la Sección 3.2.4.

En resumen, los ficheros de entrada requeridos en la ejecución SSA de PARCS son:

- GEOM\_LWR.
- TFUS.
- TMOS.
- DENS.
- 3D\_Xenon\_Number\_Density.txt.
- nemtab.
- nemtabr.
- parcs.inp.

El input de PARCSv3.2, se ha generado incorporando modificaciones a un fichero de entrada de PARCS, proporcionado por la planta objeto de estudio, que se había realizado para la versión 2.7.

La ejecución genera los ficheros de resultados:

- PARCS\_SSA.out.
- PARCS\_SSA.sum.

El fichero de texto con extensión out almacena los resultados de la simulación, mientras que, el fichero de texto con extensión sum comprime los resultados generando un resumen de estos (García-Fenoll, Barrachina, Miró, Verdú, Gómez-Zarzuola y col. 2014f).

#### 4.4.2 Ejecución del código RELAP5 en estado estacionario (*Steady-State Stand Alone*)

La ejecución del código RELAP5 en estado estacionario sin acoplar se realiza para ajustar el flujo másico que circula por el núcleo a valores de planta.

En la generación automática del input del modelo termohidráulico empleando CMR5, el usuario introduce un coeficiente de fricción para el *bypass* arbitrario, por lo que puede darse el caso de que la distribución de caudales por el núcleo no sea la que corresponde, ya que la caída

de presión a lo largo del núcleo depende en gran medida de los coeficientes de fricción que se introducen para los canales termohidráulicos del modelo. Además, el *bypass* se modela como un canal termohidráulico, pero no se tiene en cuenta que la superficie de fricción que existe en realidad es mayor. Por este motivo, va a ser necesario realizar un reajuste de los coeficientes de fricción del canal que representa al *bypass*.

El ajuste del modelo termohidráulico consiste en un proceso iterativo con el fin de encontrar el coeficiente de fricción del *bypass* que obtiene la distribución de caudales correspondiente a los valores de la planta objeto de estudio (García-Fenoll, Barrachina, Miró, Verdú, Gómez-Zarzuela y col. 2014b).

El proceso iterativo se compone de 4 pasos:

- Definición del coeficiente de fricción orientativo inicial.
- Ejecución del caso SSA de RELAP5.
- Comparación de la distribución de caudales obtenida con la real mediante la herramienta de trazado 2D AptPlot.
- Reajuste del coeficiente de fricción. Si el coeficiente de fricción aumenta, la caída de presión será mayor y como consecuencia el caudal por el *bypass* disminuirá. Por el contrario, si el coeficiente de fricción disminuye, el caudal por el *bypass* aumentará.

Para la ejecución del código termohidráulico simplemente se necesita el input de RELAP5, generado automáticamente por CMR5, y las tablas de las propiedades termodinámicas del agua ligera que se almacenan en el fichero `tpfh2onew_patch5`.

La ejecución genera los ficheros de resultados:

- RELAP5\_SSA.out.
- RELAP5\_SSA.rst.

RELAP5\_SSA.out es un fichero de texto, mientras que, RELAP5\_SSA.rst es un fichero binario de reinicio. Ambos ficheros almacenan los resultados de la simulación, pero se leen con programas diferentes. En el caso del fichero de *restart* se utiliza la herramienta AptPlot (García-Fenoll, Barrachina, Miró, Verdú, Gómez-Zarzuela y col. 2014c).

El objetivo es conseguir que el caudal estimado para el flujo del *bypass* sea un 6% del caudal total de refrigerante que circula por el reactor nuclear. El caudal activo total por el núcleo es de 16186.76 kg/s, por lo tanto, el objetivo es alcanzar un caudal por el *bypass* de 971.2056 kg/s.

Una vez alcanzado el objetivo, también se comprueba que la distribución de caudales por el núcleo sea la correcta comparando el flujo másico inicial y final de la simulación para los canales seleccionados en la **Figura 4.14**. El criterio que se ha establecido para verificar que la distribución de caudales por el núcleo es la correcta es que la variación entre los flujos inicial y final sea entre 1 kg/s y 3 kg/s.

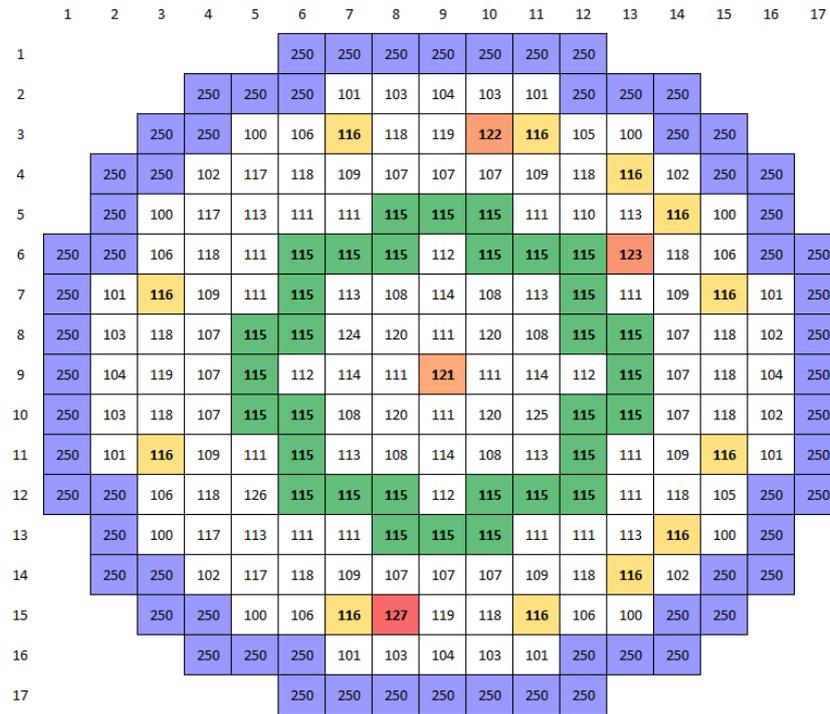


Figura 4.14: Canales termohidráulicos seleccionados para comprobar la distribución de caudales por el núcleo.

### Distribución de caudales: caso BOC

El proceso iterativo ha concluido con un coeficiente de fricción de *bypass* de 161.3695 con un flujo másico por el *bypass* de 971.20599 kg/s. A continuación, en la **Tabla 4.6**, se observan los últimos valores del procedimiento.

Tabla 4.6: Proceso iterativo del coeficiente de fricción de *bypass* para el caso BOC.

<b>K <i>bypass</i></b>	<b>Flujo másico (kg/s)</b>
161.5236	970.76825
161.5230	970.76813
161.5150	970.79095
161.4800	970.89075
161.2000	971.69019
161.3000	971.40442
161.3800	971.17603
161.3700	971.20453
161.3690	971.20740
161.3695	971.20599

En la **Tabla 4.7** se confirma que la distribución de caudales por el núcleo, para los canales termohidráulicos seleccionados, se corresponde con la distribución establecida por la planta nuclear, excepto en el canal 115. La variación de flujo másico, que está entorno a los 20 kg/s, se produce en los 4 casos de estudio y se ha comprobado que se corrige con la ejecución del código acoplado,

por lo que se considerará válida. Probablemente el error asociado a una celda se multiplique por el número de celdas que engloba el canal 115, que son 32.

**Tabla 4.7:** Distribución de caudales por el núcleo en la ejecución de RELAP5 SSA para el caso BOC.

Canal	Flujo másico final (kg/s)	Flujo másico inicial (kg/s)
115	2729.3672	2750.8347
116	1028.2679	1031.5630
121	86.461327	85.963577
122	85.214645	85.963577
123	85.862030	85.963577
127	85.213623	85.963577

### Distribución de caudales: caso MOC

El proceso iterativo ha concluido con un coeficiente de fricción de *bypass* de 161.5193 con un flujo másico por el *bypass* de 971.20526 kg/s. A continuación, en la **Tabla 4.8**, se observan los últimos valores del procedimiento.

**Tabla 4.8:** Proceso iterativo del coeficiente de fricción de *bypass* para el caso MOC.

K <i>bypass</i>	Flujo másico (kg/s)
161.6726	970.76825
161.5200	971.20331
161.5100	971.23181
161.5180	971.20898
161.5190	971.20612
161.5195	971.20471
161.5193	971.20526

En la **Tabla 4.9** se confirma que la distribución de caudales por el núcleo, para los canales termohidráulicos seleccionados, se corresponde con la distribución establecida por la planta nuclear.

**Tabla 4.9:** Distribución de caudales por el núcleo en la ejecución de RELAP5 SSA para el caso MOC.

Canal	Flujo másico final (kg/s)	Flujo másico inicial (kg/s)
115	2730.6536	2750.8347
116	1028.2531	1031.5630
121	86.348343	85.963577
122	85.289001	85.963577
123	85.854103	85.963577
127	85.287437	85.963577

### Distribución de caudales: caso EOC

El proceso iterativo ha concluido con un coeficiente de fricción de *bypass* de 161.5478 con un flujo másico por el *bypass* de 971.20563 kg/s. A continuación, en la **Tabla 4.10**, se observan los últimos valores del procedimiento.

**Tabla 4.10:** Proceso iterativo del coeficiente de fricción de bypass para el caso EOC.

<b>K <i>bypass</i></b>	<b>Flujo másico (kg/s)</b>
161.6400	970.94281
161.6000	971.05682
161.5500	971.19934
161.5300	971.25641
161.5450	971.21362
161.5470	971.20789
161.5475	971.20648
161.5480	971.20508
161.5479	971.20532
161.5478	971.20563

En la **Tabla 4.11** se confirma que la distribución de caudales por el núcleo, para los canales termohidráulicos seleccionados, se corresponde con la distribución establecida por la planta nuclear.

**Tabla 4.11:** Distribución de caudales por el núcleo en la ejecución de RELAP5 SSA para el caso EOC.

<b>Canal</b>	<b>Flujo másico final (kg/s)</b>	<b>Flujo másico inicial (kg/s)</b>
115	2733.2910	2750.8347
116	1028.1323	1031.5630
121	86.258781	85.963577
122	85.370026	85.963577
123	85.855492	85.963577
127	85.367790	85.963577

### Distribución de caudales: caso BAJ

El proceso iterativo ha concluido con un coeficiente de fricción de *bypass* de 161.5215 con un flujo másico por el *bypass* de 971.20587 kg/s. A continuación, en la **Tabla 4.12**, se observan los últimos valores del procedimiento.

En la **Tabla 4.13** se confirma que la distribución de caudales por el núcleo para los canales termohidráulicos seleccionados se corresponde con la distribución establecida por la planta nuclear.

**Tabla 4.12:** Proceso iterativo del coeficiente de fricción de bypass para el caso BAJ.

<b>K <i>bypass</i></b>	<b>Flujo másico (kg/s)</b>
161.6742	970.77075
161.3000	971.83813
161.4000	971.55255
161.5000	971.26721
161.5100	971.23871
161.5200	971.21014
161.5250	971.19592
161.5230	971.20160
161.5225	971.20306
161.5221	971.20416
161.5215	971.20587

**Tabla 4.13:** Distribución de caudales por el núcleo en la ejecución de RELAP5 SSA para el caso BAJ.

<b>Canal</b>	<b>Flujo másico final (kg/s)</b>	<b>Flujo másico inicial (kg/s)</b>
115	2731.6665	2750.8347
116	1028.1975	1031.5630
121	86.294815	85.963577
122	85.337868	85.963577
123	85.852310	85.963577
127	85.335915	85.963577

#### 4.4.3 Ejecución del código acoplado RELAP5/PARCSv3.2 en estado estacionario (*Coupled Steady-State*)

Después de ejecutar los códigos por separado en estado estacionario, se realiza la ejecución del código acoplado RELAP5/PARCSv3.2 en estado estacionario (García-Fenoll, Barrachina, Miró, Verdú, Gómez-Zarzuela y col. 2014i). Durante la ejecución en acoplado, RELAP5 calcula la solución termohidráulica a partir del término de potencia que le proporciona PARCS en su resolución de la cinética espacial del reactor.

Para realizar el acoplamiento, se necesita un archivo de entrada para el código PARCS. Este archivo, llamado MAPTAB indica la asignación de los nodos neutrónicos a cada nodo termohidráulico. Como se ha explicado en la Sección 3.2.4, se obtiene automáticamente gracias a las herramientas desarrolladas por ISIRYM-UPV.

El código neutrónico en estacionario acoplado además necesita los ficheros de entrada GEOM\_LWR, 3D\_Xenon\_Number\_Density.txt, nemtab y nembatr compartidos con el caso SSA.

En cuanto al input de PARCS, se activa el acoplamiento con RELAP5 indicando que hay re-alimentación termohidráulica y que las condiciones termohidráulicas son proporcionadas por un código de sistema externo. También se especifica cada cuantos pasos de tiempo llamará RELAP5 a PARCS durante el estacionario y que el mapa de correspondencia entre los nodos neutrónicos-termohidráulicos está en el fichero MAPTAB.

Por su parte, el código termohidráulico también se modifica. Se activa el acoplamiento con PARCS incluyendo en el input del caso SSA la tarjeta correspondiente. Además, se indica que se trata de un caso estacionario desde *restart* y que se toma el último punto del *restart* anterior. El fichero se reduce hasta los pasos de tiempo eliminando toda la información de más que se encuentra en el input anterior.

EL input de RELAP5 en acoplado va acompañado de las tablas de las propiedades termodinámicas del agua ligera y del fichero *restart* de la ejecución de la simulación en estado estacionario.

En resumen, los ficheros de entrada que requiere la ejecución del código acoplado son los siguientes (García-Fenoll, Barrachina, Miró, Verdú, Gómez-Zarzuela y col. 2014g):

- GEOM\_LWR.
- 3D\_Xenon\_Number\_Density.txt.
- nemtab.
- nembar.
- parcs.inp.
- RELAP5\_SSA.rst .
- RELAP5\_CSS.inp.
- MAPTAB.
- tpfh2onew\_patch5.

Una vez ejecutado el código acoplado, se comprueba que la distribución de caudales por el núcleo es la correcta comparando el flujo másico inicial y final de la simulación para el *bypass* y los canales seleccionados en la ejecución del código RELAP5 en estado estacionario sin acoplar.

La ejecución genera, entre otros, los mismos ficheros de salida de resultados de los casos en estacionario sin acoplar por ambos códigos (García-Fenoll, Barrachina, Miró, Verdú, Gómez-Zarzuela y col. 2014j):

- PARCS\_CSS.out y PARCS\_CSS.sum.
- RELAP5\_CSS.out y RELAP5\_CSS.rst.

#### **Distribución de caudales: caso BOC**

La distribución de caudales para el caso BOC se observa en la **Tabla 4.14**.

#### **Distribución de caudales: caso MOC**

La distribución de caudales para el caso MOC se observa en la **Tabla 4.15**.

**Tabla 4.14:** Distribución de caudales por el núcleo en la ejecución de RELAP5/PARCSv3.2 CSS para el caso BOC.

Canal	Flujo másico final (kg/s)	Flujo másico inicial (kg/s)
250	971.50842	971.20599
115	2729.1196	2729.3672
116	1028.2762	1028.2679
121	86.409454	86.461327
122	85.219307	85.214645
123	85.910622	85.862030
127	85.213600	85.213623

**Tabla 4.15:** Distribución de caudales por el núcleo en la ejecución de RELAP5/PARCSv3.2 CSS para el caso MOC.

Canal	Flujo másico final (kg/s)	Flujo másico inicial (kg/s)
250	971.48615	971.20526
115	2731.7898	2730.6536
116	1027.4202	1028.2531
121	86.380936	86.348343
122	85.226669	85.289001
123	85.880295	85.854103
127	85.223488	85.287437

#### Distribución de caudales: caso EOC

La distribución de caudales para el caso EOC se observa en la **Tabla 4.16**.

**Tabla 4.16:** Distribución de caudales por el núcleo en la ejecución de RELAP5/PARCSv3.2 CSS para el caso EOC.

Canal	Flujo másico final (kg/s)	Flujo másico inicial (kg/s)
250	971.45404	971.20575
115	2736.0007	2733.2910
116	1026.6792	1028.1323
121	86.355766	86.258781
122	85.301628	85.370026
123	85.885719	85.855492
127	85.284531	85.367790

### Distribución de caudales: caso BAJ

La distribución de caudales para el caso BOC se observa en la **Tabla 4.17**.

