



UNIVERSITAT
POLITÈCNICA
DE VALÈNCIA



UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE VALÈNCIA

Escuela Técnica Superior de Ingeniería Industrial

Cálculo y análisis del seguimiento de núcleo en reactores nucleares de agua ligera (LWR) con acoplamiento termohidráulico-neutrónico 3D: aplicación a PWR y BWR

Trabajo Fin de Máster

Máster Universitario en Seguridad Nuclear y Protección Radiológica

AUTOR/A: Jorge López, Francisco Javier

Tutor/a: Miró Herrero, Rafael

Cotutor/a: Barrachina Celda, Teresa María

CURSO ACADÉMICO: 2022/2023

AGRADECIMIENTOS

En primer lugar, agradecer a mis padres y a mi hermano el apoyo que han depositado en mí y en mis decisiones durante este y todos los años de mi formación. Gracias por la oportunidad y por creer en mí incondicionalmente. También agradecer a todos mis amigos, por animarme cuando era necesario y por suponer un apoyo siempre, en concreto a mis compañeras de piso por acompañarme este último año.

En segundo lugar, me gustaría agradecer a todos los profesores que este último año han trabajado para construir este máster y formarme a mí y a mis compañeros. En especial a mis tutores del trabajo, Rafa y Teresa, por toda la paciencia, los consejos y todas las horas invertidas en mi aprendizaje y desarrollo.

También me gustaría agradecer la profesionalidad e implicación de todos los profesores, doctorandos y el resto de personal que trabaja en este proyecto y ha permitido que continúe su desarrollo.

Por último, agradecer a la cátedra del CSN y al Departamento de Ingeniería Química y Nuclear de la UPV la oportunidad de realizar las prácticas y el trabajo de fin de máster.

RESUMEN

El acoplamiento de códigos termohidráulicos (TH) y neutrónicos (NK) en reactores nucleares es un proceso crucial en el cálculo para determinar parámetros relacionados con el diseño y la operación segura y eficiente de estos sistemas. Las ecuaciones que definen la distribución neutrónica en el reactor son resueltas por el código neutrónico y permiten definir las condiciones de distribución de potencia en el código termohidráulico, cuyos resultados también sirven de realimentación para fijar las condiciones y los parámetros neutrónicos necesarios para resolver dichas ecuaciones. Este bucle de información acoplada obtiene resultados que expresan de manera fiable las condiciones de funcionamiento real de un reactor a lo largo del ciclo de operación.

El trabajo realizado consiste en el análisis de los resultados obtenidos en el estudio de dos modelos diferentes de reactores de agua ligera (LWR – *Light Water Reactor*) simulados con el código neutrónico PARCS (versión 3.4.2) acoplado con el código termohidráulico PATHS (versión 1.08), un novedoso código termohidráulico de simulación de caudal bifásico unidimensional. El objetivo principal consiste en automatizar la generación de casos de cada uno de los dominios (TH y NK), produciendo así un gran número de modelos con diferentes patrones de carga de elementos combustibles en el núcleo del reactor generados de manera aleatoria. Se pretende que la gestión de los resultados sirva como alimentación en el desarrollo de una red neuronal, de manera que en la última fase del proyecto se puedan analizar, eficaz y rápidamente, una gran cantidad de modelos de patrón de carga, optimizando este costoso proceso de cálculo en materia de seguridad y eficiencia energética y económica.

El desarrollo del estudio se ha definido en dos partes con dos modelos diferentes de reactores de agua ligera, el primero de agua a presión (PWR) y posteriormente un sistema de agua en ebullición (BWR). Por una parte, la actualización del modelo PWR a la nueva versión del código neutrónico PARCS v3.4.2, ya acoplado al código termohidráulico PATHS; y la generación y ejecución de 10000 nuevos modelos. Esta actualización permite extraer nuevos resultados termohidráulicos importantes para determinar la calidad del modelo. También se han desarrollado programas para automatizar la extracción, filtrado y organización de la información requerida por la red neuronal.

Por otro lado, se ha trabajado en el acoplamiento de los códigos en un reactor tipo BWR, que destacan por tener geometrías, diseño y funcionamiento más complejos. Este apartado se subdivide en el desarrollo de manera independiente de los modelos de PARCS y PATHS para después derivar en el acoplamiento de ambos para obtener resultados fiables.

Ambos modelos han sido comparados con datos reales o cálculos de simulaciones fiables que avalan la calidad de los resultados obtenidos.

Palabras Clave: simulación, termohidráulica, neutrónica, seguimiento de núcleo

RESUM

L'acoblament de codis termohidràulics (TH) i neutrònics (NK) en reactors nuclears és un procés crucial en el càlcul per a determinar paràmetres relacionats amb el disseny i l'operació segura i eficient d'aquests sistemes. Les equacions que defineixen la distribució neutrònica en el reactor són resultes pel codi neutrònic i permeten definir les condicions de distribució de potència en el codi termohidràulic, els resultats del qual també serveixen de realimentació per a fixar les condicions i els paràmetres neutrònics necessaris per a resoldre aquestes equacions. Aquest bucle d'informació acoblada obté resultats que expressen de manera fiable les condicions de funcionament real d'un reactor al llarg del cicle d'operació.

El treball realitzat consisteix en l'anàlisi dels resultats obtinguts en l'estudi de dos models diferents de reactors d'aigua lleugera (*LWR – Light Water Reactor*) simulats amb el codi neutrònic PARCS (versió 3.4.2) acoblat amb el codi termohidràulic PATHS (versió 1.08), un nou codi termohidràulic de simulació de cabal bifàsic unidimensional. L'objectiu principal consisteix a automatitzar la generació de casos de cadascun dels dominis (TH i NK), produint així un gran nombre de models amb diferents patrons de càrrega d'elements combustibles en el nucli del reactor generats de manera aleatòria. Es pretén que la gestió dels resultats servisca com a alimentació en el desenvolupament d'una xarxa neuronal, de manera que en l'última fase del projecte es puguin analitzar, eficaç i ràpidament, una gran quantitat de models de patró de càrrega, optimitzant aquest costós procés de càlcul en matèria de seguretat i eficiència energètica i econòmica.

El desenvolupament de l'estudi s'ha definit en dues parts amb dos models diferents de reactors d'aigua lleugera, el primer d'aigua a pressió (PWR) i posteriorment un sistema d'aigua en ebullició (BWR). D'una banda, l'actualització del model PWR a la nova versió del codi neutrònic PARCS v3.4.2, ja acoblat al codi termohidràulic PATHS; i la generació i execució de 10000 nous models. Aquesta actualització permet extraure nous resultats termohidràulics importants per a determinar la qualitat del model. També s'han desenvolupat programes per a automatitzar l'extracció, filtrat i organització de la informació requerida per la xarxa neuronal.

D'altra banda, s'ha treballat en l'acoblament dels codis en un reactor tipus BWR, que destaquen per tindre geometries, disseny i funcionament més complexos. Aquest apartat se subdivideix en el desenvolupament de manera independent dels models de PARCS i PATHS per a després derivar en l'acoblament de tots dos per a obtenir resultats fiables.