**Tabla 4.17:** Distribución de caudales por el núcleo en la ejecución de RELAP5/PARCSv3.2 CSS para el caso BAJ.

Canal	Flujo másico final (kg/s)	Flujo másico inicial (kg/s)
250	971.50165	971.20587
115	2733.9834	2731.6665
116	1026.8823	1028.1975
121	86.367592	86.294815
122	85.274712	85.337868
123	85.876160	85.852310
127	85.257416	85.335915

#### 4.4.4 Análisis de resultados

Una vez finalizada la secuencia de simulaciones, se analizan los resultados obtenidos en los cuatro modelos termohidráulicos-neutrónicos que han empleado las secciones eficaces generadas con la metodología SIMTAB.

Para realizar el análisis de datos, en primer lugar, se establecen los criterios aceptables para determinar que el modelo es válido. Las variables utilizadas para determinar que el modelo es válido son la constante de multiplicación,  $k_{eff}$ , y los perfiles de densidad de potencia tanto axial como radial. Estas variables se calculan con el código neutrónico PARCSv3.2 y se comparan con el caso de referencia de SIMULATE-3, ya que este modelo fue proporcionado por la central nuclear y se utilizó para proporcionar los conjuntos de secciones eficaces.

Los criterios que se han establecido para verificar que el código termohidráulico-neutrónico RELAP5/PARCSv3.2 ejecuta un cálculo realista del comportamiento del reactor PWR-KWU son los siguientes:

- Error absoluto en la  $k_{eff}$  inferior a 500 pcm.
- Error cuadrático medio (RMS) en el perfil axial entorno al 5 %.
- Error cuadrático medio (RMS) en el perfil axial entorno al 5 %.

### Resultados: caso BOC

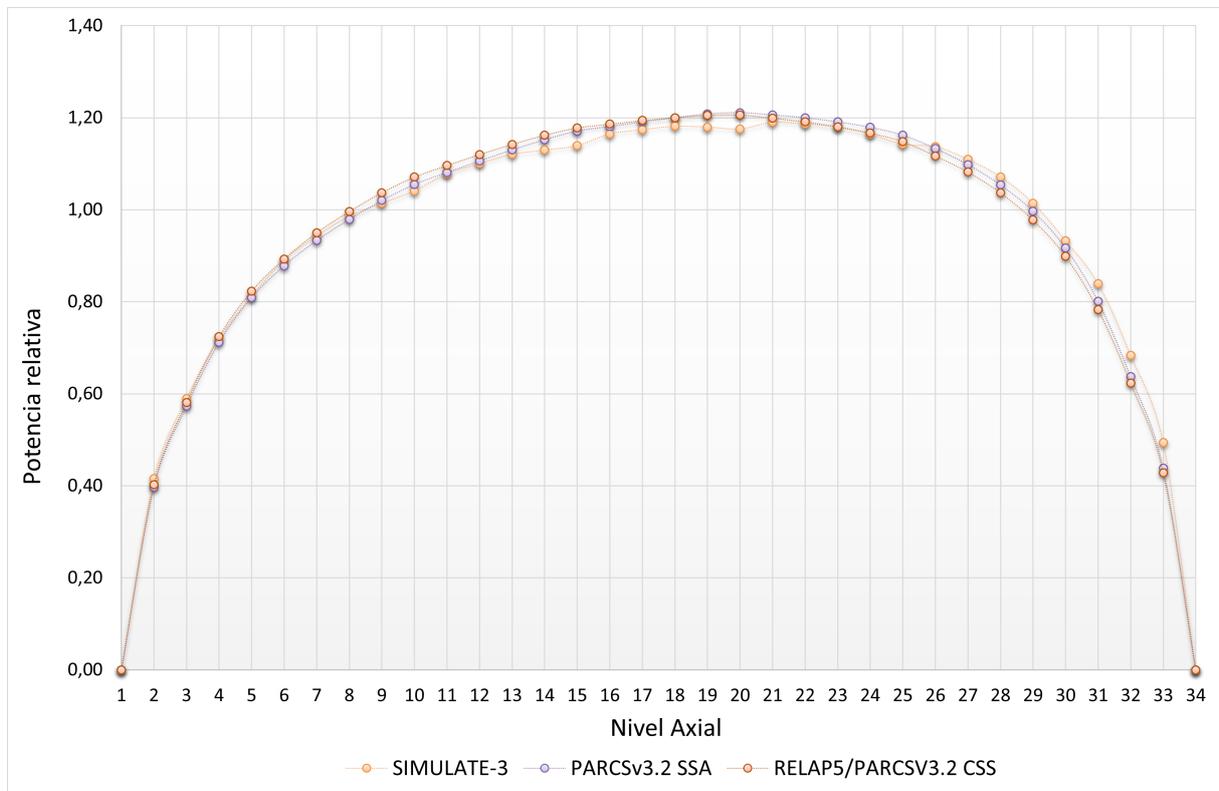
La primera comprobación que se muestra es la de la constante de multiplicación, **Tabla 4.18**, donde se compara la  $k_{eff}$  obtenida en la ejecución del código PARCSv3.2 en estacionario sin acoplar y en la ejecución del código acoplado RELAP5/PARCSv3.2 en estacionario, frente al resultado de SIMULATE-3.

La diferencia reside tanto en el hecho de que se emplean diferentes ecuaciones de la neutrónica, pues cada código resuelve la ecuación de la difusión y el transporte, respectivamente, como en el nivel de detalle empleado en cada modelo. El error en la  $k_{eff}$  es inferior a las 500 pcm establecidas en el criterio de validación.

**Tabla 4.18:** Resultados de la  $k_{eff}$  y errores absolutos respecto SIMULATE-3 para el caso BOC

$k_{eff}$ SIM-3	$k_{eff}$ SSA	SIM-3 (pcm)	$k_{eff}$ CSS	SIM-3 (pcm)
1.00004	0.999765	27.40	1.002511	247.10

Por lo que respecta al perfil axial de la densidad de potencia, tal y como se muestra en la **Figura 4.15**, se han representado los perfiles axiales generados en la ejecución del código PARCSv3.2 en estacionario sin acoplar, en la ejecución del código acoplado RELAP5/PARCSv3.2 en estacionario y en la ejecución del modelo original de SIMULATE-3.



**Figura 4.15:** Distribución axial de potencia generada en la ejecución de PARCSv3.2 SSA y RELAP5/PARCSv3.2 CSS en comparación con SIMULATE-3 para el caso BOC.

No se aprecia un cambio significativo entre las simulaciones realizadas, ya que los diferentes perfiles axiales están prácticamente solapados. Además, el RMS del error de PARCSv3.2 SSA y del error de RELAP5/PARCSv3.2 CSS sobre SIMULATE-3 es del 2.140 % y del 2.766 %, respectivamente, por lo que cumplen el criterio de validación establecido.

El perfil radial de la densidad de potencia se analiza graficando los errores absolutos en el perfil radial por nodo para la ejecución de PARCSv3.2 SSA y de RELAP5/PARCSv3.2 CSS, frente a los resultados de SIMULATE-3, como se observa en las **Figuras 4.16** y **4.17**. Tras graficar los errores absolutos correspondientes a los perfiles radiales, se calcula el RMS de los respectivos errores.

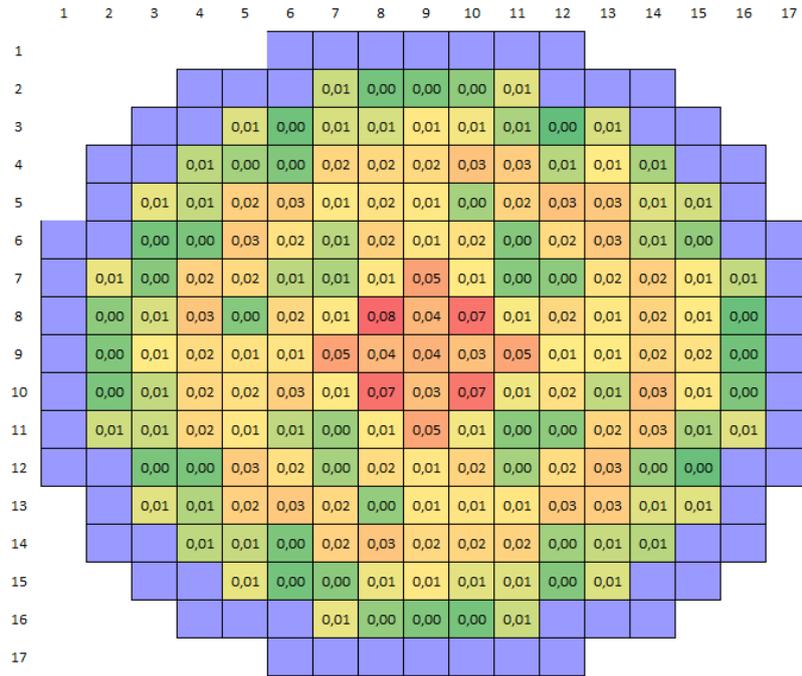


Figura 4.16: Errores absolutos respecto SIMULATE-3 en el perfil radial de la densidad de potencia generada por PARCSv3.2 SSA para el caso BOC.

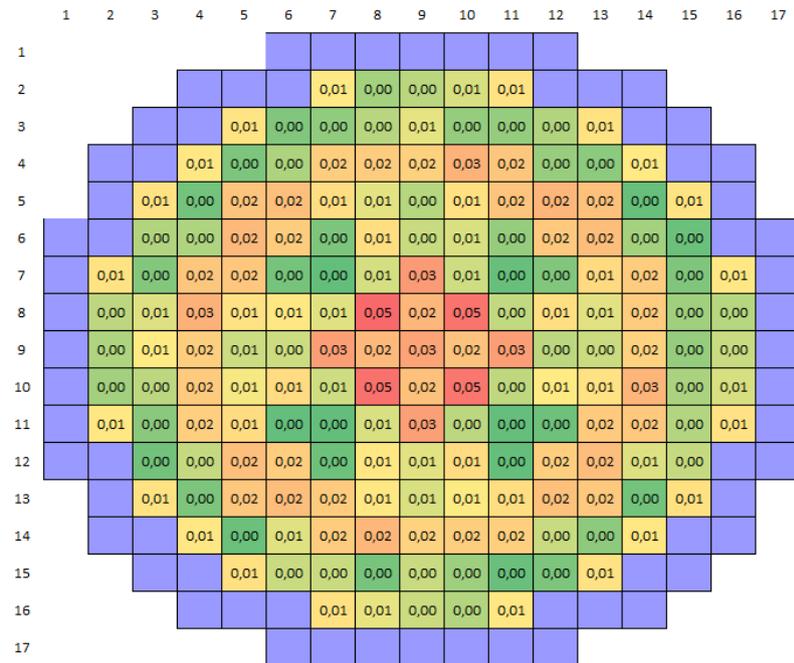


Figura 4.17: Errores absolutos respecto SIMULATE-3 en el perfil radial de la densidad de potencia generada por RELAP5/PARCSv3.2 CSS para el caso BOC.

El RMS del error de PARCSv3.2 SSA y del error de RELAP5/PARCSv3.2 CSS sobre SIMULATE-3 es del 1.456 % y del 1.995 %, respectivamente, por lo que cumplen el criterio de validación establecido.

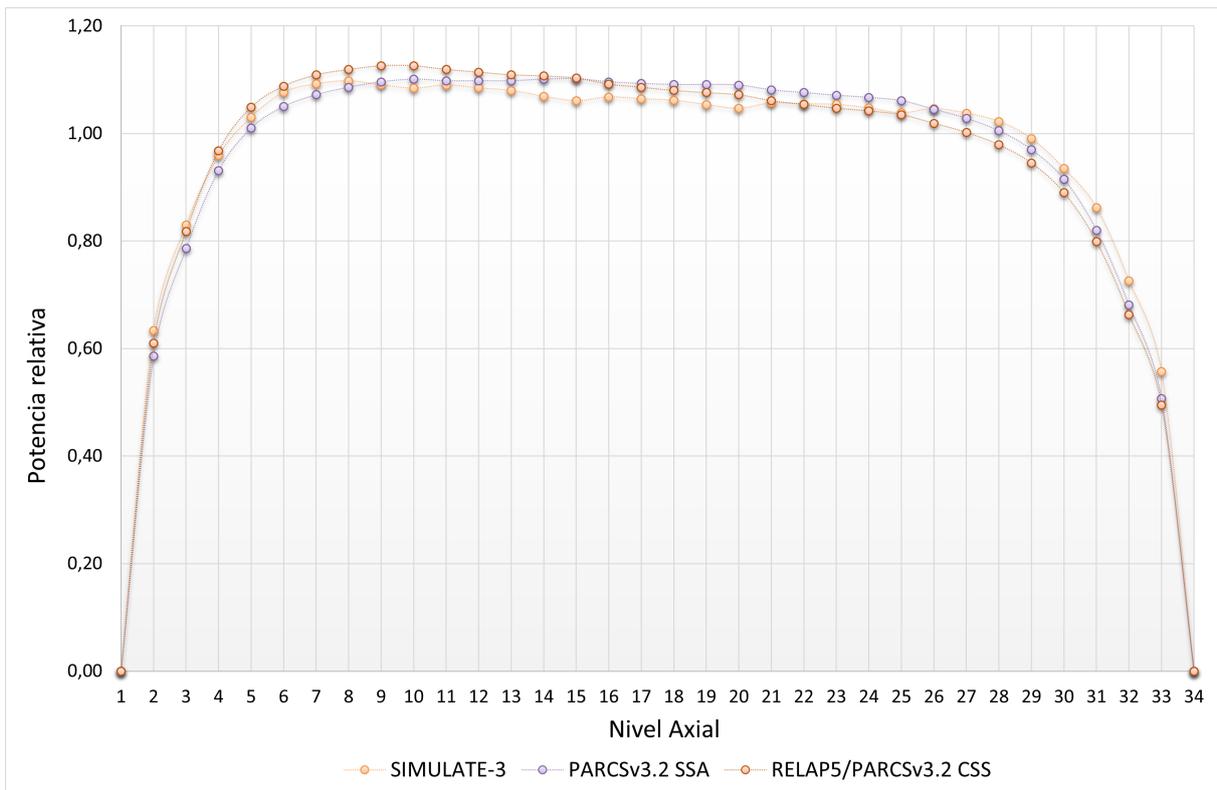
**Resultados: caso MOC**

La comparación de la constante de multiplicación, **Tabla 4.19**, obtiene unos errores de 182.00 pcm y 402.80 pcm para la ejecución del código PARCSv3.2 SSA y la ejecución del código acoplado RELAP5/PARCSv3.2 CSS frente al resultado de SIMULATE-3, respectivamente. Estos valores de error absoluto respecto a SIMULATE-3 cumplen el criterio de validación no superando el límite establecido en las 500 pcm.

**Tabla 4.19:** Resultados de la  $k_{eff}$  y errores absolutos respecto SIMULATE-3 para el caso MOC.

$k_{eff}$ SIM-3	$k_{eff}$ SSA	SIM-3 (pcm)	$k_{eff}$ CSS	SIM-3 (pcm)
1.00004	1.001860	182.00	1.004068	402.80

Por lo que respecta al perfil axial de la densidad de potencia, tal y como se muestra en la **Figura 4.18**, se han representado los perfiles axiales generados en la ejecución del código PARCSv3.2 en estacionario sin acoplar, en la ejecución del código acoplado RELAP5/PARCSv3.2 en estacionario y en la ejecución del modelo original de SIMULATE-3.



**Figura 4.18:** Distribución axial de potencia generada en la ejecución de PARCSv3.2 SSA y RELAP5/PARCSv3.2 CSS en comparación con SIMULATE-3 para el caso MOC.

En este caso, las gráficas de los perfiles axiales no están solapadas, pero se aproximan bastante al perfil radial de potencia de referencia, generado con el código SIMULATE-3.