Tots dos models han sigut comparats amb dades reals o càlculs de simulacions fiables que avalen la qualitat dels resultats obtinguts.

Paraules Clau: simulació, termohidràulica, neutrònica, seguiment de nucli

ABSTRACT

The coupling of thermohydraulic (TH) and neutron (NK) codes in nuclear reactors is a crucial process in the calculation to determine parameters related to the design and safe and efficient operation of these systems. The equations defining the neutron distribution in the reactor are output by the neutron code and allow defining the power distribution conditions in the thermal-hydraulic code, the results of which also serve as feedback to set the neutron conditions and parameters needed to solve these equations. This coupled information loop produces results that reliably express the actual operating conditions of a reactor throughout the operating cycle.

The work carried out consists of the analysis of the results obtained in the study of two different models of light water reactors (LWR - Light Water Reactor) simulated with the neutron code PARCS (version 3.4.2) coupled with the thermohydraulic code PATHS (version 1.08), a novel one-dimensional two-phase flow simulation thermohydraulic code. The main objective is to automate the generation of cases for each of the domains (TH and NK), thus producing a large number of models with different fuel element loading patterns in the reactor core generated randomly. It is intended that the management of the results will feed into the development of a neural network, so that in the last phase of the project many loading pattern models can be analysed efficiently and quickly, optimising this costly calculation process in terms of safety and energy and economic efficiency.

The development of the study has been defined in two parts with two different models of light water reactors, first a pressurised water reactor (PWR) and then a boiling water system (BWR). On the one hand, the update of the PWR model to the new version of the neutron code PARCS v3.4.2, already coupled to the thermohydraulic code PATHS; and the generation and execution of 10000 new models. This upgrade allows the extraction of new thermal-hydraulic results important for determining the quality of the model. Software has also been developed to automate the extraction, filtering and organisation of the information required by the neural network.

On the other hand, work has been carried out on the coupling of the codes in a BWR type reactor, which stand out for their more complex geometries, design and operation. This section is subdivided into the independent development of the PARCS and PATHS models and then the coupling of both to obtain reliable results.

Both models have been compared with real data or calculations from reliable simulations that support the quality of the results obtained.

Keywords: simulation, thermo-hydraulics, neutronics, core follow

ÍNDICE

ÍNDICE DE LA MEMORIA

1.	INTRODUCCIÓN.....	10
1.1	LA IMPORTANCIA DE LA ENERGÍA NUCLEAR.....	10
1.2	FUNDAMENTOS DE FÍSICA DE REACTORES.....	12
1.2.1	Secciones eficaces.....	13
1.2.2	Conceptos físicos.....	14
1.2.3	Tecnología de reactores.....	17
1.3	DISEÑO DEL REACTOR.....	19
1.4	DISEÑO DEL ELEMENTO COMBUSTIBLE.....	20
1.4.1	Patrón de carga.....	22
1.5	OBJETIVOS Y ESTRUCTURA DEL TRABAJO.....	23
1.6	FUNDAMENTOS DE LA INTELIGENCIA ARTIFICIAL.....	25
2	OBJETIVOS DE DESARROLLO SOSTENIBLE.....	27
2.1	Importancia de los ODS en el trabajo.....	28
3	FUNDAMENTOS DE LAS SIMULACIONES TERMOHIDRÁULICAS Y NEUTRÓNICAS.....	29
3.1	PLANTEAMIENTO NODAL DEL REACTOR.....	30
3.1.1	FORMATO DE SECCIONES EFICACES.....	31
3.2	CÓDIGO PARCS.....	32
3.2.1	FICHERO DE ENTRADA (<i>INPUT</i>) DE PARCS.....	32
3.2.2	FICHEROS DE SALIDA (<i>OUTPUT</i>) DE PARCS.....	36
3.3	CÓDIGO PATHS.....	38
3.3.1	FICHERO DE ENTRADA (<i>INPUT</i>) DE PATHS.....	38
3.3.2	FICHEROS DE SALIDA (<i>OUTPUT</i>) DE PATHS.....	41

4	MODELOS TERMOHIDRÁULICO y NEUTRÓNICO PWR.	43
4.1	REACTOR PWR SURRY.	43
4.2	ESTADO DEL PROYECTO.	44
4.3	PROGRAMA DE GESTIÓN AUTOMÁTICA DE RESULTADOS PARA PARCS v3.2.	45
4.4	DESARROLLO DE LA RED NEURONAL.	50
4.5	ACTUALIZACIÓN DE MODELOS A LA VERSIÓN PARCS v3.42.	51
4.6	GENERADOR AUTOMÁTICO DE MODELOS PARA PARCS v3.42.	53
4.7	PROGRAMA DE GESTIÓN AUTOMÁTICA DE RESULTADOS PARA PARCS v3.42.	54
5	MODELO BWR.	56
5.1	REACTOR BWR.	56
5.2	MODELO NEUTRÓNICO CON PARCS v3.42.	57
5.3	MODELO TERMOHIDRÁULICO CON PATHS v1.08.	58
5.4	ACOPLAMIENTO DE CÓDIGOS TH/NK.	63
6	RESULTADOS DEL ESTUDIO.	66
6.1	RESULTADOS MODELOS PWR VERSIÓN PARCS v3.2.	67
6.2	RESULTADOS MODELOS PWR VERSIÓN PARCS v3.42.	69
6.3	RESULTADOS DE LA RED NEURONAL.	75
6.4	RESULTADOS NEUTRÓNICOS BWR CON CONDICIONES CONTORNO TH.	77
6.5	RESULTADOS TERMOHIDRÁULICOS BWR PATHS CON CONDICIONES CONTORNO NK.	80
6.6	RESULTADOS DEL ACOPLAMIENTO TH/NK PARA BWR CON PARCSv3.42/PATHSv1.08.	83
	Bibliografía.	99

TABLAS

Tabla 1. Opciones de la tarjeta VERBOSITY.....	53
Tabla 2. Resultados de modelos óptimos.....	69
Tabla 3. Resultados PCT en los modelos a evaluar.....	73
Tabla 4. Errores obtenidos en los diferentes algoritmos de aprendizaje considerados.	75
Tabla 5. Resultados errores finales.	76
Tabla 6. Coste asociado a la fase inicial.....	95
Tabla 7. Coste asociado a la segunda fase del trabajo.....	96
Tabla 8. Coste asociado a la tercera fase.	97
Tabla 9. Coste asociado a la cuarta fase.....	97
Tabla 10. Otros costes asociados al trabajo.....	98
Tabla 11. Coste final.	98