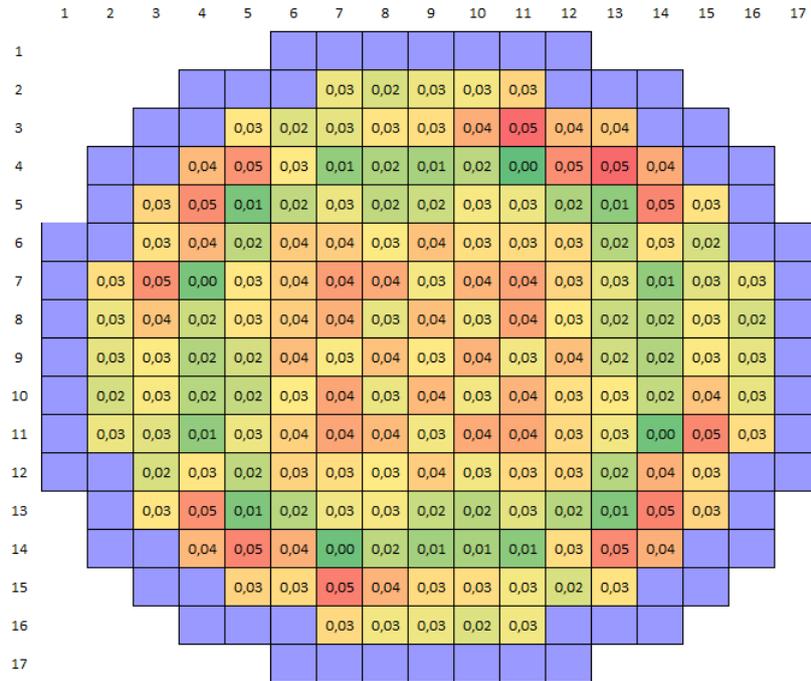


Figura 4.19: Errores absolutos respecto SIMULATE-3 en el perfil radial de la densidad de potencia generada por PARCSv3.2 SSA para el caso MOC.

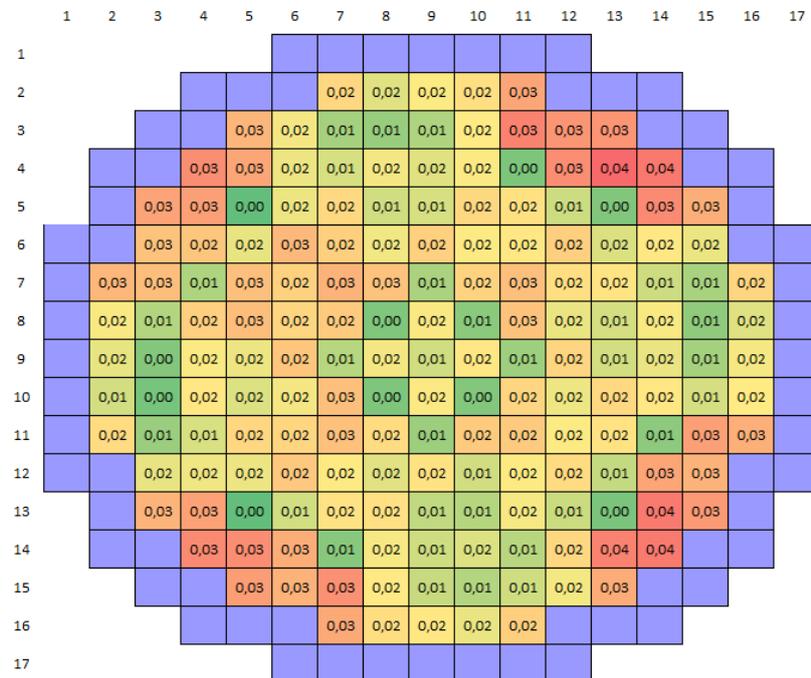


Figura 4.20: Errores absolutos respecto SIMULATE-3 en el perfil radial de la densidad de potencia generada por RELAP5/PARCSv3.2 CSS para el caso MOC.

El RMS del error de PARCSv3.2 SSA y del error de RELAP5/PARCSv3.2 CSS sobre SIMULATE-3 es del 3.829 % y del 3.216 % , respectivamente, por lo que cumplen el criterio de validación establecido.

El perfil radial de la densidad de potencia se analiza graficando los errores absolutos en el perfil radial por nodo para la ejecución de PARCSv3.2 SSA y de RELAP5/PARCSv3.2 CSS, frente a los resultados de SIMULATE-3, como se observa en las **Figuras 4.19** y **4.20**. Tras graficar los errores absolutos correspondientes a los perfiles radiales, se calcula el RMS de los respectivos errores.

El RMS del error de PARCSv3.2 SSA y del error de RELAP5/PARCSv3.2 CSS sobre SIMULATE-3 es del 3.153 % y del 2.126 %, respectivamente, por lo que cumplen el criterio de validación establecido.

### Resultados: caso EOC

La comparación de la constante de multiplicación, **Tabla 4.20**, obtiene unos errores de 286.50 pcm y 490.50 pcm para la ejecución del código PARCSv3.2 SSA y la ejecución del código acoplado RELAP5/PARCSv3.2 CSS frente al resultado de SIMULATE-3, respectivamente. Estos valores de error absoluto respecto a SIMULATE-3 cumplen el criterio de validación no superando el límite establecido en las 500 pcm.

**Tabla 4.20:** Resultados de la  $k_{eff}$  y errores absolutos respecto SIMULATE-3 para el caso EOC.

$k_{eff}$ SIM-3	$k_{eff}$ SSA	SIM-3 (pcm)	$k_{eff}$ CSS	SIM-3 (pcm)
1.00006	1.002925	286.50	1.004965	490.50

Por lo que respecta al perfil axial de la densidad de potencia, tal y como se muestra en la **Figura 4.21**, se han representado los perfiles axiales generados en la ejecución del código PARCSv3.2 en estacionario sin acoplar, en la ejecución del código acoplado RELAP5/PARCSv3.2 en estacionario y en la ejecución del modelo original de SIMULATE-3.

En este caso, las gráficas de los perfiles axiales no están solapadas, pero se aproximan bastante al perfil radial de potencia de referencia, generado con el código SIMULATE-3.

El RMS del error de PARCSv3.2 SSA y del error de RELAP5/PARCSv3.2 CSS sobre SIMULATE-3 es del 3.919 % y del 3.811 %, respectivamente, por lo que cumplen el criterio de validación establecido.

El perfil radial de la densidad de potencia se analiza graficando los errores absolutos en el perfil radial por nodo para la ejecución de PARCSv3.2 SSA y de RELAP5/PARCSv3.2 CSS, frente a los resultados de SIMULATE-3, como se observa en las **Figuras 4.22** y **4.22**. Tras graficar los errores absolutos correspondientes a los perfiles radiales, se calcula el RMS de los respectivos errores.

El RMS del error de PARCSv3.2 SSA y del error de RELAP5/PARCSv3.2 CSS sobre SIMULATE-3 es del 7.082 % y del 4.547 %, respectivamente.

Se alcanza un RMS superior al establecido en los criterios de validación porque al final del ciclo del combustible nuclear existen mayores diferencias de quemado entre los elementos combustibles que alberga el núcleo. Por experiencia previa en reactores PWR - KWU, este error para el caso

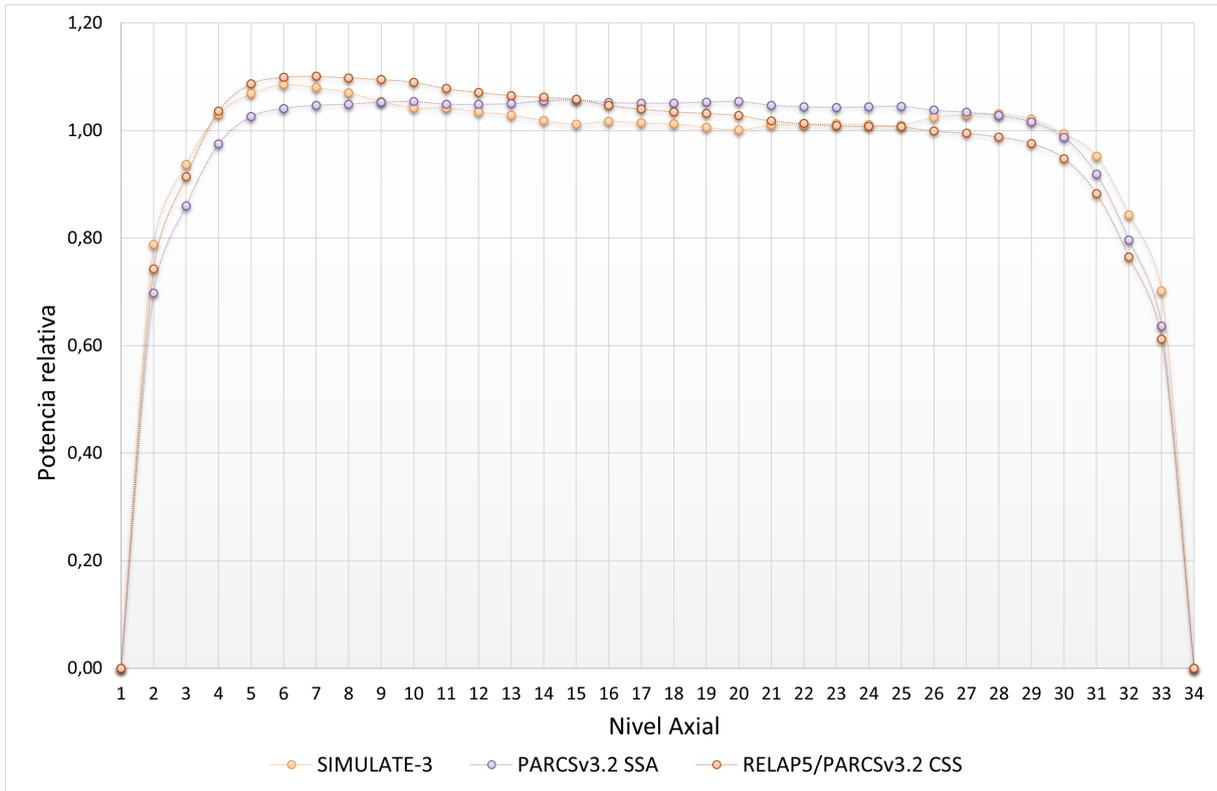


Figura 4.21: Distribución axial de potencia generada en la ejecución de PARCSv3.2 SSA y RELAP5/PARCSv3.2 CSS en comparación con SIMULATE-3 para el caso EOC.

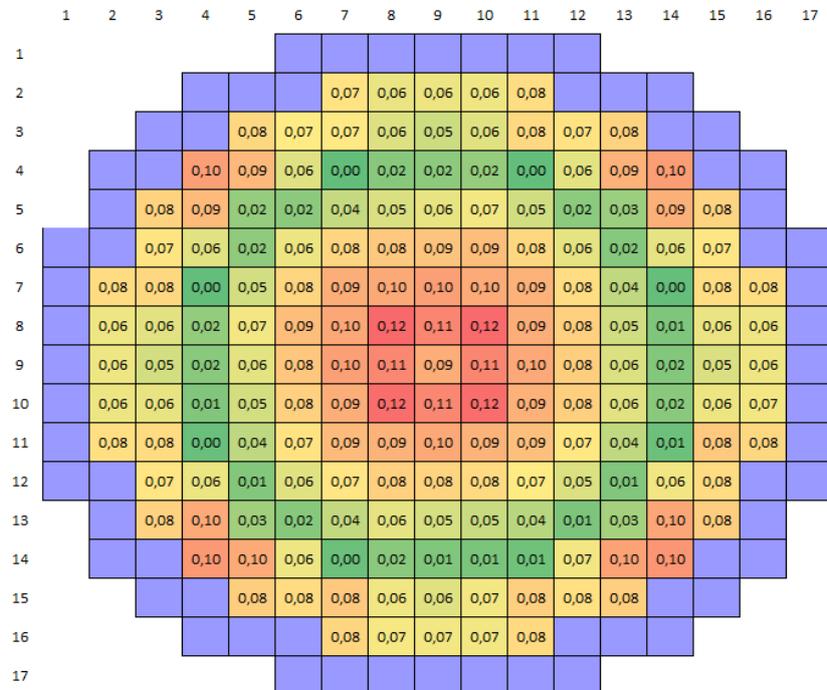
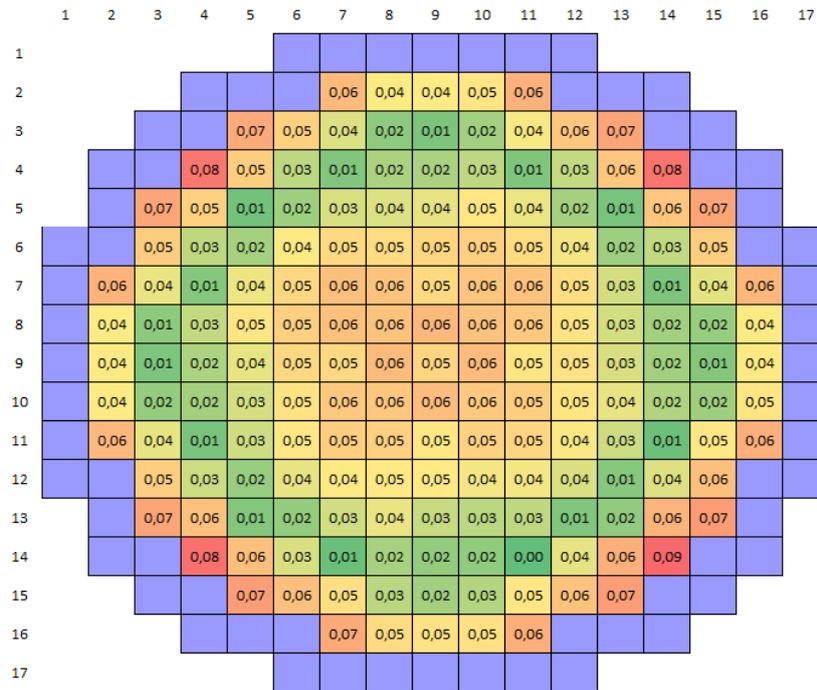


Figura 4.22: Errores absolutos respecto SIMULATE-3 en el perfil radial de la densidad de potencia generada por PARCSv3.2 SSA para el caso EOC.



**Figura 4.23:** Errores absolutos respecto SIMULATE-3 en el perfil radial de la densidad de potencia generada por RELAP5/PARCSv3.2 CSS para el caso EOC.

EOC se puede aceptar, ya que aumentando las composiciones neutrónicas se alcanzan valores de RMS menores. Además, el valor obtenido en la ejecución del código acoplado cumple el criterio establecido.

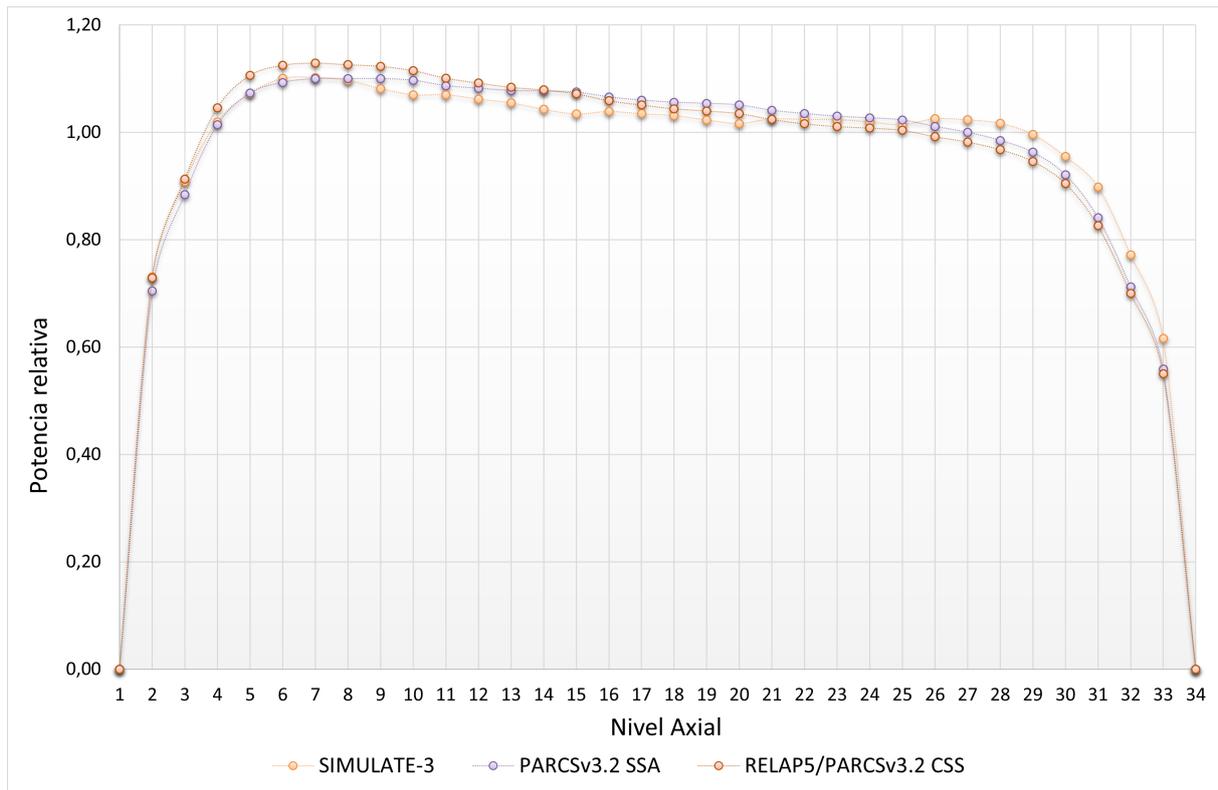
### Resultados: caso BAJ

La comparación de la constante de multiplicación, **Tabla 4.21**, obtiene unos errores de 286.00 pcm y 478.70 pcm para la ejecución del código PARCSv3.2 SSA y la ejecución del código acoplado RELAP5/PARCSv3.2 CSS frente al resultado de SIMULATE-3, respectivamente. Estos valores de error absoluto respecto a SIMULATE-3 cumplen el criterio de validación no superando el límite establecido en las 500 pcm.

**Tabla 4.21:** Resultados de la  $k_{eff}$  y errores absolutos respecto SIMULATE-3 para el caso BAJ.

$k_{eff}$ SIM-3	$k_{eff}$ SSA	SIM-3 (pcm)	$k_{eff}$ CSS	SIM-3 (pcm)
1.00005	1.002730	268.00	1.004837	478.70

Por lo que respecta al perfil axial de la densidad de potencia, tal y como se muestra en la **Figura 4.24**, se han representado los perfiles axiales generados en la ejecución del código PARCSv3.2 en estacionario sin acoplar, en la ejecución del código acoplado RELAP5/PARCSv3.2 en estacionario y en la ejecución del modelo original de SIMULATE-3.



**Figura 4.24:** Distribución axial de potencia generada en la ejecución de PARCSv3.2 SSA y RELAP5/PARCSv3.2 CSS en comparación con SIMULATE-3 para el caso BAJ.

En este caso, las gráficas de los perfiles axiales no están solapadas, pero se aproximan bastante al perfil radial de potencia de referencia, generado con el código SIMULATE-3.

El RMS del error de PARCSv3.2 SSA y del error de RELAP5/PARCSv3.2 CSS sobre SIMULATE-3 es del 2.809 % y del 3.538 %, respectivamente, por lo que cumplen el criterio de validación establecido.

El perfil radial de la densidad de potencia se analiza graficando los errores absolutos en el perfil radial por nodo para la ejecución de PARCSv3.2 SSA y de RELAP5/PARCSv3.2 CSS, frente a los resultados de SIMULATE-3, como se observa en las **Figuras 4.25** y **4.26**. Tras graficar los errores absolutos correspondientes a los perfiles radiales, se calcula el RMS de los respectivos errores.

El RMS del error de PARCSv3.2 SSA y del error de RELAP5/PARCSv3.2 CSS sobre SIMULATE-3 es del 5.868 % y del 3.845 %, respectivamente.

El RMS obtenido en el caso PARCSv3.2 SSA, aunque está cerca 6 %, es un valor aceptable. Por experiencia previa en reactores PWR - KWU el resultado del RMS se puede reducir aumentando las composiciones neutrónicas definidas en el modelo. Además, el valor obtenido en la ejecución del código acoplado cumple el criterio establecido.

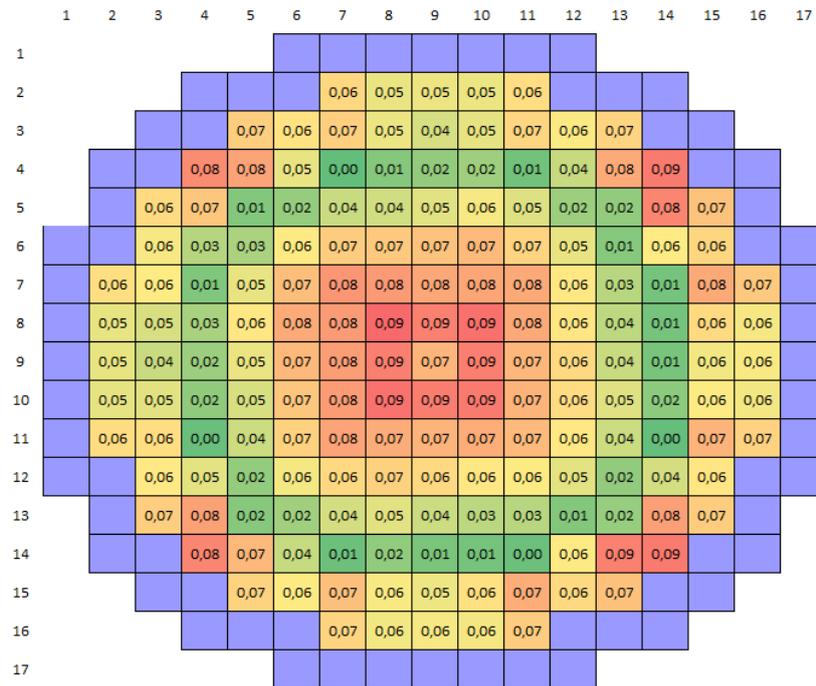


Figura 4.25: Errores absolutos respecto SIMULATE-3 en el perfil radial de la densidad de potencia generada por PARCSv3.2 SSA para el caso BAJ.

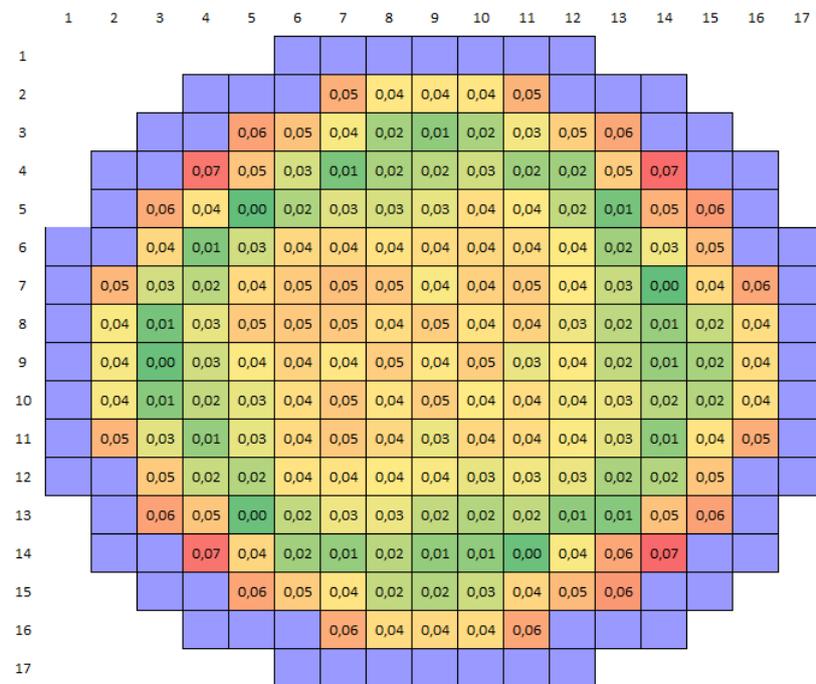


Figura 4.26: Errores absolutos respecto SIMULATE-3 en el perfil radial de la densidad de potencia generada por RELAP5/PARCSv3.2 CSS para el caso BAJ.

## Conclusión

Los datos de la ejecución del código PARCSv3.2 SSA se resumen en la **Tabla 4.22**, donde se puede comprobar que para los 4 casos de estudio se alcanzan valores aptos en el error absoluto de la  $k_{eff}$  y el RMS del perfil axial.

Respecto a los valores del RMS del perfil radial, en los casos EOC y BAJ se superan los límites establecidos para cumplir el criterio de validación, pero por experiencia previa estos errores se pueden disminuir incrementando el número de composiciones neutrónicas en el modelo neutrónico. Además, en la **Tabla 4.23** que resume los resultados de la ejecución del código acoplado, estos errores cumplen el criterio de validación.

En definitiva, los resultados obtenidos en las diferentes ejecuciones verifican que tanto el modelo neutrónico como el termohidráulico, y las secciones eficaces definidas con la metodología SIMTAB, son válidos para realizar el transitorio de Xenón de la planta objeto de estudio.

**Tabla 4.22:** Resumen de los resultados de la ejecución del código PARCSv3.2 SSA.

<b>PARCSv3.2 SSA</b>	<b>Potencia (%)</b>	$k_{eff}$ <b>SIM-3</b>	$k_{eff}$ <b>PARCSv3.2</b>	<b>SIM-3 (pcm)</b>	<b>RMS axial (%)</b>	<b>RMS radial (%)</b>
BOC	100	1.00004	0.999765	27.40	2.140	1.995
MOC	100	1.00004	1.001860	182.00	2.829	3.153
EOC	99	1.00006	1.002925	286.50	3.919	7.082
BAJ	100	1.00005	1.002730	268.00	2.809	5.868

**Tabla 4.23:** Resumen de los resultados de la ejecución del código RELAP5/PARCSv3.2 CSS.

<b>RELAP5/PARCSv3.2 CSS</b>	<b>Potencia (%)</b>	$k_{eff}$ <b>SIM-3</b>	$k_{eff}$ <b>PARCSv3.2</b>	<b>SIM-3 (pcm)</b>	<b>RMS axial (%)</b>	<b>RMS radial (%)</b>
BOC	100	1.00004	1.002511	247.10	2.766	1.456
MOC	100	1.00004	1.004068	402.80	3.216	2.126
EOC	99	1.00006	1.004965	490.50	3.811	4.547
BAJ	100	1.00005	1.004837	478.70	3.538	3.845

# Transitorio operacional del reactor PWR-KWU

Estudiado el funcionamiento del reactor PWR-KWU y validado su modelo termohidráulico-neutrónico, se puede proceder al análisis y la verificación de la evolución de la concentración del veneno neutrónico Xe-135 durante un transitorio operacional de la central nuclear.

Llegados a este punto, es necesario realizar un estudio que contemple la envergadura del trabajo que precisa el análisis del Xe-135 en un reactor nuclear durante un ciclo de combustible y pueda adaptarse a las necesidades actuales de tiempo del Trabajo Final de Máster.

El capítulo abarca, en primer lugar, el análisis de la viabilidad de los objetivos establecidos en un principio. Después, se exponen los detalles del transitorio operacional del reactor que finalmente se ha decidido realizar y cómo se ha llevado a cabo la ejecución del código termohidráulico-neutrónico RELAP5/PARCSv3.2 en régimen transitorio. Finalmente, se realiza el análisis de los resultados obtenidos.

## 5.1 Viabilidad del transitorio operacional del reactor PWR-KWU

Tras la generación y validación de los cuatro modelos termohidráulicos-neutrónicos se procede a realizar la simulación en régimen transitorio del reactor PWR-KWU. Esta simulación requiere modificaciones en los inputs de los códigos y varios ensayos hasta determinar un paso de tiempo adecuado para la realización de los cálculos.

Este proyecto se centra en analizar el transitorio de Xenón que se produce en el Caso BAJ, puesto que actualmente se dispone únicamente de la información necesaria para efectuarse en este periodo del ciclo del combustible nuclear. Sin embargo, el análisis completo de la evolución de la concentración del veneno neutrónico Xe-135 en el reactor PWR-KWU, está preparado para poder realizarse en trabajos futuros.

## 5.2 Detalles del transitorio operacional del reactor PWR-KWU

La planta PWR-KWU proporciona información de dos puntos diferentes del ciclo de combustible nuclear: un punto inicial donde el quemado es de 252 EFPD, que en nuestro proyecto se ha denominado caso BAJ, y otro punto a continuación del caso BAJ con un quemado de 254.84 EFPD.

Esta diferencia de 2.84 días efectivos a plena potencia es la que determina la duración del transitorio operacional del reactor PWR-KWU. Se escoge este parámetro para definir el tiempo de simulación con la finalidad de comparar los datos reales de planta con los resultados obtenidos mediante el código acoplado termohidráulico-neutrónico RELAP5/PARCSv3.2. De esta forma, se refuerza la validez de los modelos del reactor a la vez que se garantiza que se han efectuado correctamente todos los procedimientos necesarios para realizar la simulación.

Entre los datos proporcionados por la central, se encuentran las posiciones de los bancos de control. En el caso BAJ, la posición de las barras de control es:

- Todas las barras a 340 cm menos el banco 2.
- El banco 2 en la posición 306 cm.

En el punto siguiente del ciclo, a los 2.84 días después, la posición de las barras de control es:

- Todas las barras a 340 cm menos el banco 1.
- El banco 1 en la posición 307 cm.

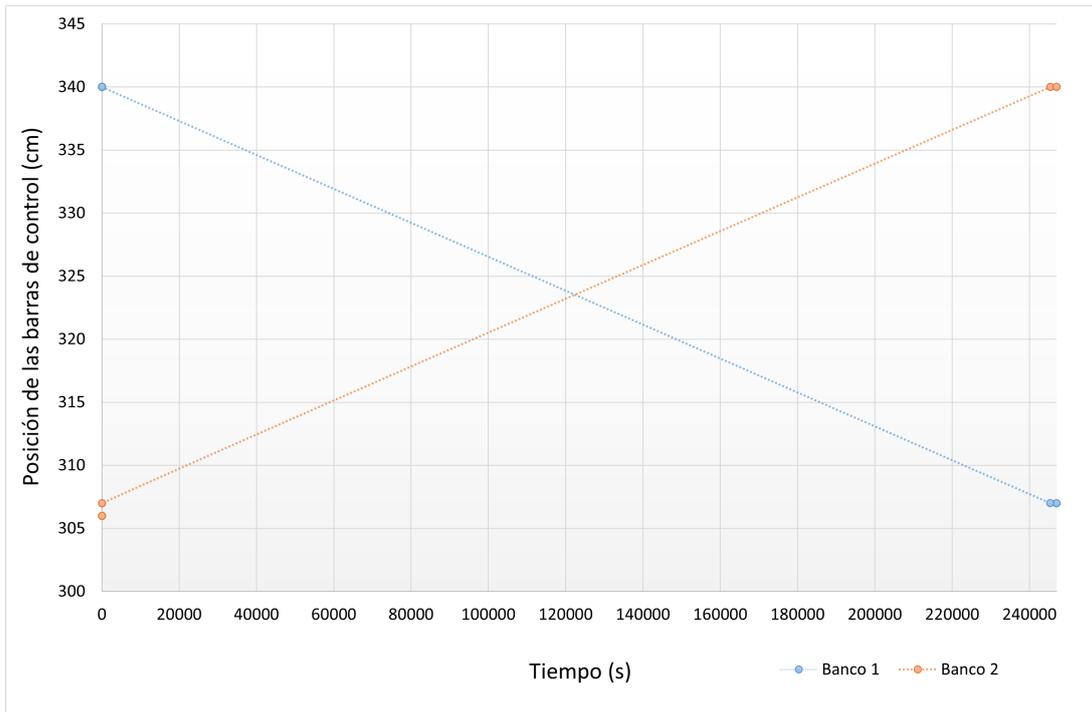
Este cambio de posición de las barras de control entre los puntos del ciclo debe estar presente en el transitorio. El movimiento que realizan los operarios de las barras de control en la central es diferente al realizado por el código, factor que se debe considerar en el análisis de los resultados.

En resumen, la simulación del transitorio entre estos dos puntos del ciclo con RELAP5/PARCSv3.2 se va a efectuar de la siguiente manera:

- Se simula un régimen transitorio con Xenón en transitorio.

- El tiempo de simulación total es 247 000 s: 245 376 s, que corresponden a 2.84 días, más un tiempo posterior para comprobar la evolución después del movimiento de barras. Además, antes de comenzar el movimiento de las barras se dejan 2 s de transitorio nulo.
- El movimiento de las barras de control se efectúa de manera lineal entre los dos puntos del ciclo.

El movimiento de barras a simular en el transitorio operacional de la planta se define en la **Figura 5.1**, cuyos valores numéricos, incluyendo el transitorio nulo y el tiempo añadido a los 2.84 días, se especifican en la **Tabla 5.1**.