FIGURAS

Figura 1. Fisión U-235 (RoU).....	12
Figura 2. Sección eficaz fisión U235 en función de la Energía (LAMARSH & BARATTA, 2001).	14
Figura 3. Circuito primario PWR con 3 lazos (USNRC).....	17
Figura 4. Sistema funcionamiento de una central PWR (GSU).....	18
Figura 5. Sistema de funcionamiento de una central BWR (US Nuclear Regulatory Comission).....	18
Figura 6. Sección longitudinal al cuarto de la vasija de un reactor PWR (USNRC).....	19
Figura 7. Elemento combustible de un reactor PWR (Framatom ANP, 2001).	21
Figura 8. Estructura y desarrollo de las partes del proyecto.....	24
Figura 9. Planteamiento nodal del reactor. Sección radial.	30
Figura 10. Fichero input de PARCS_32. Bloque CNTL.....	32
Figura 11. Fichero input de PARCS_32. Bloque GEOM.....	33
Figura 12. Fichero input de PARCSv32. Bloque GEOM.....	34
Figura 13. Fichero input de PARCS_32. Bloque FDBK y DEPL.....	35
Figura 14. Tarjetas de control del seguimiento de ciclo.	36
Figura 15. Formato fichero salida .DEP.	37
Figura 16. Fichero input de PATHS. Distribución de elementos.....	39
Figura 17. Fichero input de PATHS.	40
Figura 18. Formato de fichero _PTH salida de PATHS.....	41
Figura 19. Formato de fichero _XTH salida de PATHS.....	42
Figura 20. Cuadrante inferior derecho y elementos de posición variable en el reactor.....	46
Figura 21. Evolución de k efectiva, Boro y quemado a lo largo del ciclo.....	47
Figura 22. Apartado del SUMMARY referente a los últimos valores del ciclo.	48
Figura 23. Detalle de final de ciclo entre últimos pasos.....	48
Figura 24. Funcionamiento esquemático de la red neuronal.	50
Figura 25. Distribución radial de materiales en el interior de la vaina (Ruiz, 2022).	52
Figura 26. Modelo PATHS del reactor BWR. Condiciones iniciales, numéricas y geométricas.....	58
Figura 27. Matriz de distribución radial de los canales de combustible.	59
Figura 28. Tarjeta de características de los canales de combustible, CHAN_GEOM.	60
Figura 29. Variables de entrada geométricas de los elementos de combustible.	60
Figura 30. Geometrías radiales de diferentes tipos de elementos combustibles BWR.....	61
Figura 31. Representación esquemática del plano transversal de un elemento combustible.	62
Figura 32. Tarjetas de información del mapa de orificios de entrada.	63

Figura 33. Fichero de entrada de PATHS con opciones de acoplamiento con PARCS v3.42.....	64
Figura 34. Fichero de entrada de PARCSv342 con opción de acoplamiento con PATHS.	65
Figura 35. Formato de fichero resultados PARCS v3.2.....	67
Figura 36. Análisis de la frecuencia de duración de ciclo (días) para 25000 casos analizados.	67
Figura 37. Incremento relativo del beneficio económico asociado a la optimización del patrón de carga.....	68
Figura 38. Comparación de k efectiva entre versiones.	70
Figura 39. Comparación perfil de potencia entre versiones.....	70
Figura 40. Comparación de boro entre versiones.....	71
Figura 41. Comparación concentración inicial de boro den 50 casos aleatorios.....	71
Figura 42. Valor de la PCT en todos los modelos evaluados.....	72
Figura 43. Resultados de posición de la PCT.....	73
Figura 44. Relación de la PCT con la duración del ciclo.....	74
Figura 45. Análisis de resultados del paso inicial.....	77
Figura 46. Especificaciones técnicas de los pasos del seguimiento de ciclo.....	77
Figura 47. Análisis de resultados pasos 50, 100, 200.....	78
Figura 48. Comparación k efectiva de PARCS respecto los resultados reales.....	79
Figura 49. Distribución de potencia en el reactor.....	81
Figura 50. Perfil de densidad en diferentes canales.....	82
Figura 51. Proceso de cálculo del bucle acoplado.....	83
Figura 52. Resultados STEP 1.....	85
Figura 53. Resultados STEP 100.....	86
Figura 54. Resultados STEP 200.....	87
Figura 55. Resultados STEP 243.....	88
Figura 56. Comparación k efectiva.....	89
Figura 57. Comparación k efectiva teniendo en cuenta la evolución de venenos.....	90

CAPÍTULO 1. INTRODUCCIÓN

1. INTRODUCCIÓN.

1.1 LA IMPORTANCIA DE LA ENERGÍA NUCLEAR.

La demanda energética mundial es un indicativo creciente directamente relacionado con el aumento de la población, el desarrollo económico e industrial, la urbanización de la sociedad y la calidad de vida en general.

El impacto ambiental generado por el uso descontrolado de fuentes de energía basadas en combustibles fósiles, inicialmente por desconocimiento y posteriormente por ser la tecnología más desarrollada y accesible; ha llevado al deterioro del medio ambiente, principalmente por la contaminación no controlada de los escasos recursos naturales.

En este contexto, con carácter social por la importancia que tiene la energía en nuestras vidas y económico por la dependencia energética de la producción y el progreso, surge la preocupación social y moral por el medio ambiente y la importancia de la sostenibilidad del crecimiento humano, de manera que se pueda mantener el avance natural de la sociedad sin comprometer el desarrollo de las futuras generaciones venideras.

La industria energética, entonces, proyecta sus objetivos a la producción de energía de manera sostenible y garantizando el abastecimiento de la naturalmente creciente demanda. Las tecnologías de producción renovable cumplen uno de esos objetivos, pero no permiten la fiabilidad de producción que requieren ciertas industrias al depender de fuentes naturales o de baterías de baja eficiencia que obligan a aumentar la potencia instalada.

La energía nuclear gana importancia como fuente de energía limpia debido a su ínfima emisión de gases de efecto invernadero durante la generación de electricidad y su periodo de explotación de la planta. A diferencia de las centrales térmicas de combustibles fósiles, las plantas nucleares no emiten dióxido de carbono ni otros contaminantes atmosféricos durante la producción de electricidad, aunque es importante destacar que los residuos generados, como en muchos otros sectores industriales, requieren una gestión y control radiológico posterior al tiempo de explotación de la planta. Esto las convierte en una opción atractiva para reducir la dependencia de los combustibles fósiles y mitigar el cambio climático; pero, además, es una tecnología desarrollada y fiable que permite

una elevada producción de energía de manera constante al no depender su funcionamiento de factores externos; siendo, por lo tanto, una fuente fundamental en la matriz energética de un país desarrollado y en crecimiento económico e industrial (IAEA, 2018).

En Europa, la energía nuclear desempeña un papel fundamental en la generación de energía desde hace décadas. Muchos países europeos dependen en gran medida de esta fuente para cubrir sus necesidades energéticas, por ejemplo, Francia, donde más de la mitad de su electricidad proviene de la energía nuclear; o Suecia y Finlandia, que también tienen una alta dependencia de este recurso energético para satisfacer su demanda energética.

Respecto a España, la energía nuclear tiene una importancia considerable en su matriz, no solamente a nivel de capacidad de producción, donde los 7 reactores de agua ligera instalados suponen más del 20% de la generación eléctrica del país; también afecta notablemente al precio del mercado al reducir la dependencia de la red respecto al volátil precio de los combustibles fósiles en el mercado. Además, la industria nuclear española es un amplio sector que ocupa diferentes campos en la medicina, la investigación o en industrias que forman parte del día a día como la alimenticia o la construcción.

Aunque la energía nuclear tiene beneficios en términos de emisiones de gases de efecto invernadero y generación de electricidad fiable, también plantea preocupaciones sobre la seguridad y la gestión de residuos nucleares. Las soluciones a estos problemas son constantemente desarrolladas y mejoradas por instituciones de todo el mundo a través de nuevas tecnologías de instalaciones nucleares, que incorporan sistemas de seguridad más avanzados, o detallados planes de gestión de residuos que centran su objetivo en minimizar el impacto ambiental; además del desarrollo de códigos computacionales y metodologías de cálculo y simulación para garantizar el uso seguro y responsable de la energía nuclear (NEA, 2020).

En resumen, la creciente demanda energética ha llevado a la búsqueda de fuentes de energía más limpias, destacando la energía nuclear como una opción limpia, fiable y rentable económicamente. En Europa, y en concreto en España, el sector nuclear tiene un papel fundamental en el desarrollo de la sociedad a través de diferentes industrias, entre ellas la generación de electricidad, aunque en los últimos años se han planteado discusiones sobre su futuro.

Es necesario evaluar cuidadosamente los beneficios y los desafíos asociados, tanto a la energía nuclear como al resto de fuentes, para garantizar un enfoque energético sostenible y seguro que tenga como foco principal la producción de energía responsable, conociendo, a través de investigaciones e informes técnicos de personal cualificado, las consecuencias de las decisiones y la manera en que afectan a la sociedad.

1.2 FUNDAMENTOS DE FÍSICA DE REACTORES.

El principio de funcionamiento de un reactor nuclear para la producción de energía es la fisión nuclear. En este suceso un neutrón incidente es proyectado contra el núcleo de un átomo fisible. Tras su absorción, el núcleo excitado de manera general se escinde, o fisiona, en dos núcleos más ligeros (Figura 1). Además de los productos de fisión generados, en el proceso de fisión del U-235 se liberan una media de 2.47 neutrones y energía en forma de radiación gamma.

Los neutrones producidos, si cumplen las condiciones requeridas y llegan a alcanzar nuevos átomos fisionables, pueden dar lugar a un nuevo suceso, produciendo así una reacción en cadena que debe ser controlada. Cuando son emitidos como productos de fisión su energía es tan elevada que la probabilidad de producir nuevas fisiones es baja, por lo tanto, es requerido en el sistema un componente moderador, que reduce la energía de los neutrones mediante colisiones hasta que los neutrones alcanzan las condiciones óptimas para producir nuevas fisiones y mantener la reacción.

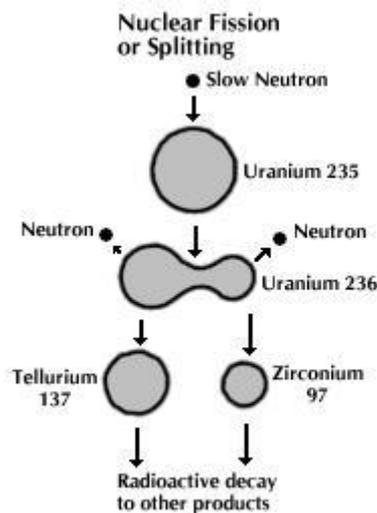


Figura 1. Fisión U-235 (RoU).

El seguimiento de núcleo consiste en el estudio del conjunto de cálculos y resultados realizados en diferentes instantes de tiempo a lo largo del periodo de explotación de la planta entre dos recargas (ciclo) para asegurar el control y funcionamiento óptimo del reactor, no solamente en materia de seguridad nuclear, también en términos de beneficio económico que es proporcional, principalmente, al tiempo de duración del ciclo.

Un elemento combustible es un componente del sistema formado por una agrupación matricial de varillas cilíndricas que albergan en su interior el material fisible, asegurando su estabilidad termomecánica y permitiendo al resto de componentes del sistema su correcto funcionamiento y eficiencia.

Conforme se va consumiendo el combustible a lo largo del ciclo, las condiciones dentro del reactor cambian. Las reacciones de fisión del uranio dan lugar a diferentes elementos e isótopos con diferentes características, además conforme pasa el tiempo los productos de fisión radiactivos generados en reacciones anteriores decaen, dando lugar a otros nuevos. El quemado del combustible consiste en el conjunto de cálculos que determinan el seguimiento isotópico de los elementos combustibles durante el ciclo, determinando así la proporción de isótopos que hay en cada elemento en función del tiempo y las condiciones de operación.

Las diferentes características neutrónicas de los isótopos afectan al funcionamiento del elemento combustible, por lo tanto, este cálculo es fundamental para obtener los datos de secciones eficaces (probabilidades de interacción de los neutrones) necesarios por el código neutrónico para realizar los cálculos de reactividad en cada paso de tiempo.

1.2.1 Secciones eficaces.

Cuando una partícula incidente (proyector) interactúa con un núcleo (blanco) hay diferentes sucesos que pueden ocurrir que dependen de diferentes parámetros. Dentro de un reactor, las interacciones más habituales de los neutrones con los materiales son:

- Dispersión Elástica. Tipo de interacción en la que se conserva la energía cinética del sistema tras la colisión de partículas.
- Dispersión Inelástica. En estos choques no se conserva la energía cinética y uno de los núcleos del sistema queda excitado.
- Captura Radiativa o absorción. El neutrón incide en el núcleo del átomo blanco y es absorbido. El átomo queda en un estado de excitación y acabará emitiendo radiación gamma.
- Fisión Nuclear. Consiste en la escisión del núcleo y emisión de energía al incidir y absorber un neutrón en el núcleo. Produce nuevos neutrones, otros núcleos ligeros y energía como producto de fisión.

Se define la sección eficaz microscópica ($\sigma_{ij}(E)$) a la probabilidad de que una partícula incidente interactúe con un núcleo blanco. Cuando un neutrón proyectil incide sobre una superficie (A) de espesor (ds) la probabilidad de interacción depende de la energía de la partícula incidente (E), el tipo de interacción que ocurre (i) y el tipo de partícula blanco que componen el sistema (j).