**Figura 5.1:** Movimiento de las barras de control durante el transitorio operacional del reactor PWR-KWU.

**Tabla 5.1:** Movimiento de las barras de control durante el transitorio operacional del reactor PWR-KWU.

Tiempo (s)	Posición Banco 1 (cm)	Posición Banco 2 (cm)
0	340.000	306.000
2	340.000	306.000
3	340.000	307.000
37 181.18	335.000	312.000
74 359.36	330.000	317.000
111 537.55	325.000	322.000
148 715.73	320.000	327.000
185 893.91	315.000	332.000
223 072.09	310.000	337.000
245 379.00	307.000	340.000
247 000.00	307.000	340.000

Debido al alto coste computacional y a los grandes requerimientos de memoria de los ficheros de salida, la ejecución del transitorio se ha dividido en partes.

En primer lugar, se ha ejecutado un transitorio operacional de 24 horas. Un transitorio de 24 horas genera ficheros output desmesurados, el fichero .out de PARCS alcanza los 38 Gb, con los que trabajar resulta complejo o incluso no llegan a escribirse por completo al haber falta de espacio en los nodos del *cluster* QUASAR. De manera que se han dividido las siguientes 24 horas en dos casos de 12 horas: 48 h\_1 y 48 h\_2. Simular 12 horas reduce los requerimientos de memoria, pero continúa teniendo un coste computacional alto.

El alto coste computacional (2.84 días de simulación requieren un tiempo de CPU de aproximadamente 22 días), acompañado de contratiempos y errores en las ejecuciones, ha elevado los requerimientos de tiempo, siendo insuficientes para ejecutar el transitorio establecido de 2.84 días en este proyecto. Se han podido efectuar 172 800 s (48 horas) de simulación y se han dejado preparadas las ejecuciones para los 74 200 s restantes.

No se han podido efectuar m

A continuación, se describe el procedimiento realizado para ejecutar el transitorio operacional del reactor PWR-KWU de 48 horas.

### 5.3 Ejecución del código acoplado RELAP5/PARCSv3.2 en transitorio (Coupled Transient)

La ejecución del código acoplado RELAP5/PARCSv3.2 en régimen transitorio, comparte los ficheros de entrada requeridos en régimen estacionario:

- GEOM\_LWR.
- 3D\_Xenon\_Number\_Density.txt.
- nemtab.
- nemtabr.
- parcs.inp.
- MAPTAB.
- tpfh2onew\_patch5.
- RELAP5\_CTR.inp.
- RELAP5\_CSS.rst.

Los ficheros GEOM\_LWR, 3D\_Xenon\_Number\_Density.txt, nemtab, nemtabr, MAPTAB y tpfh2onew\_patch5 se mantienen invariables de una ejecución a otra. Sin embargo, se necesita el fichero de *restart* del caso anterior desde el cual se inicia el transitorio actual, tanto para el código RELAP5 como para el código PARCS, el cual no contempla la ejecución en CSS (García-Fenoll, Barrachina, Miró, Verdú, Gómez-Zarzuela y col. 2014k). Ambos ficheros de reinicio serán el punto de partida en cada caso ejecutado: 24 h, 48 h\_1 y 48 h\_2.

La ejecución genera, entre otros, los ficheros de salida de resultados siguientes:

- PARCS\_CTR.out.
- PARCS\_CTR.sum.
- PARCS\_CTR.plt.
- PARCS\_CTR.rst.
- RELAP5\_CTR.out.
- RELAP5\_CTR.rst.

Se incorporan dos nuevos ficheros de salida, PARCS\_CTR.plt y PARCS\_CTR.rst, que no contemplaba el caso CSS (García-Fenoll, Barrachina, Miró, Verdú, Gómez-Zarzuela y col. 2014). Las opciones de impresión de resultados del código PARCS son muy amplias. Por ejemplo, el fichero PARCS\_CTR.plt almacena datos de potencia (%), densidad de Xenón (at/cc) y temperaturas del combustible y el refrigerante que se escriben cada 0.02 segundos.

Los inputs de PARCSv3.2 y RELAP5 necesitan diversas modificaciones. Estas modificaciones se van a desarrollar en detalle para cada código.

### 5.3.1 Input del código PARCSv3.2

En el input de PARCSv3.2, de la misma forma que en la ejecución del código en acoplado estacionario, se activa el acoplamiento con RELAP5 indicando que hay realimentación termohidráulica (tarjeta th\_fdbk) y que las condiciones termohidráulicas son proporcionadas por un código de sistema externo (tarjeta ext\_th). También se especifica que cada paso de tiempo durante el transitorio, RELAP5 llamará a PARCSv3.2 y que el mapa de correspondencia entre los nodos neutrónicos y termohidráulicos está en el fichero MAPTAB.

Se indica que la ejecución es en régimen transitorio con el Xenón también en transitorio ( tarjeta xe\_sm) y se escoge en las opciones de impresión que se escriban los resultados del transitorio de Xenón en los ficheros de salida.

También debe activarse el calor de decaimiento (tarjeta decay\_heat) para tener constancia en los cálculos de los 6 grupos de precursores de neutrones retardados, especificando los valores de su respectiva fracción de neutrones retardados ( $\beta$ ) y su constante de desintegración ( $\lambda$ ) en el grupo de tarjetas XSEC.

Este transitorio se inicia desde un *restart*. El nombre del fichero *restart* a partir del cual comienza la simulación se debe definir junto con el primer paso de tiempo que leerá PARCS del fichero.

Las opciones relativas a la ejecución del código en transitorio se detallan en el grupo de tarjetas TRAN. Cuando se acoplan ambos códigos, el tiempo de simulación y el paso de tiempo de impresión de los resultados, son los que están especificados en el input de RELAP5, es decir, el paso de tiempo del input de PARCS deja de tener validez. Por lo tanto, se define el tiempo final de la simulación (tarjeta time\_step) y el movimiento de los bancos de las barras de control (tarjeta move\_bank). La modificación de los bancos de las barras de control se debe cambiar tanto en el grupo de tarjetas TRAN como en el grupo CNTL (tarjeta bank\_pos), puesto que estas posiciones serán diferentes en cada una de las partes que componen el transitorio.

En vista de que hay modificaciones en el input para los diferentes casos, se va a representar cómo se escriben las tarjetas que cambian en cada caso de estudio.

### Caso 24 horas

La primera simulación se realiza de 86 400 s y parte del fichero de *restart* de la ejecución en estado estacionario sin acoplar. En este caso, PARCS lee el primer paso de *restart* del fichero PARCS\_SSA.rst.

La posición de los bancos de control, que se extrae de los ficheros de salida de SIMULATE-3, es la definida en los detalles del transitorio. Se escribe la posición de los 13 bancos de control conforme la tarjeta bank\_pos.

En el grupo TRAN, se concreta que la simulación finaliza a los 86 400 s y se añade el movimiento de barras de los bancos 1 y 2 con los juegos de tiempo y posición descritos en la **Tabla 5.1**.

Los grupos de tarjetas TRAN y CNLT se escriben en el input de PARCS conforme la **Tabla 5.3** y la **Tabla 5.2**.

**Tabla 5.2:** TRAN cards.

TRAN cards			
Card Type	Field	Default	Description
time_step	tend	None	Transient duration, sec
	delt0	None	Initial time step size, sec
	time_step	86400. 1.e-4	
move_bank	id	None	ID of the control rod bank to move
	tbank(j,1,id)	None	j-th time point t, sec
	tbank(j,2,id)	None	Bank position at time t, steps withdrawn
	move_bank	1 0.0 340.0 2.0 340.0 3.0 340.0 37181.18 335.0 74359.36 330.0 111537.54 325.0 148715.73 320.0 185893.91 315.0 223072.09 310.0 245379.0 307.0 247000.0 307.0	
move_bank	2 0.0 306.0 2.0 306.0 3.0 307.0 37181.18 312.0 74359.36 317.0 111537.54 322.0 148715.73 327.0 185893.91 332.0 223072.09 337.0 245379.0 340.0 247000.0 340.0		

Tabla 5.3: CNTL cards.

CNTL cards			
Card Type	Field	Default	Description
bank_pos	crbpos(1:ncrb)	BIG	Control rod bank position in steps withdrawn, ncrb is the number of control rod banks
	bank_pos	340.0 306.0 340.0 340.0 340.0 340.0 340.0 340.0 340.0 340.0	
th_fdbk	fdbk	T	T/H feedback option, either T(rue) or F(false)
	th_fdbk	T F	
xe_sm	ixesmopt	0	Xe/Sm option: 0-No Xe/Sm; 1-Equilibrium Xe/Sm; 2-Transient Xe/Sm; 3-user input Xe/Sm density; 4-Equilibrium Xe/Sm at S.S. and Transient Xe/Sm during transient calculation
	xe_sm	3 0 2 0	
decay_heat	deheat	F	Decay heat option, either T(rue) or F(false)
	decay_heat	T	
ext_th	extth	F	External T/H option,, either T(rue) or F(false)
	afn	MAPTAB	File name of the Neutronics - T/H mapping table
	sysname	RELAP	System T-H Code RELAP for RELAP5
	nkipss	1	Steady-state external T-H skip factor
	nkiptr	1	Transient external T-H skip factor
	ext_th	T MAPTAB RELAP 1 1	
transient	tran	F	Transient calculation option, either T(rue) or F(false)
	transient	T	
restart	rstrt	F	Restart option
	afn	None	Input restart file
	irstbeg	None	Restart block number from which restart begins
	restart	T PARCS_SSA.rst 1	

**Caso 48 horas: Parte 1**

La simulación se realiza desde los 86 400 s hasta los 129 600 s. En este caso, PARCS lee el paso 8 de *restart* del fichero PARCS\_CTR\_24h.rst. La posición de los bancos de control a los 86 400 s es de 328.381 cm y 318.619 cm para el banco 1 y el banco 2, respectivamente.

Esta información se extrae de los ficheros de salida de la primera ejecución de 86 400 s.

Para este caso, se concreta que la simulación finaliza a los 129 600 s y se modifica el movimiento de las barras de los bancos 1 y 2 dejando solamente los juegos de tiempo y posición de los 86 400 s en adelante.

Los grupos de tarjetas TRAN y CNLT se escriben en el input de PARCS conforme la **Tabla 5.4** y la **Tabla 5.5**.

**Tabla 5.4:** TRAN cards.

<b>TRAN cards</b>				
<b>Card Type</b>	<b>Field</b>	<b>Default</b>	<b>Description</b>	
time_step	tend	None	Transient duration, sec	
	delt0	None	Initial time step size, sec	
	time_step	129600. 1.e-4		
move_bank	id	None	ID of the control rod bank to move	
	tbank(j,1,id)	None	j-th time point t, sec	
	tbank(j,2,id)	None	Bank position at time t, steps withdrawn	
	move_bank	1 86400.0 328.381 111537.54 325.0 148715.73 320.0 185893.91 315.0 223072.09 310.0 245379.0 307.0 247000.0 307.0		
	move_bank	2 86400.0 318.619 111537.54 322.0 148715.73 327.0 185893.91 332.0 223072.09 337.0 245379.0 340.0 247000.0 340.0		

Tabla 5.5: CNTL cards.

CNTL cards			
Card Type	Field	Default	Description
bank_pos	crbpos(1:ncrb)	BIG	Control rod bank position in steps withdrawn, ncrb is the number of control rod banks
	bank_pos	328.381 318.619 340.0 340.0 340.0 340.0 340.0 340.0 340.0 340.0	
th_fdbk	fdbk	T	T/H feedback option, either T(rue) or F(alse)
	th_fdbk	T F	
xe_sm	ixesmopt	0	Xe/Sm option: 0-No Xe/Sm; 1-Equilibrium Xe/Sm; 2-Transient Xe/Sm; 3-user input Xe/Sm density; 4-Equilibrium Xe/Sm at S.S. and Transient Xe/Sm during transient calculation
	xe_sm	3 0 2 0	
decay_heat	deheat	F	Decay heat option, either T(rue) or F(alse)
	decay_heat	T	
ext_th	extth	F	External T/H option,, either T(rue) or F(alse)
	afn	MAPTAB	File name of the Neutronics - T/H mapping table
	sysname	RELAP	System T-H Code RELAP for RELAP5
	nskipss	1	Steady-state external T-H skip factor
	nskiptr	1	Transient external T-H skip factor
	ext_th	T MAPTAB RELAP 1 1	
transient	tran	F	Transient calculation option, either T(rue) or F(alse)
	transient	T	
restart	rstrt	F	Restart option
	afn	None	Input restart file
	irstbeg	None	Restart block number from which restart begins
	restart	T PARCS_CTR_24h.rst 8	

**Caso 48 horas: Parte 2**

La simulación se realiza desde los 129 600 s hasta los 172 800 s. En este caso, PARCS lee el paso 11 de *restart* del fichero PARCS\_CTR\_48h\_1.rst. La posición de los bancos de control a los 129 600 s es de 322.571 cm y 324.429 cm para el banco 1 y el banco 2, respectivamente.

Esta información se extrae de los ficheros de salida de la segunda ejecución que comprende desde los 86 400 s hasta los 129 600 s.

Para este caso se concreta que la simulación finaliza a los 172 800 s y se modifica el movimiento de las barras de los bancos 1 y 2 dejando solamente los juegos de tiempo y posición de 129 600 s en adelante.

Los grupos de tarjetas TRAN y CNLT se escriben en el input de PARCS conforme la **Tabla 5.6** y la **Tabla 5.7**.

**Tabla 5.6:** TRAN cards.

TRAN cards			
Card Type	Field	Default	Description
time_step	tend	None	Transient duration, sec
	delt0	None	Initial time step size, sec
	time_step	172800. 1.e-4	
move_bank	id	None	ID of the control rod bank to move
	tbank(j,1,id)	None	j-th time point t, sec
	tbank(j,2,id)	None	Bank position at time t, steps withdrawn
	move_bank	1 129600.0 322.571 148715.73 320.0 185893.91 315.0 223072.09 310.0 245379.0 307.0 247000.0 307.0	
move_bank	2 129600.0 324.429 148715.73 327.0 185893.91 332.0 223072.09 337.0 245379.0 340.0 247000.0 340.0		

Tabla 5.7: CNTL cards.

CNTL cards			
Card Type	Field	Default	Description
bank_pos	crbpos(1:ncrb)	BIG	Control rod bank position in steps withdrawn, ncrb is the number of control rod banks
	bank_pos	322.571 324.429	340.0 340.0 340.0 340.0 340.0 340.0 340.0 340.0
th_fdbk	fdbk	T	T/H feedback option, either T(rue) or F(false)
	th_fdbk	T F	
xe_sm	ixesmopt	0	Xe/Sm option: 0-No Xe/Sm; 1-Equilibrium Xe/Sm; 2-Transient Xe/Sm; 3-user input Xe/Sm density; 4-Equilibrium Xe/Sm at S.S. and Transient Xe/Sm during transient calculation
	xe_sm	3 0 2 0	
decay_heat	deheat	F	Decay heat option, either T(rue) or F(false)
	decay_heat	T	
ext_th	extth	F	External T/H option,, either T(rue) or F(false)
	afn	MAPTAB	File name of the Neutronics - T/H mapping table
	sysname	RELAP	System T-H Code RELAP for RELAP5
	nskipss	1	Steady-state external T-H skip factor
	nskiptr	1	Transient external T-H skip factor
	ext_th	T	MAPTAB RELAP
transient	tran	F	Transient calculation option, either T(rue) or F(false)
	transient	T	
restart	rstrt	F	Restart option
	afn	None	Input restart file
	irstbeg	None	Restart block number from which restart begins
	restart	T	PARCS_CTR_48h_1.rst

### 5.3.2 Input del código RELAP5

En el input de RELAP5, se activa el acoplamiento con PARCS, de la misma forma que en la ejecución del código en acoplado estacionario (tarjeta 1 88), y se indica que se trata de un caso estacionario desde restart que toma el último punto del *restart* anterior (tarjeta 103 -1). Además, Se indica que la ejecución es en régimen transitorio desde *restart* (tarjeta 100 restart transnt). Luego, el fichero se reduce hasta los pasos de tiempo eliminando toda la información de más empleada para la ejecución en régimen estacionario sin acoplar.