La tasa de colisiones por unidad de volumen R (Ec. 1) relaciona la probabilidad de colisión σ_{ij} con la densidad de partículas de blanco $[B]$ y el flujo de partículas proyectil Φ .

$$R(\text{colisiones}/\text{cm}^3 \cdot \text{s}) = \lambda_i \cdot [B] = \sigma_{ij} \cdot [B] \cdot \Phi \quad (1)$$

Por simplificación, y ya que en términos conceptuales de transporte neutrónico no supone una diferencia significativa, la sección microscópica de dispersión elástica σ_{se} e inelástica σ_{si} son agrupadas en un solo término σ_s (Ec. 2), de forma similar la sección de captura radiativa $\sigma_{n\gamma}$ y la de fisión σ_f se agrupan como una sección eficaz de absorción σ_a (Ec. 3).

$$\sigma_a(E) = \sigma_{n\gamma}(E) + \sigma_f(E) \quad (2)$$

$$\sigma_s(E) = \sigma_{se}(E) + \sigma_{si}(E) \quad (3)$$

De esta manera, teniendo en cuenta las condiciones del material objetivo y por lo tanto el número de blancos en un dV , se puede extrapolar el resultado y obtener la sección eficaz macroscópica, la probabilidad de colisión del neutrón por unidad de recorrido en la lámina diferencial a estudiar (Ec. 4):

$$\Sigma_{ij}(E) = N \cdot \sigma_{ij}(E) \quad (4)$$

Podemos deducir, entonces, que la probabilidad de que las partículas interaccionen, además del tipo de suceso a evaluar (i), tiene una gran dependencia con las condiciones del material blanco (N) y la densidad de partículas, además del tipo de partículas (j) y la energía (E) de las partículas en el haz proyectado.

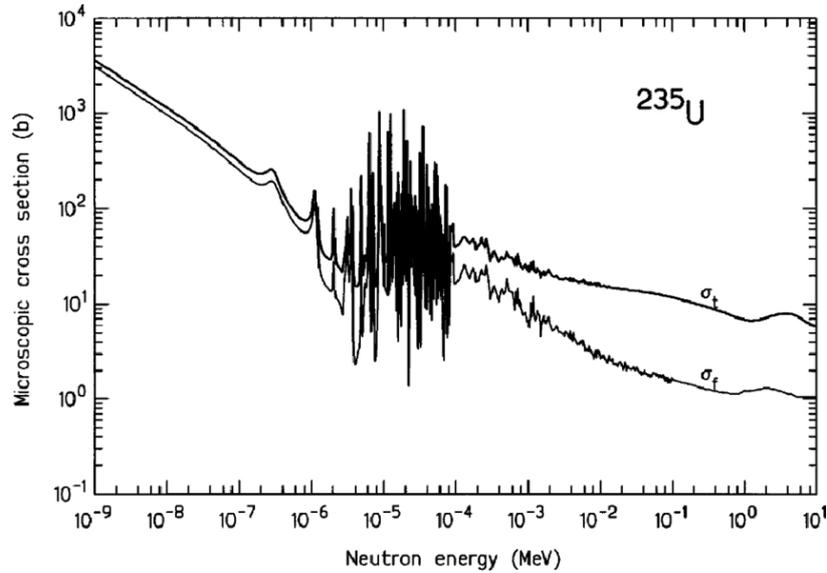


Figura 2. Sección eficaz fisión U235 en función de la Energía (LAMARSH & BARATTA, 2001).

Como se puede observar en la Figura 2 la sección eficaz de fisión es inversamente proporcional a la energía de la partícula incidente. Los neutrones producidos en la fisión son muy energéticos, denominados rápidos, y es necesario que sufran un número determinado de colisiones, o dispersiones, con el material moderador para disminuir su energía y aumentar así la probabilidad de producir una nueva fisión al interactuar con los núcleos fisibles. Las resonancias son generadas por el efecto Doppler de las partículas, entre otros fenómenos físicos.

El colapsamiento energético consiste en la discretización de la función continua en un número determinado de grupos de energía. Por lo general, en Física de Reactores con LWR se tienen en cuenta dos grupos energéticos correspondientes al rango térmico (0.625 eV) y al rango rápido.

1.2.2 Conceptos físicos.

La Ecuación del Transporte de Neutrones de Boltzmann (Ec. 5) aplicada a la población neutrónica de un reactor tiene en cuenta el balance de partículas en función del espacio, el tiempo, la energía y la dirección de las partículas. En su planteamiento considera las ganancias y pérdidas neutrónicas por diferentes sucesos, como pueden ser la dispersión de partículas, las absorciones producidas con los diferentes materiales o las fisiones de los elementos (término fuente).

$$\begin{aligned} \frac{\partial n}{\partial t} + v \cdot \Omega \cdot \nabla n + v \Sigma(\vec{r}, E) \cdot n(\vec{r}, E, \Omega, t) = \\ = - \int d\Omega' \int_0^\infty dE' v' \Sigma_s(E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega) \cdot n(\vec{r}, E', \Omega', t) - s(\vec{r}, E, \Omega, t) \end{aligned} \quad (5)$$

La ecuación de la difusión consiste en una simplificación de la ecuación de Boltzmann que sustituye la dependencia de la dirección de los neutrones en la Ecuación de la Continuidad (Ec. 6) por la Ley de Fick (Ec. 7), que establece que el flujo de neutrones siempre irá de zonas de mayor concentración a zonas de menor concentración, haciendo una analogía de su comportamiento con el de un soluto en un medio disolvente.

$$\frac{d}{dt} \int_V n(\vec{r}, t) dV = - \int_S \vec{j} \cdot d\vec{S} + \int_V \bar{\nu} \Sigma_f \cdot \Phi(\vec{r}, t) dV - \int_V \Sigma_a \cdot \Phi(\vec{r}, t) dV \quad (6)$$

$$\vec{j} = -D \cdot \vec{\nabla} \Phi \quad (7)$$

La ecuación de la difusión (Ec. 8) se obtiene a partir del teorema de la convergencia y sustituyendo la aproximación de la Ley de Fick en el término de corriente neutrónica:

$$\frac{\partial}{\partial t} n(\vec{r}, t) = \frac{1}{\nu} \frac{\partial \Phi(\vec{r}, t)}{\partial t} = \vec{\nabla} D \vec{\nabla} \cdot \Phi(\vec{r}, t) + \bar{\nu} \Sigma_f \cdot \Phi(\vec{r}, t) - \Sigma_a \cdot \Phi(\vec{r}, t) \quad (8)$$

A partir de diferentes métodos matemáticos de resolución, como el método nodal que es el más utilizado en los códigos de cálculo; homogeneizando las características del reactor en cada nodo, llevando a cabo la separación de las variables temporal y espacial del flujo neutrónico y aplicando condiciones de contorno lo más fieles posibles a la realidad o a los resultados que obtendríamos con la Ecuación del Transporte; podemos obtener la solución del modo fundamental de esta ecuación, que nos permite obtener la distribución del flujo espacial en un reactor con condiciones homogenizadas.

La distribución de la población neutrónica respecto en un reactor estable (estacionario) nos lleva a introducir un nuevo parámetro, la k efectiva (Ec. 9). La relación entre neutrones de una generación ($n + 1$) y la generación anterior (n) se llama factor de multiplicación y permite estimar la tendencia evolutiva de la población neutrónica en el interior del reactor. Se trata del balance entre los neutrones producidos por nuevas fisiones y los eliminados por absorciones y fugas del sistema en el intervalo entre ambas generaciones de neutrones ($t + dt$).

$$k = \frac{\text{Neutrones Producidos}}{\text{Neutrones Absorbidos}} = \frac{\bar{\nu} \Sigma_f \Phi V dt}{\Sigma_f \Phi V dt + \Sigma_c \Phi V dt} = \frac{\bar{\nu} \Sigma_f}{\Sigma_f + \Sigma_c} = \frac{\bar{\nu} \Sigma_f}{\Sigma_a} \quad (9)$$

De esta manera, cuando la k efectiva valga 1, el número de neutrones producidos por nuevas fisiones es igual al número de neutrones eliminado del sistema, es decir; la población neutrónica es constante entre las diferentes generaciones y, de esta manera podemos deducir que el balance de la distribución neutrónica, la ecuación de la difusión, es estacionaria y únicamente tiene dependencia espacial y energética.

Una k efectiva mayor que uno hace referencia a un reactor supercrítico donde la población neutrónica aumenta exponencialmente, aumentando la potencia generada y comprometiendo la estabilidad del reactor. En contraparte, una k efectiva menor que uno determina un reactor subcrítico en el que la

reacción en cadena tiende a extinguirse rápidamente. Por lo tanto, el control de un reactor consiste en introducir las medidas necesarias para mantener la población neutrónica constante o, lo que es lo mismo, que la k efectiva vaga uno. Esto se consigue mediante los sistemas de control que alteran la sección eficaz de absorción y varían, según la Ec. 8, la pérdida de neutrones del sistema, llevando la planta al punto de operación requerido dependiendo de las necesidades de operación.

La reactividad estática (Ec. 10) es un parámetro que está relacionado con la k efectiva y estima mediante el balance de neutrones, la evolución de la población neutrónica en las siguientes generaciones en función de las secciones eficaces y la solución espacial del modo fundamental.

$$\rho(t) = \frac{(\int_V \psi_1 \bar{v} \Sigma_f \psi_1 d^3r - [\int_V \vec{\nabla} \psi_1 D \vec{\nabla} \psi_1 d^3r + \int_V \psi_1 \Sigma_a \psi_1 d^3r])}{(\psi_1, \bar{v} \Sigma_f \psi_1)} = \frac{k - 1}{k} \quad (10)$$

Los mecanismos de realimentación consisten en funciones de transferencia del reactor frente una variación en la reactividad generada por una causa natural o por actuación externa de otros sistemas o del mismo operador para situar el punto de operación de la planta en el adecuado.

- Los mecanismos inherentes son una respuesta natural del reactor, por ejemplo, la influencia de la temperatura en la variación de la sección eficaz macroscópica, tanto por el valor de la sección microscópica como por la densidad atómica de los materiales; o la producción de isótopos producidos durante el quemado del combustible y que funcionan como venenos neutrónicos.
- Los mecanismos externos son generados por la reacción de otros sistemas acoplados al reactor como pueden ser los generadores de vapor o las turbinas. Por ejemplo, la variación de la demanda energética afecta al funcionamiento de la turbina y tiene efecto sobre la potencia extraída del reactor.
- Los sistemas de efectos de control son sistemas de control externo que permiten ajustar la reactividad y mitigar las respuestas naturales del reactor. Los más importantes son la posición de las barras de control (PWR y BWR) y el nivel de ácido bórico en el sistema (sólo en reactores PWR).

Los métodos de actuación consisten en sistemas de efectos de control relacionados con diferentes mecanismos que permiten ajustar las secciones eficaces en el reactor y, por lo tanto, reajustar la población neutrónica para alcanzar las condiciones óptimas y esperadas de potencia y funcionamiento.

Por lo tanto, se pueden definir coeficientes de reactividad (α) que relacionen la variación de los parámetros más importantes que afectan a la reactividad con la variación de ella misma. Teniendo en cuentas las alteraciones en la temperatura de materiales (moderador y combustible en LWR) y los cambios en las barras de control y en la concentración de boro (ppm); podemos calcular la variación de reactividad total (Ec. 11) como la suma de las variaciones asociadas a cada uno de estos parámetros por su coeficiente de reactividad correspondiente.

$$\delta\rho = \alpha_{T_M} \delta T_M + \alpha_{T_F} \delta T_F + \alpha_V \delta\alpha + \alpha_B \delta B \quad (11)$$

1.2.3 Tecnología de reactores.

Los sistemas habitualmente empleados en las centrales nucleares son tecnologías maduras y consolidadas a lo largo de los años, mayoritariamente basadas en el uso de agua ligera (LWR) como moderador y refrigerante por sus buenas características termohidráulicas y el bajo coste que supone.

Aun así, los desafíos inherentes a esta tecnología caracterizan este campo de trabajo en la ingeniería y la física, que destaca por la innovación y el planteamiento de nuevos sistemas y métodos que consigan superar los ambiciosos retos que plantea el uso de esta fuente de energía, solucionar problemas actuales, sociales y económicos relacionados con el abastecimiento y el medio ambiente; y asegurar las condiciones de seguridad y eficiencia de las instalaciones.

Los reactores de segunda generación fueron desarrollados en la segunda mitad del siglo XX, estableciendo las bases de la producción comercial de energía de nuclear y dando lugar a la construcción mundial de muchos de los reactores actualmente en operación. Los más comunes son los conocidos como reactores de agua ligera (LWR) y se distinguen dos tipos.

Los PWR consisten en sistemas de doble circuito en el que el primario se encuentra a suficiente presión para asegurar que no hay cambio de fase en ningún punto del subsistema (Figura 3). El fluido frío entra y refrigera el reactor, aumenta su temperatura y posteriormente recorre los diferentes lazos del primario hasta alcanzar los generadores de vapor, que son intercambiadores de calor donde el fluido del primario calienta el secundario para después ser bombeado por la rama fría de nuevo al reactor.

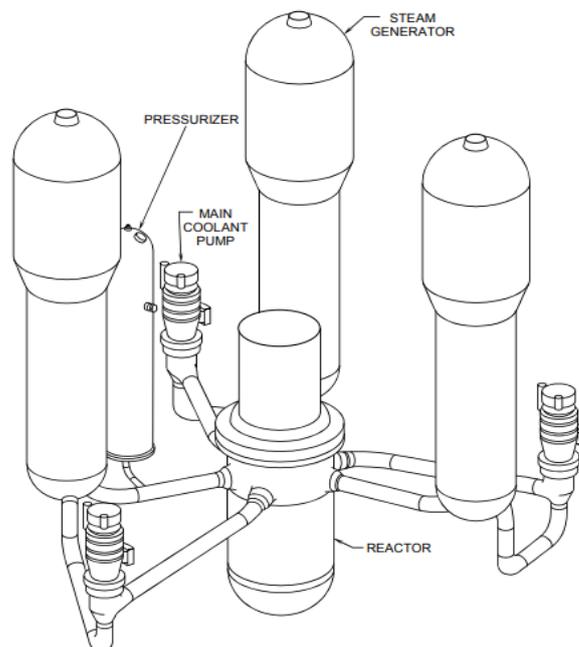


Figura 3. Circuito primario PWR con 3 lazos (USNRC).