Los pasos de tiempo establecidos tienen un valor mínimo de  $0.1 \times 10^{-4}$  s y máximo 0.1 s. A menudo, estos valores de paso de tiempo son muy pequeños con el fin de conseguir una buena estabilidad numérica en los cálculos.

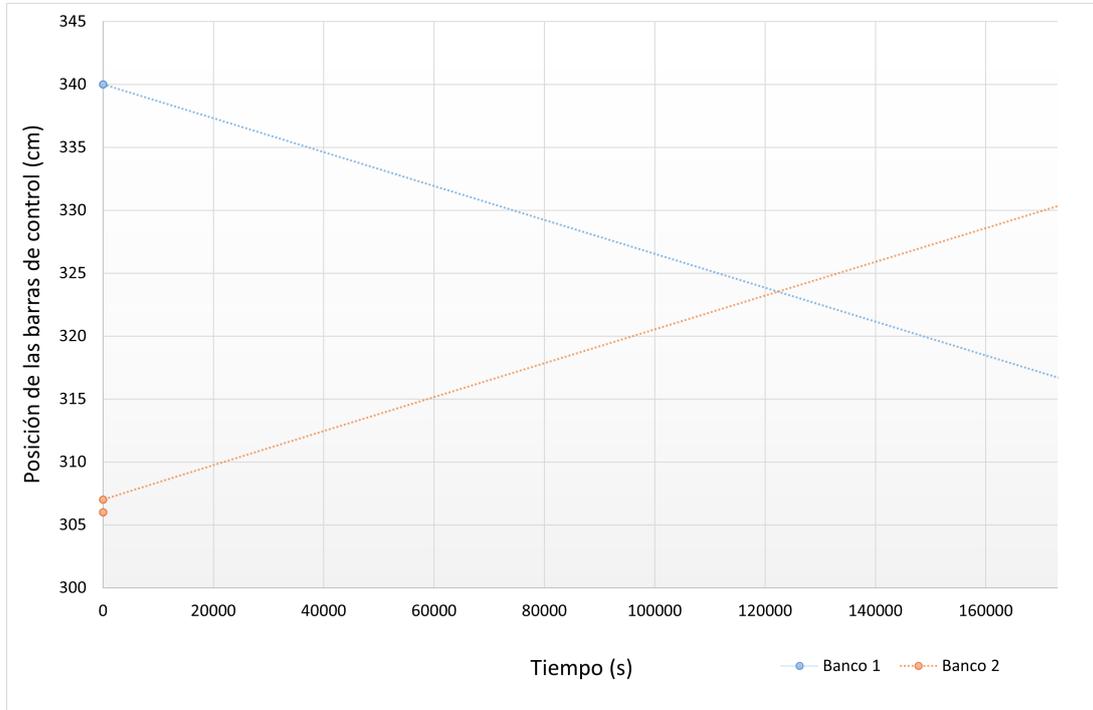
La única modificación del input del código RELAP5 para cada parte del transitorio es definir el tiempo en el que se inicia la simulación y el tiempo en el que termina. Esta modificación se detalla en la **Tabla 5.8**.

**Tabla 5.8:** Modificaciones del tiempo de simulación en el input de RELAP5.

Caso	Tiempo inicial (s)	Tiempo final (s)
24 h	0	86 400
48 h_1	86 400	129 600
48 h_2	129 600	172 800

## 5.4 Análisis de resultados

El transitorio operacional de 172 800 segundos efectúa el movimiento de barras de control de la **Figura 5.2**, que se corresponde con los valores numéricos de la **Tabla 5.9**.

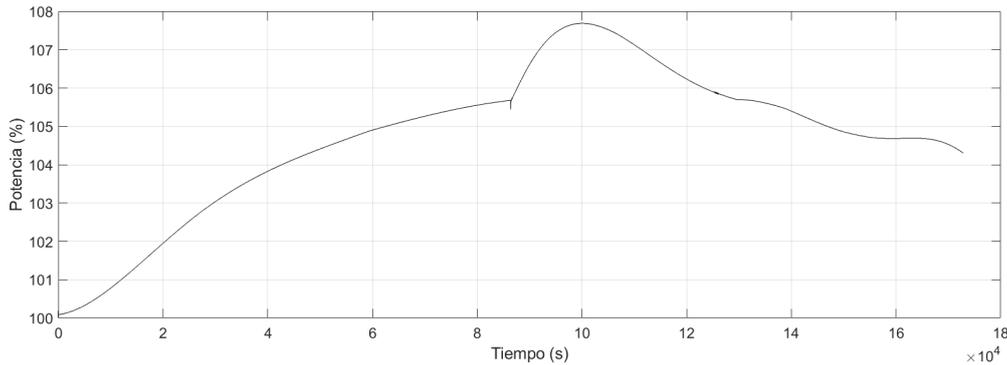


**Figura 5.2:** Movimiento de las barras de control ejecutado durante el transitorio operacional del reactor PWR-KWU.

**Tabla 5.9:** Movimiento de las barras de control ejecutado durante el transitorio operacional del reactor PWR-KWU.

Tiempo (s)	Posición Banco 1 (cm)	Posición Banco 2 (cm)
0	340.000	306.000
2	340.000	306.000
3	340.000	307.000
37 181.18	335.000	312.000
74 359.36	330.000	317.000
86 400.00	328.381	318.619
111 537.55	325.000	322.000
129 600.00	322.571	324.429
148 715.73	320.000	327.000
172 800.00	316.761	330.239

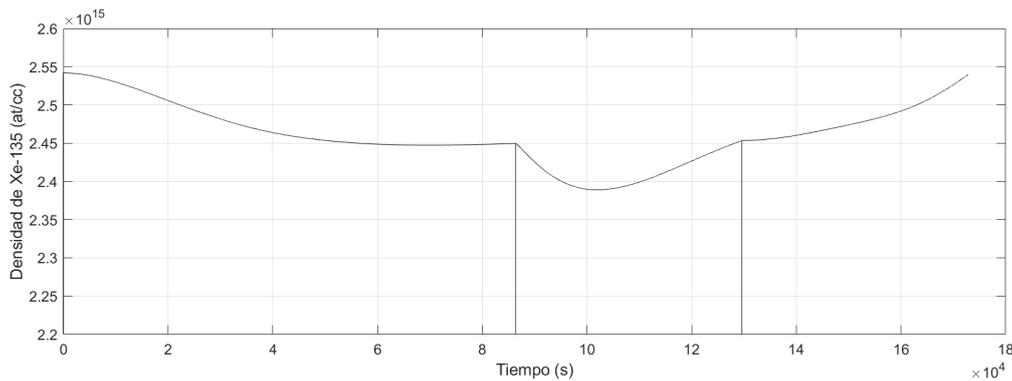
Esta perturbación en la reactividad del núcleo se manifiesta en la potencia del reactor siguiendo la evolución de la gráfica de la **Figura 5.3**, obtenida del tratamiento de la información de los ficheros PARCS\_CTR.plt.



**Figura 5.3:** Evolución de la potencia durante el transitorio operacional del reactor PWR-KWU.

En los primeros 86 400 s la potencia se incrementa en casi un 6 %. La posición de las barras de control ha pasado en el banco 1 de 340 cm a 328.381 cm y en el banco 2 de 306 cm a 318.619 cm, como se define en la **Tabla 5.9**. Esto significa que se introducen las barras de control del banco 1 a la vez que se extraen las del banco 2. Si examinamos la **Figura 5.2**, las barras del banco 1 están totalmente retiradas, puesto que se consideran totalmente retiradas a partir de los 325 cm, por lo tanto, el incremento de potencia se debe a la retirada de las barras de control del banco 2.

Un aumento de la potencia tiene como consecuencia una disminución de la densidad del Xe-135 en el reactor. Esta disminución es causada por el incremento del quemado y la reducción de la concentración de I-135 en el reactor, que se descompone en Xe-135. Puesto que el gradientes de potencia es pequeño, el cambio en la concentración del Xenón también lo es. La evolución del Xenón durante el transitorio se representa en la **Figura 5.4**. En la curva de la densidad de Xe-135 aparece una línea cada vez que empieza una nueva simulación debido a que el fichero de salida PARCS\_CTR.plt comienza en cada caso con un valor nulo de at/cc de Xe-135.



**Figura 5.4:** Evolución de la densidad de Xe-135 durante el transitorio operacional del reactor PWR-KWU.

Entre los 86 400 s y los 100 000 s la potencia aumenta aproximadamente un 2 %, alcanzando un valor del 107.69 %. En este periodo de tiempo, que marca los 99 890.45 s, las barras de control del banco 1 siguen retiradas en una posición de 326.567 cm, mientras que, a las del banco 2 les queda poco para abandonar la parte activa del núcleo, en una posición de 320.433 cm. Las barras de control del banco 1 han pasado de una posición de 328.381 cm a una de 326.567 cm en 13 490.45 segundos, lo que significa que todavía se encuentran totalmente extraídas.

Este cambio de tendencia en la evolución de la potencia entre el enlace de las distintas partes que conforman el transitorio, manifiesta que el cálculo efectuado en las simulaciones no es fiable. Lo que abre paso a una línea futura encargada de comprobar el funcionamiento correcto del código acoplado partiendo de ficheros de *restart*.

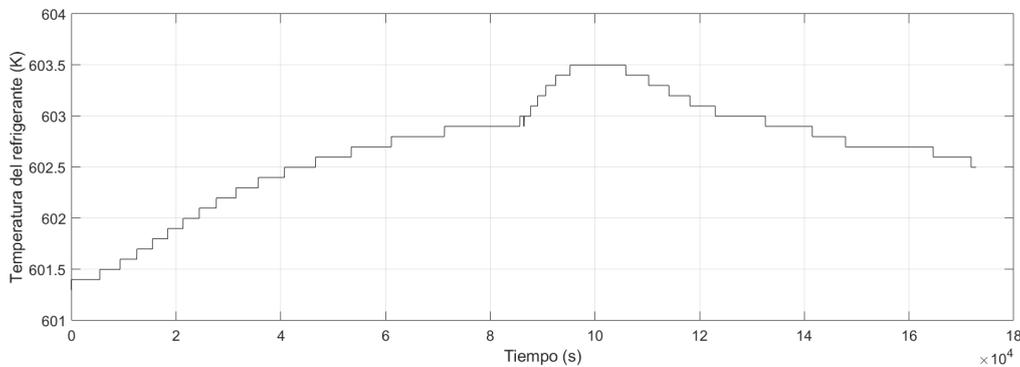
Continuando con la descripción de los resultados, se observa que el pico de potencia se produce en el mismo instante de tiempo en que se alcanza la mínima concentración de Xe-135 en el reactor. Esta proporcionalidad inversa del Xe-135 con respecto a la potencia del reactor, se corresponde con lo estudiado en la Sección 2.8 del Capítulo 2.

Pasado este periodo de tiempo, la potencia comienza a disminuir a consecuencia de la introducción de las barras de control del banco 1 en la zona activa del núcleo. Como consecuencia, la concentración de at/cc de Xenón incrementa con el fin de alcanzar un nuevo valor de equilibrio correspondiente a la potencia con la que opera el reactor.

El tratamiento del fichero de salida de PARCS\_CTR.plt también permite graficar la temperatura máxima del combustible y la temperatura de salida del refrigerante.

La evolución de la temperatura del refrigerante es similar a la de la potencia, **Figura 5.5**. Esta similitud representa cómo el refrigerante se encarga de evacuar la energía térmica generada en el reactor que finalmente es transformada en la energía eléctrica producida por la central nuclear.

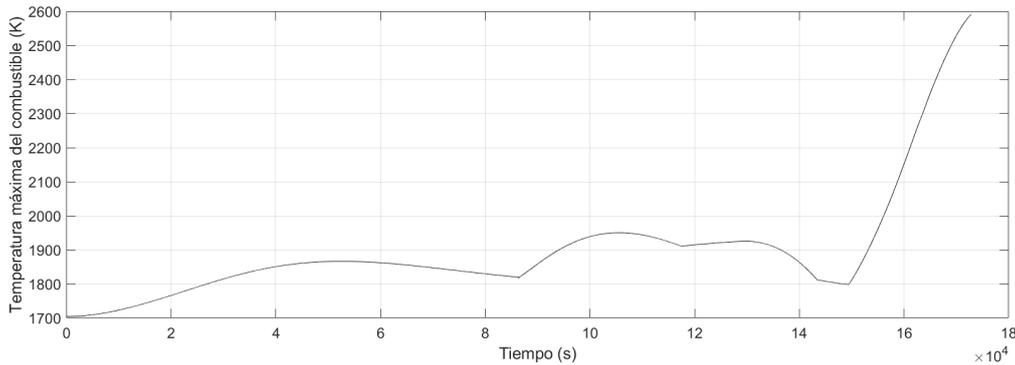
En este caso la curva aparece escalonada. Su explicación se debe a que el fichero PARCS\_CTR.plt almacena los valores de temperatura del refrigerante con un solo decimal, por lo que hay periodos en los que para esa aproximación la temperatura permanece constante.



**Figura 5.5:** Evolución de la temperatura del refrigerante durante el transitorio operacional del reactor PWR-KWU.

Se observa que la máxima temperatura del refrigerante también se produce en el mismo instante que el pico de potencia de la **Figura 5.3**. Sin embargo, esto no sucede con la evolución de la temperatura máxima del combustible.

La temperatura máxima del combustible sigue la curva mostrada en la **Figura 5.6**. La evolución de esta temperatura se fundamenta en el efecto Doppler y sustenta la estabilidad del reactor al operar a máxima potencia a altas temperaturas introduciendo un fenómeno de *feedback* negativo, que reduce las reacciones de fisión. Sin embargo, la forma que adquiere su desarrollo a lo largo del transitorio no es coherente a partir de los 86 400 s. Lo que confirma de nuevo que los resultados obtenidos no son fiables.



**Figura 5.6:** Evolución de la temperatura máxima del combustible durante el transitorio operacional del reactor PWR-KWU.

El tiempo de CPU empleado para ejecutar el transitorio operacional del reactor se muestra en la **Tabla 5.10**, donde se refleja el alto coste computacional.

**Tabla 5.10:** Tiempos de CPU empleados en la ejecución del transitorio operacional del reactor PWR-KWU.

Caso	Tiempo de CPU (s)	Tiempo de CPU (días)
24h	667 337.40	7.72
48h_1	298 572.60	3.46
48h_2	370 281.60	4.29

Por último mencionar que, anteriormente, en la ejecución del código acoplado RELAP5/PARCSv3.2 en estado estacionario, ha sido necesario validar las secciones eficaces obtenidas mediante la metodología SIMTAB. Se recuerda que para el cálculo de las secciones eficaces se parte de un punto con el valor medio de las variables locales: quemado, inserción de barras de control, temperatura del combustible, temperatura del moderador y concentración de boro. Por lo que se emplean como parámetros constantes a lo largo del transitorio operacional de la planta PWR-KWU, sin contemplar la evolución de la isotopía con el quemado del combustible.

En concreto, los parámetros que permanecen invariables durante las ejecuciones son:

- La sección eficaz macroscópica de fisión del grupo energético  $g$  ( $\Sigma_f^g$ ).
- La sección eficaz macroscópica de absorción del grupo energético  $g$  ( $\Sigma_a^g$ ).
- La sección eficaz macroscópica de dispersión de los neutrones del grupo energético rápido al térmico ( $\Sigma_s^{1 \rightarrow 2}$ ).
- La sección eficaz microscópica de absorción del Xe-135 del grupo energético  $g$  ( $\sigma_{a,g}^{Xe}$ ).
- La velocidad inversa de los neutrones del grupo energético  $g$  ( $\frac{1}{v_g}$ ).
- El coeficiente de difusión del grupo energético  $g$  ( $D_g$ ).

PARCS emplea estos parámetros para calcular la generación de calor del combustible que RELAP5 utiliza en sus cálculos termohidráulicos. Por este motivo, es necesario estudiar el efecto de la invariabilidad de las secciones eficaces en los cálculos y plantear si en los trabajos futuros es conveniente incorporar diferentes ficheros nemtab y nemtabr en función del tiempo de simulación.

## Capítulo 6

# Conclusiones

Mediante la elaboración de este proyecto se han logrado establecer diversas conclusiones.

El objetivo primordial, el análisis y la verificación de la evolución de la concentración del veneno neutrónico Xe-135 durante un transitorio operacional, se ha podido estudiar a pesar de las dificultades encontradas en su ejecución. Se ha comprobado la proporcionalidad inversa que presenta respecto de la potencia de funcionamiento del reactor, y sobre todo, se ha verificado que su comportamiento en la planta PWR-KWU es el esperado durante las primeras 24 horas de simulación.