Por su parte, el fluido del secundario, que se encuentra a menor presión que el primario, sufre un cambio de fase a partir del calor cedido por el primario en los generadores de vapor. El vapor producido circula hasta alcanzar las turbinas, de donde se extrae la energía mecánica necesaria para mover el alternador acoplado a la red y producir energía eléctrica (Figura 4). El fluido resultante es enviado a los condensadores, que lo devuelven a su fase líquida usando grandes caudales de fluidos naturales (aire con torres de refrigeración o intercambiadores con ríos o mares).

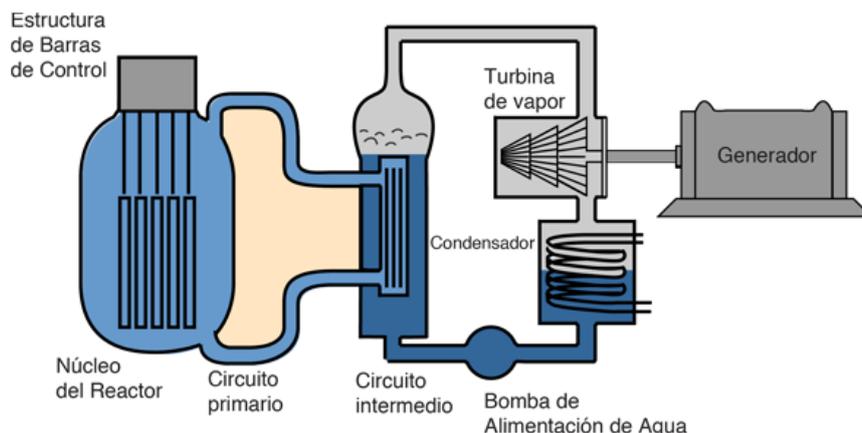


Figura 4. Sistema funcionamiento de una central PWR (GSU).

En los sistemas PWR la reactividad y el grado de quemado del combustible se controla principalmente con la concentración de boro en el primario. Al ser un fluido homogéneo sin cambio de fase, los sistemas de control químico permiten llevar un seguimiento de este parámetro e insertar agua con diferentes concentraciones dependiendo de los requisitos del sistema y la planificación del ciclo. Al aumentar la concentración de boro, que tiene elevada sección eficaz de absorción, se reduce la población neutrónica y con ello la potencia. La concentración de boro es el sistema principal de control de la reactividad dentro del núcleo, por lo tanto, en este tipo de sistemas las barras de control se utilizan en caso de emergencia, paradas calientes y momentos puntuales en la operación.

Por otro lado, los BWR son sistemas de un solo circuito que conecta los principales componentes de la instalación. El agua funciona como refrigerante y moderador (LWR) como en el caso anterior, pero en este sistema el primario se encuentra a menor presión y el diseño del reactor incorpora un secador de vapor en la parte superior; permitiendo que el líquido cambie de fase en el interior del reactor y se genere el vapor que es sobrecalentado antes de ser dirigido a la sala de turbinas y al condensador, donde lleva a cabo un proceso similar al secundario del PWR en el cual se genera electricidad en la turbina y después se condensa liberando calor a una fuente externa, para finalmente ser impulsado de nuevo a la vasija (Figura 5).

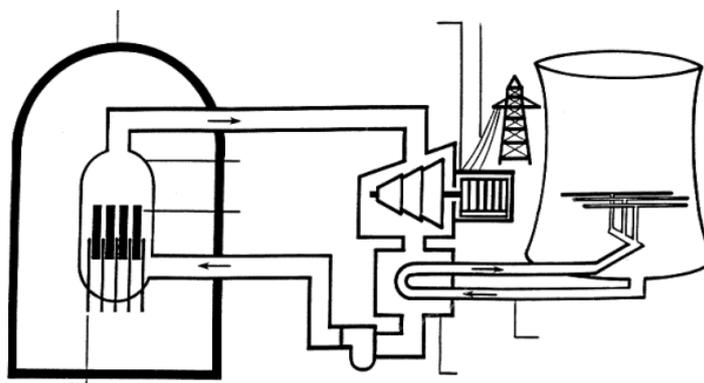


Figura 5. Sistema de funcionamiento de una central BWR (US Nuclear Regulatory Commission).

En el caso de los sistemas BWR, el cambio de fase del fluido que refrigera el reactor hace imposible el uso del control de la reactividad mediante la variación de la concentración de boro. En estos sistemas las barras de control, que son introducidas por la parte de abajo, adquieren estas características de control al regular su inserción mediante las muescas o *notches*.

Ambas son tecnologías de centrales nucleares diferentes, pero, tanto el sistema PWR como las siguientes generaciones de este diseño, abarcan la mayoría de los reactores en el mundo. Los sistemas PWR destacan por la seguridad que supone tener un circuito secundario que aisle el fluido que ha estado en contacto con el núcleo y que, por lo tanto, es potencialmente radiactivo; respecto a la fuente de extracción de calor natural. Sin embargo, la presencia de los intercambiadores se ve reflejada en la reducción de la eficiencia energética frente a los BWR.

1.3 DISEÑO DEL REACTOR.

El reactor es la parte del sistema en la que se producen las reacciones nucleares de fisión y donde se genera el calor que alimenta el resto del sistema. Aunque las diferentes tecnologías plantean diseños dispares, los elementos que incorpora y su función son muy similares. La Figura 6 presenta un corte transversal de una vasija genérica PWR donde podemos apreciar los componentes y su diseño.

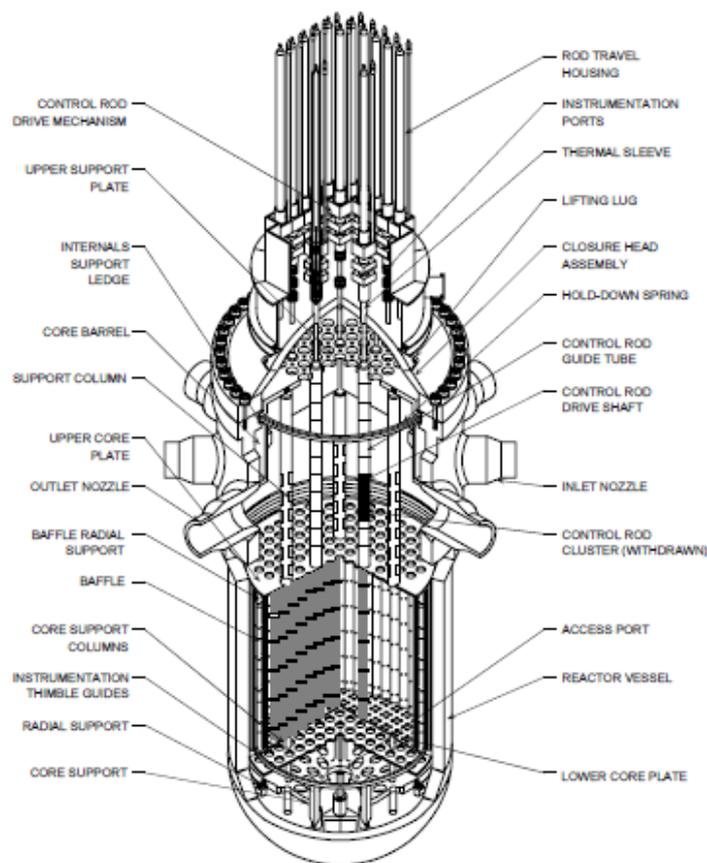


Figura 6. Sección longitudinal al cuarto de la vasija de un reactor PWR (USNRC).