Durante la ejecución del código acoplado RELAP5/PARCSv3.2 se han superado diversos obstáculos y se ha abordado con éxito el tratamiento la información de salida en ficheros de gran tamaño. Todo esto ha dado lugar a futuras líneas de trabajo, desde la continuación de la ejecución del transitorio operacional del reactor PWR-KWU a partir de las validaciones efectuadas de los casos de estudios BOC, MOC y EOC, hasta el perfeccionamiento de las ejecuciones realizadas para el caso BAJ mediante la comprobación del funcionamiento correcto del código acoplado partiendo de ficheros de *restart*.

Destacar de nuevo la complejidad de las limitaciones operativas técnicas asociadas a la incorporación de la Operación Flexible de las centrales nucleares entre las que se encuentra el estudio de los transitorios de Xenón en el reactor nuclear. Motivo por el que este trabajo contribuye al estudio de este tipo de transitorios con una aplicación destacada en la operación actual de las centrales nucleares.

A partir de aquí, se brinda la oportunidad tanto a futuros estudiantes, como a la ingeniería de planta de las centrales nucleares, de concluir con el trabajo realizado en el presente Trabajo Final de Máster tomando como punto de partida todos los aspectos superados en el proyecto con la esperanza de que puedan alcanzar grandes resultados.



# Bibliografía

- Agency, International Atomic Energy (2003). *Vasija de una planta PWR-KWU*. [https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te\\_1119\\_prn.pdf](https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1119_prn.pdf). (Vid. pág. 14).
- Bermejo Piñar, Juan Antonio (2015). “Análisis de Ruido en Reactores PWR”. Tesis doct. ETSI\_Energia (vid. págs. 50, 51).
- Commission, US Nuclear Regulatory y col. (2007). “Reactor Concepts Manual: Pressurized Water Reactor (PWR) Systems”. En: *US Nuclear Regulatory Commission Technical Training Center, Washington DC, Educational Teaching Material 603* (vid. págs. 8, 9, 14).
- Diago, José Ródenas (ene. de 1997). *Apuntes de Energía Nuclear. Departamento de Ingeniería Química y Nuclear (UPV)* (vid. págs. 8, 19).
- DOE, US (1993). “DOE Fundamentals Handbook: Nuclear Physics and Reactor Theory, Vol. 2”. En: *US Department of Energy, Springfield* (vid. págs. 25, 27, 28).
- Doncel, N (oct. de 2020). *Jornada Técnica 2020 de la SNE. Impacto de la flexibilidad de operación en el diseño de combustible PWR(Enusa)*. (Vid. pág. 18).
- Downar, T y col. (2006). “PARCS v2. 7 US NRC Core Neutronics Simulator User Manual”. En: *Purdue University* (vid. pág. 30).
- Edenius, Malte y col. (1995). “CASMO-4, a fuel assembly burnup program, user’s manual”. En: *Studsvik0SOA-9501, Studsvik of America, Inc* (vid. pág. 40).
- García-Fenoll, Marina, Teresa Barrachina, Rafael Miró y Gumersindo Verdú (s.f.). *R-17454-2015-GENINP - Software para la generación automática de los ficheros de entrada de los códigos PARCS y RELAP5 utilizados en la industria nuclear*. <https://aplicat.upv.es/exploraupv/ficha-tecnologia/patente-software/15328> (vid. pág. 41).
- García-Fenoll, Marina, Teresa Barrachina, Rafael Miró, Gumersindo Verdú, Consuelo Gómez-Zarzuela y col. (214). *Curso Código Termohidráulico-Neutrónico 3D RELAP5/PARCSv2.7*

*CNAT-ISIRYM-UPV. Bloque V: RELAP en transitorio nulo Stand Alone (SSA). V.2 - Generación automática de ficheros de entrada. (inputs) a partir de SIMULATE-3K. (Vid. pág. 56).*

- García-Fenoll, Marina, Teresa Barrachina, Rafael Miró, Gumersindo Verdú, Consuelo Gómez-Zarzuela y col. (2014a). *Curso Código Termohidráulico-Neutrónico 3D RELAP5/PARCSv2.7 CNAT-ISIRYM-UPV. Bloque V: RELAP en transitorio nulo Stand Alone (SSA). V.1 - Componentes básicos en RELAP5. (Vid. pág. 38).*
- (2014b). *Curso Código Termohidráulico-Neutrónico 3D RELAP5/PARCSv2.7 CNAT-ISIRYM-UPV. Bloque V: RELAP en transitorio nulo Stand Alone (SSA). V.3 - Ajuste del modelo a valores de planta. (Vid. pág. 61).*
- (2014c). *Curso Código Termohidráulico-Neutrónico 3D RELAP5/PARCSv2.7 CNAT-ISIRYM-UPV. Bloque V: RELAP en transitorio nulo Stand Alone (SSA). V.5 - Análisis de resultados: AptPlot y plugin de Matlab de SNAP. (Vid. pág. 61).*
- (2014d). *Curso Código Termohidráulico-Neutrónico 3D RELAP5/PARCSv2.7 CNAT-ISIRYM-UPV. Bloque VI: PARCS en estado estacionario Stand Alone (SSA). VI.1 - Archivos de entrada de PARCS. (Vid. pág. 33).*
- (2014e). *Curso Código Termohidráulico-Neutrónico 3D RELAP5/PARCSv2.7 CNAT-ISIRYM-UPV. Bloque VI: PARCS en estado estacionario Stand Alone (SSA). VI.2 - Generación de inputs de PARCS. (Vid. pág. 42).*
- (2014f). *Curso Código Termohidráulico-Neutrónico 3D RELAP5/PARCSv2.7 CNAT-ISIRYM-UPV. Bloque VI: PARCS en estado estacionario Stand Alone (SSA). VI.5 - Análisis de resultados: Programas Matlab - UPV. (Vid. pág. 60).*
- (2014g). *Curso Código Termohidráulico-Neutrónico 3D RELAP5/PARCSv2.7 CNAT-ISIRYM-UPV. Bloque VII: RELAP5/PARCS en estacionario acoplado (CSS). VII.1 - Ficheros ejecutables necesarios. (Vid. pág. 66).*
- (2014h). *Curso Código Termohidráulico-Neutrónico 3D RELAP5/PARCSv2.7 CNAT-ISIRYM-UPV. Bloque VII: RELAP5/PARCS en estacionario acoplado (CSS). VII.4 - Fichero de acoplamiento explícito: Fichero MAPTAB, generación automática. (Vid. pág. 42).*
- (2014i). *Curso Código Termohidráulico-Neutrónico 3D RELAP5/PARCSv2.7 CNAT-ISIRYM-UPV. Bloque VII: RELAP5/PARCS en estacionario acoplado (CSS). VII.6 - Ejecución de RELAP5/PARCSv2.7 en estacionario acoplado. (Vid. pág. 65).*
- (2014j). *Curso Código Termohidráulico-Neutrónico 3D RELAP5/PARCSv2.7 CNAT-ISIRYM-UPV. Bloque VII: RELAP5/PARCS en estacionario acoplado (CSS). VII.7 - Análisis de resultados: AptPlot y plugin de Matlab de SNAP, programas Matlab - UPV. (Vid. pág. 66).*

- (2014k). *Curso Código Termohidráulico-Neutrónico 3D RELAP5/PARCSv2.7 CNAT-ISIRYM-UPV. Bloque VIII: RELAP5/PARCS en transitorio acoplado (CTR). VIII.2 - Ejecución de RELAP5/PARCSv2.7 en transitorio acoplado.* (Vid. pág. 82).
  - (2014l). *Curso Código Termohidráulico-Neutrónico 3D RELAP5/PARCSv2.7 CNAT-ISIRYM-UPV. Bloque VIII: RELAP5/PARCS en transitorio acoplado (CTR). VIII.3 - Análisis de resultados: Programas Matlab - UPV.* (Vid. pág. 83).
- García-Fenoll, Marina, Carles Mesado y col. (2017). “Validation of 3D neutronic-thermalhydraulic coupled codes RELAP5/PARCSv2.7 and TRACEv5.0P3/PARCSv3.0 against a PWR control rod drop transient”. En: *Journal of Nuclear Science and Technology* 54.8, págs. 908-919 (vid. págs. 41, 51, 52).
- Geist, Al y col. (1994). *PVM: Parallel virtual machine: a users' guide and tutorial for networked parallel computing.* MIT press (vid. pág. 59).
- Iberdrola (sep. de 2020). *Requerimientos de la flexibilidad a la hora de operar el sistema eléctrico español* (vid. pág. 18).
- Jenkins, JD y col. (2018). “The benefits of nuclear flexibility in power system operations with renewable energy”. En: *Applied energy* 222, págs. 872-884 (vid. pág. 17).
- Lamarsh, John R y Anthony John Baratta (2001). *Introduction to nuclear engineering.* Vol. 3. Prentice hall Upper Saddle River, NJ (vid. pág. 19).
- Moreno, Víctor Rojas y Raiúl Orive Moreno (oct. de 2020). *Operación Flexible en CC.NN. Almaraz-Trillo Experiencia y perspectivas de futuro (CNAT).* (Vid. pág. 16).
- Muñoz-Cobo, José Luis (2019a). *Cinética de Reactores III: Xenón-Samaricio. Asignatura Física de Reactores (2019-2020)* (vid. págs. 23, 26).
- (2019b). *Teoría Multigrupo I de Reactores. Asignatura Física de Reactores (2019-2020)* (vid. pág. 30).
- NRC, US (2003). “RELAP5/MOD3.3 Code Manual Volume II: Appendix A, Input Requirements”. En: *Division of Systems Research, Office of Nuclear Regulatory Research, US Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC 20555* (vid. pág. 34).
- Pérez, Olatz Díaz (oct. de 2020). *Jornada Técnica 2020 de la SNE. Impacto de la Operación Flexible en los Planes de Gestión de Vida de Centrales PWR (Idom).* (Vid. pág. 15).
- Salnikova, Tatiana (oct. de 2020). *Flexible operation of NPPs providing ancillary and balancing services in Germany and France (Framatome).* (Vid. pág. 16).
- Serrano, José F. (oct. de 2020). *Jornada Técnica 2020 de la SNE. Impacto de la Operación Flexible en el Análisis de Seguridad de la Recarga (Enusa).* (Vid. pág. 17).

SNE y Tecnatom (oct. de 2020). *Marco y Horizonte de la Operación Flexible en España* (vid. págs. 16, 18).

Soler, Antonio Vayá (2012). “Desarrollo de un Modelo Termohidráulico-Neutrónico Completamente 3D para la Vasija y el Núcleo de un Reactor de Agua a Presión (PWR). Análisis de un Accidente de Eyección de Barra de Control”. Tesis de maestría. Universidad Politécnica de Valencia (vid. págs. 32, 35).

Soppera, N, M Bossant, E Dupont y col. (2014). “JANIS 4: An improved version of the NEA java-based nuclear data information system”. En: *Nuclear Data Sheets* 120, págs. 294-296 (vid. pág. 20).

Umbarger, JA y AS DiGiovine (1992). “SIMULATE-3, Advanced Three-Dimensional Two-Group Reactor Analysis Code, User’s Manual”. En: *Studsвик Report. Studsvik of America* (vid. pág. 40).

Parte II

# Presupuesto



## Capítulo 1

# Presupuesto Total

El presupuesto del presente proyecto primordialmente contempla las horas de trabajo invertidas del ingeniero junior al cual le corresponde un precio de retribución de 30 € por hora trabajada. El número total de horas dedicadas, que asciende a 300 horas, han sido distribuidas entre la formación previa, la ejecución de la parte experimental y la redacción del proyecto.

La formación previa permite desarrollar los conocimientos adecuados para poder entender y realizar el trabajo correctamente. Esta formación se ha destinado a:

- La recopilación de información acerca de los fundamentos teóricos de las centrales nucleares y su funcionamiento.
- Al análisis de la información proporcionada por la planta objeto de estudio y por el ISIRYM-UPV.
- Al aprendizaje de las diferentes herramientas empleadas tanto para ejecutar el código termohidráulico-neutrónico, como para analizar los resultados obtenidos en las simulaciones.

El desarrollo de la parte experimental engloba:

- La generación del modelo termohidráulico-neutrónico.
- La validación del modelo termohidráulico-neutrónico.
- Estudio de viabilidad del transitorio operacional de la planta.
- Ejecución del transitorio operacional de la planta.
- El análisis de los resultados obtenidos durante el transitorio operacional de la planta.

Respecto a los materiales necesarios para el desarrollo y ejecución del proyecto se han empleado herramientas de software, el soporte físico informático necesario para la implementación y simulación de los modelos desarrollados y material de oficina.

Los gastos de las herramientas de software no se consideran puesto que los programas y códigos utilizados se obtienen de manera gratuita a través de la UPV y del Consejo de Seguridad Nuclear, con el consentimiento de los desarrolladores.

## 1.1 Presupuesto de Ejecución Material

El Presupuesto de Ejecución Material se divide en 4 capítulos con sus respectivas partidas.

El desglose de los diferentes gastos y el importe total del Presupuesto de Ejecución Material se recoge en la **Tabla 1.1**.

**Tabla 1.1:** Desglose del Presupuesto de Ejecución Material.

<b>Presupuesto de Ejecución Material</b>					
<b>Capítulo</b>	<b>Partida</b>	<b>Unidad</b>	<b>Medición</b>	<b>Precio unitario (€)</b>	<b>Subtotal (€)</b>
1. Formación previa	Recopilación de información	h	50.00	30.00	1500.00
	Análisis información ISIRYM-UPV	h	20.00	30.00	600.00
	Documentación Código RELAP5	h	20.00	30.00	600.00
	Documentación Código PARCS	h	20.00	30.00	600.00
	Aprendizaje de la Consola de Linux	h	7.00	30.00	210.00
2. Material y Hardware	Material fungible	ud	1.00	15.00	15.00
	Ordenador con sistema operativo Linux	ud	1.00	700.00	700.00
3. Ejeción de la parte experimental	Generación del modelo RELAP5/PARCSv3.2	h	16.00	30.00	480.00
	Validación del modelo RELAP5/PARCSv3.2	h	26.00	30.00	780.00
	Análisis de viabilidad del transitorio de Xe-135	h	21.00	30.00	630.00
	Análisis de resultados	h	30.00	30.00	900.00
4. Redacción	Redacción del documento	h	90.00	30.00	2 700.00
<b>Total</b>					<b>9 715.00</b>

## 1.2 Presupuesto de Ejecución por Contrata

El Presupuesto de Ejecución por Contrata se obtiene aplicando un 13 % de los Gastos Generales y un 6 % del Beneficio Industrial al Presupuesto de Ejecución Material.

El importe del Presupuesto de Ejecución por Contrata se recoge en la **Tabla 1.2**.

**Tabla 1.2:** Presupuesto de Ejecución por Contrata.

<b>Presupuesto de Ejecución por Contrata</b>	
<b>Concepto</b>	<b>Subtotal (€)</b>
Presupuesto de Ejecución Material	9 715.00
13 % Gastos Generales	582.90
6 % Beneficio Industrial	1 262.95
<b>Total</b>	<b>11 560.85</b>

## 1.3 Presupuesto Total

Aplicando el IVA del 21 % al Presupuesto de Ejecución por Contrata se obtiene el Presupuesto Total del proyecto.

El importe del Presupuesto Total se recoge en la **Tabla 1.3**.

**Tabla 1.3:** Presupuesto Total.

<b>Presupuesto Total</b>	
<b>Concepto</b>	<b>Subtotal (€)</b>
Presupuesto de Ejecución por Contrata	11 560.85
21 % IVA	2 427.78
<b>Total</b>	<b>13 988.63</b>

El coste total de este proyecto asciende a: **TRECE MIL NOVECIENTOS OCHENTA Y OCHO EUROS CON SESENTA Y TRES CÉNTIMOS**.



Parte III

**Anexos**



# Anexo 1: Composiciones neutrónicas

EC	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	Radial		
Superior	834	834	834	834	834	834	834	834	834	834	834	834	834	834	834	834	834	834	834	834	834	834	834	834	834	834	834	835	
	32	64	96	128	160	192	224	256	288	320	352	384	416	448	480	512	544	576	608	640	672	704	736	768	800	832	864	896	928
	31	63	95	127	159	191	223	255	287	319	351	383	415	447	479	511	543	575	607	639	671	703	735	767	799	831	863	895	927
	30	62	94	126	158	190	222	254	286	318	350	382	414	446	478	510	542	574	606	638	670	702	734	766	798	830	862	894	926
	29	61	93	125	157	189	221	253	285	317	349	381	413	445	477	509	541	573	605	637	669	701	733	765	797	829	861	893	925
	28	60	92	124	156	188	220	252	284	316	348	380	412	444	476	508	540	572	604	636	668	700	732	764	796	828	860	892	924
	27	59	91	123	155	187	219	251	283	315	347	379	411	443	475	507	539	571	603	635	667	699	731	763	795	827	859	891	923
	26	58	90	122	154	186	218	250	282	314	346	378	410	442	474	506	538	570	602	634	666	698	730	762	794	826	858	890	922
	25	57	89	121	153	185	217	249	281	313	345	377	409	441	473	505	537	569	601	633	665	697	729	761	793	825	857	889	921
	24	56	88	120	152	184	216	248	280	312	344	376	408	440	472	504	536	568	600	632	664	696	728	760	792	824	856	888	920
	23	55	87	119	151	183	215	247	279	311	343	375	407	439	471	503	535	567	599	631	663	695	727	759	791	823	855	887	919
	22	54	86	118	150	182	214	246	278	310	342	374	406	438	470	502	534	566	598	630	662	694	726	758	790	822	854	886	918
	21	53	85	117	149	181	213	245	277	309	341	373	405	437	469	501	533	565	597	629	661	693	725	757	789	821	853	885	917
	20	52	84	116	148	180	212	244	276	308	340	372	404	436	468	500	532	564	596	628	660	692	724	756	788	820	852	884	916
	19	51	83	115	147	179	211	243	275	307	339	371	403	435	467	499	531	563	595	627	659	691	723	755	787	819	851	883	915
	18	50	82	114	146	178	210	242	274	306	338	370	402	434	466	498	530	562	594	626	658	690	722	754	786	818	850	882	914
	17	49	81	113	145	177	209	241	273	305	337	369	401	433	465	497	529	561	593	625	657	689	721	753	785	817	849	881	913
	16	48	80	112	144	176	208	240	272	304	336	368	400	432	464	496	528	560	592	624	656	688	720	752	784	816	848	880	912
	15	47	79	111	143	175	207	239	271	303	335	367	399	431	463	495	527	559	591	623	655	687	719	751	783	815	847	879	911
	14	46	78	110	142	174	206	238	270	302	334	366	398	430	462	494	526	558	590	622	654	686	718	750	782	814	846	878	910
	13	45	77	109	141	173	205	237	269	301	333	365	397	429	461	493	525	557	589	621	653	685	717	749	781	813	845	877	909
	12	44	76	108	140	172	204	236	268	300	332	364	396	428	460	492	524	556	588	620	652	684	716	748	780	812	844	876	908
	11	43	75	107	139	171	203	235	267	299	331	363	395	427	459	491	523	555	587	619	651	683	715	747	779	811	843	875	907
	10	42	74	106	138	170	202	234	266	298	330	362	394	426	458	490	522	554	586	618	650	682	714	746	778	810	842	874	906
	9	41	73	105	137	169	201	233	265	297	329	361	393	425	457	489	521	553	585	617	649	681	713	745	777	809	841	873	905
	8	40	72	104	136	168	200	232	264	296	328	360	392	424	456	488	520	552	584	616	648	680	712	744	776	808	840	872	904
	7	39	71	103	135	167	199	231	263	295	327	359	391	423	455	487	519	551	583	615	647	679	711	743	775	807	839	871	903
	6	38	70	102	134	166	198	230	262	294	326	358	390	422	454	486	518	550	582	614	646	678	710	742	774	806	838	870	902
	5	37	69	101	133	165	197	229	261	293	325	357	389	421	453	485	517	549	581	613	645	677	709	741	773	805	837	869	901
	4	36	68	100	132	164	196	228	260	292	324	356	388	420	452	484	516	548	580	612	644	676	708	740	772	804	836	868	900
3	35	67	99	131	163	195	227	259	291	323	355	387	419	451	483	515	547	579	611	643	675	707	739	771	803	835	867	899	
2	34	66	98	130	162	194	226	258	290	322	354	386	418	450	482	514	546	578	610	642	674	706	738	770	802	834	866	898	
1	33	65	97	129	161	193	225	257	289	321	353	385	417	449	481	513	545	577	609	641	673	705	737	769	801	833	865	897	
inferior	833	833	833	833	833	833	833	833	833	833	833	833	833	833	833	833	833	833	833	833	833	833	833	833	833	833	833	835	

Figura 1: Composiciones neutrónicas para el caso BOC.

EC	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	Radial
Superior	930	930	930	930	930	930	930	930	930	930	930	930	930	930	930	930	930	930	930	930	930	930	930	930	930	930	930	930	930	931
	32	64	96	128	160	192	224	256	288	320	352	384	416	448	480	512	544	576	608	640	672	704	736	768	800	832	864	896	928	931
	31	63	95	127	159	191	223	255	287	319	351	383	415	447	479	511	543	575	607	639	671	703	735	767	799	831	863	895	927	931
	30	62	94	126	158	190	222	254	286	318	350	382	414	446	478	510	542	574	606	638	670	702	734	766	798	830	862	894	926	931
	29	61	93	125	157	189	221	253	285	317	349	381	413	445	477	509	541	573	605	637	669	701	733	765	797	829	861	893	925	931
	28	60	92	124	156	188	220	252	284	316	348	380	412	444	476	508	540	572	604	636	668	700	732	764	796	828	860	892	924	931
	27	59	91	123	155	187	219	251	283	315	347	379	411	443	475	507	539	571	603	635	667	699	731	763	795	827	859	891	923	931
	26	58	90	122	154	186	218	250	282	314	346	378	410	442	474	506	538	570	602	634	666	698	730	762	794	826	858	890	922	931
	25	57	89	121	153	185	217	249	281	313	345	377	409	441	473	505	537	569	601	633	665	697	729	761	793	825	857	889	921	931
	24	56	88	120	152	184	216	248	280	312	344	376	408	440	472	504	536	568	600	632	664	696	728	760	792	824	856	888	920	931
	23	55	87	119	151	183	215	247	279	311	343	375	407	439	471	503	535	567	599	631	663	695	727	759	791	823	855	887	919	931
	22	54	86	118	150	182	214	246	278	310	342	374	406	438	470	502	534	566	598	630	662	694	726	758	790	822	854	886	918	931
	21	53	85	117	149	181	213	245	277	309	341	373	405	437	469	501	533	565	597	629	661	693	725	757	789	821	853	885	917	931
	20	52	84	116	148	180	212	244	276	308	340	372	404	436	468	500	532	564	596	628	660	692	724	756	788	820	852	884	916	931
	19	51	83	115	147	179	211	243	275	307	339	371	403	435	467	499	531	563	595	627	659	691	723	755	787	819	851	883	915	931
	18	50	82	114	146	178	210	242	274	306	338	370	402	434	466	498	530	562	594	626	658	690	722	754	786	818	850	882	914	931
	17	49	81	113	145	177	209	241	273	305	337	369	401	433	465	497	529	561	593	625	657	689	721	753	785	817	849	881	913	931
	16	48	80	112	144	176	208	240	272	304	336	368	400	432	464	496	528	560	592	624	656	688	720	752	784	816	848	880	912	931
	15	47	79	111	143	175	207	239	271	303	335	367	399	431	463	495	527	559	591	623	655	687	719	751	783	815	847	879	911	931
	14	46	78	110	142	174	206	238	270	302	334	366	398	430	462	494	526	558	590	622	654	686	718	750	782	814	846	878	910	931
	13	45	77	109	141	173	205	237	269	301	333	365	397	429	461	493	525	557	589	621	653	685	717	749	781	813	845	877	909	931
	12	44	76	108	140	172	204	236	268	300	332	364	396	428	460	492	524	556	588	620	652	684	716	748	780	812	844	876	908	931
	11	43	75	107	139	171	203	235	267	299	331	363	395	427	459	491	523	555	587	619	651	683	715	747	779	811	843	875	907	931
	10	42	74	106	138	170	202	234	266	298	330	362	394	426	458	490	522	554	586	618	650	682	714	746	778	810	842	874	906	931
	9	41	73	105	137	169	201	233	265	297	329	361	393	425	457	489	521	553	585	617	649	681	713	745	777	809	841	873	905	931
	8	40	72	104	136	168	200	232	264	296	328	360	392	424	456	488	520	552	584	616	648	680	712	744	776	808	840	872	904	931
	7	39	71	103	135	167	199	231	263	295	327	359	391	423	455	487	519	551	583	615	647	679	711	743	775	807	839	871	903	931
	6	38	70	102	134	166	198	230	262	294	326	358	390	422	454	486	518	550	582	614	646	678	710	742	774	806	838	870	902	931
	5	37	69	101	133	165	197	229	261	293	325	357	389	421	453	485	517	549	581	613	645	677	709	741	773	805	837	869	901	931
	4	36	68	100	132	164	196	228	260	292	324	356	388	420	452	484	516	548	580	612	644	676	708	740	772	804	836	868	900	931
	3	35	67	99	131	163	195	227	259	291	323	355	387	419	451	483	515	547	579	611	643	675	707	739	771	803	835	867	899	931
	2	34	66	98	130	162	194	226	258	290	322	354	386	418	450	482	514	546	578	610	642	674	706	738	770	802	834	866	898	931
	1	33	65	97	129	161	193	225	257	289	321	353	385	417	449	481	513	545	577	609	641	673	705	737	769	801	833	865	897	931
Inferior	929	929	929	929	929	929	929	929	929	929	929	929	929	929	929	929	929	929	929	929	929	929	929	929	929	929	929	929	929	931

Figura 2: Composiciones neutrónicas para el caso MOC.



EC	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	Radial	
Superior	1090	1090	1090	1090	1090	1090	1090	1090	1090	1090	1090	1090	1090	1090	1090	1090	1090	1090	1090	1090	1090	1090	1090	1090	1090	1090	1090	1090	1090	1090	1090	1090	1090	1090	1090	1091
	32	64	96	128	160	192	224	256	288	320	352	384	416	448	480	512	544	576	608	640	672	704	736	768	800	832	864	896	928	960	992	1024	1056	1088	1091	
	31	63	95	127	159	191	223	255	287	319	351	383	415	447	479	511	543	575	607	639	671	703	735	767	799	831	863	895	927	959	991	1023	1055	1087	1091	
	30	62	94	126	158	190	222	254	286	318	350	382	414	446	478	510	542	574	606	638	670	702	734	766	798	830	862	894	926	958	990	1022	1054	1086	1091	
	29	61	93	125	157	189	221	253	285	317	349	381	413	445	477	509	541	573	605	637	669	701	733	765	797	829	861	893	925	957	989	1021	1053	1085	1091	
	28	60	92	124	156	188	220	252	284	316	348	380	412	444	476	508	540	572	604	636	668	700	732	764	796	828	860	892	924	956	988	1020	1052	1084	1091	
	27	59	91	123	155	187	219	251	283	315	347	379	411	443	475	507	539	571	603	635	667	699	731	763	795	827	859	891	923	955	987	1019	1051	1083	1091	
	26	58	90	122	154	186	218	250	282	314	346	378	410	442	474	506	538	570	602	634	666	698	730	762	794	826	858	890	922	954	986	1018	1050	1082	1091	
	25	57	89	121	153	185	217	249	281	313	345	377	409	441	473	505	537	569	601	633	665	697	729	761	793	825	857	889	921	953	985	1017	1049	1081	1091	
	24	56	88	120	152	184	216	248	280	312	344	376	408	440	472	504	536	568	600	632	664	696	728	760	792	824	856	888	920	952	984	1016	1048	1080	1091	
	23	55	87	119	151	183	215	247	279	311	343	375	407	439	471	503	535	567	599	631	663	695	727	759	791	823	855	887	919	951	983	1015	1047	1079	1091	
	22	54	86	118	150	182	214	246	278	310	342	374	406	438	470	502	534	566	598	630	662	694	726	758	790	822	854	886	918	950	982	1014	1046	1078	1091	
	21	53	85	117	149	181	213	245	277	309	341	373	405	437	469	501	533	565	597	629	661	693	725	757	789	821	853	885	917	949	981	1013	1045	1077	1091	
	20	52	84	116	148	180	212	244	276	308	340	372	404	436	468	500	532	564	596	628	660	692	724	756	788	820	852	884	916	948	980	1012	1044	1076	1091	
	19	51	83	115	147	179	211	243	275	307	339	371	403	435	467	499	531	563	595	627	659	691	723	755	787	819	851	883	915	947	979	1011	1043	1075	1091	
	18	50	82	114	146	178	210	242	274	306	338	370	402	434	466	498	530	562	594	626	658	690	722	754	786	818	850	882	914	946	978	1010	1042	1074	1091	
	17	49	81	113	145	177	209	241	273	305	337	369	401	433	465	497	529	561	593	625	657	689	721	753	785	817	849	881	913	945	977	1009	1041	1073	1091	
	16	48	80	112	144	176	208	240	272	304	336	368	400	432	464	496	528	560	592	624	656	688	720	752	784	816	848	880	912	944	976	1008	1040	1072	1091	
	15	47	79	111	143	175	207	239	271	303	335	367	399	431	463	495	527	559	591	623	655	687	719	751	783	815	847	879	911	943	975	1007	1039	1071	1091	
	14	46	78	110	142	174	206	238	270	302	334	366	398	430	462	494	526	558	590	622	654	686	718	750	782	814	846	878	910	942	974	1006	1038	1070	1091	
	13	45	77	109	141	173	205	237	269	301	333	365	397	429	461	493	525	557	589	621	653	685	717	749	781	813	845	877	909	941	973	1005	1037	1069	1091	
	12	44	76	108	140	172	204	236	268	300	332	364	396	428	460	492	524	556	588	620	652	684	716	748	780	812	844	876	908	940	972	1004	1036	1068	1091	
	11	43	75	107	139	171	203	235	267	299	331	363	395	427	459	491	523	555	587	619	651	683	715	747	779	811	843	875	907	939	971	1003	1035	1067	1091	
	10	42	74	106	138	170	202	234	266	298	330	362	394	426	458	490	522	554	586	618	650	682	714	746	778	810	842	874	906	938	970	1002	1034	1066	1091	
	9	41	73	105	137	169	201	233	265	297	329	361	393	425	457	489	521	553	585	617	649	681	713	745	777	809	841	873	905	937	969	1001	1033	1065	1091	
	8	40	72	104	136	168	200	232	264	296	328	360	392	424	456	488	520	552	584	616	648	680	712	744	776	808	840	872	904	936	968	1000	1032	1064	1091	
	7	39	71	103	135	167	199	231	263	295	327	359	391	423	455	487	519	551	583	615	647	679	711	743	775	807	839	871	903	935	967	999	1031	1063	1091	
	6	38	70	102	134	166	198	230	262	294	326	358	390	422	454	486	518	550	582	614	646	678	710	742	774	806	838	870	902	934	966	998	1030	1062	1091	
	5	37	69	101	133	165	197	229	261	293	325	357	389	421	453	485	517	549	581	613	645	677	709	741	773	805	837	869	901	933	965	997	1029	1061	1091	
	4	36	68	100	132	164	196	228	260	292	324	356	388	420	452	484	516	548	580	612	644	676	708	740	772	804	836	868	900	932	964	996	1028	1060	1091	
	3	35	67	99	131	163	195	227	259	291	323	355	387	419	451	483	515	547	579	611	643	675	707	739	771	803	835	867	899	931	963	995	1027	1059	1091	
	2	34	66	98	130	162	194	226	258	290	322	354	386	418	450	482	514	546	578	610	642	674	706	738	770	802	834	866	898	930	962	994	1026	1058	1091	
	1	33	65	97	129	161	193	225	257	289	321	353	385	417	449	481	513	545	577	609	641	673	705	737	769	801	833	865	897	929	961	993	1025	1057	1091	
Inferior	1089	1089	1089	1089	1089	1089	1089	1089	1089	1089	1089	1089	1089	1089	1089	1089	1089	1089	1089	1089	1089	1089	1089	1089	1089	1089	1089	1089	1089	1089	1089	1089	1089	1089	1089	1091

Figura 4: Composiciones neutrónicas para el caso BAJ.