La vasija consiste en un barrilete cilíndrico de un tipo de metal resistente a la corrosión y con buena respuesta frente al desgaste que supone bombardeo neutrónico al que está expuesto. La estructura acaba en una semiesfera inferior y otra superior extraíble que permitirá llevar a cabo las operaciones de recarga, mantenimiento y control. Tiene una entrada (rama fría) y una salida (rama caliente) para cada uno de los lazos que componen el circuito primario. En su interior, además, hay una cobertura que rodea al núcleo activo denominada reflector. Este elemento ayuda a mantener la población neutrónica en el reactor, minimizando notablemente las pérdidas por fugas. La presencia de este elemento es fundamental a la hora de definir las condiciones de contorno en los cálculos.

El agua, que funciona como refrigerante, llega del generador de vapor aproximadamente a 290 °C y se introduce en el reactor por la rama fría, donde circula por la zona exterior de la vasija, el *downcomer*, hasta llegar a la parte inferior, donde se recircula atravesando los elementos combustibles del núcleo, la zona activa, aumentando su temperatura hasta alcanzar aproximadamente los 325 °C y ser enviada de nuevo a los generadores de vapor.

En el interior del barrilete se alberga el combustible, las barras de control y los diferentes espacios reservados para los aparatos de medida y zona de circulación del refrigerante (el conjunto de canales de agua forma el baipás). En la parte inferior, está la placa de soporte donde serán apoyados los elementos combustibles. Esta placa es la que separa el *downcomer* de la zona activa del núcleo y se caracteriza por tener una serie de orificios que permiten homogenizar y distribuir el flujo por los elementos combustibles.

En la parte superior de la vasija, se encuentran las barras de control, que se accionan en caso de accidente para interrumpir la reacción en cadena en el reactor. Por la parte inferior y alrededor de la vasija están los aparatos de medida y control como son los detectores y medidores, que permiten conocer en todo momento el comportamiento real del flujo neutrónico y las condiciones del refrigerante y el resto de los componentes. Otro elemento de control importante es el material de sacrificio de la vasija, que son piezas de la misma composición que la vasija que pueden extraerse para llevar un control mecánico e isotópico del desgaste y de esta manera poder asegurar la integridad del reactor a pesar del elevado nivel de radiación al que es expuesto.

En el caso de un reactor BWR el reactor es más grande y tiene en la parte superior un componente que funciona como secador y separador de vapor para asegurar que a la turbina llegue vapor sobrecalentado. Además, en este diseño las barras de control tienen un mecanismo hidráulico y son introducidas por la parte inferior del reactor, que es donde el agua líquida tiene mayor capacidad de moderación y donde hay mayor número de fisiones y, por lo tanto, generación de neutrones.

1.4 DISEÑO DEL ELEMENTO COMBUSTIBLE.

Un elemento combustible consiste en un conjunto de varillas formadas por tubos de zircaloy rellenos de pastillas de uranio enriquecido y helio, que funciona como un gas inerte en el espacio de holgura reservado a las variaciones geométricas que sufren las pastillas de combustible durante la operación. En la Figura 7 podemos ver los elementos que lo componen.

El refrigerante entra por el distribuidor inferior y recorre el interior de los elementos combustibles, absorbiendo el calor generado en las reacciones y refrigerando las vainas. En su diseño, los elementos incorporan unos conductos huecos denominados barras de agua y otros espacios reservados para la introducción de las barras de control u otros componentes. Además, tienen a diferentes alturas espaciadores que aseguran la posición de las varillas frente a las vibraciones del sistema y permiten homogenizar el flujo a su paso. En la parte superior, hay una boquilla superior donde el fluido sale y abandona la zona activa para acceder a la rama caliente en caso del PWR o al secador de vapor en el BWR. También tienen un anclaje que permite mover y posicionar el elemento en la posición adecuada durante la operación de recarga.

Un elemento combustible puede diferenciarse del resto por sus características neutrónicas y composición isotópica o por sus características mecánicas.

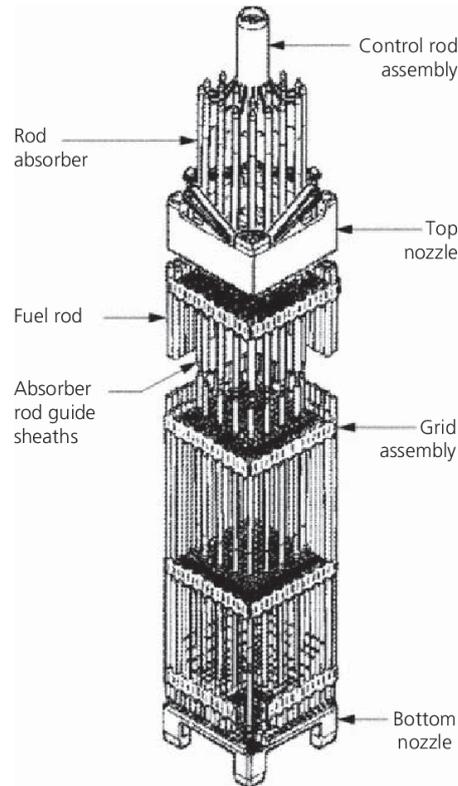


Figura 7. Elemento combustible de un reactor PWR (Framatom ANP, 2001).

Como hemos desarrollado previamente, la composición de los elementos combustibles es fundamental a la hora de resolver los cálculos y asegurar el control óptimo de la planta. El uranio natural tiene una abundancia de alrededor del 0.7 % de U-235 físil, por lo tanto y para asegurar la masa crítica en el reactor, es necesario aplicar un proceso minero e industrial llamado enriquecimiento que aumenta la proporción de este isótopo frente al U-238. El porcentaje de enriquecimiento requerido afecta a las características de funcionamiento, a la duración requerida en el ciclo, a la potencia térmica generada y al coste de la recarga.

Además de la proporción de U-235, hay otros isótopos naturales y aditivos que son añadidos al combustible para asegurar la estabilidad física, térmica y química durante su explotación y que hace de dos elementos aparentemente similares un comportamiento y una influencia en el flujo neutrónico totalmente diferente.

Las características mecánicas dependen principalmente del modelo y el fabricante. Afecta a la posición de las varillas, el diseño de las barras de control, la distribución axial de los espaciadores, los componentes a la entrada y salida del elemento, etc.... Estas variaciones se ven reflejadas principalmente en las pérdidas de carga y en los resultados termohidráulicos del problema.

Las varillas que forman el elemento combustible son tubos cilíndricos y huecos formados por zircaloy. En su interior se apilan las pastillas de unos 10 mm de altura y se rellena con un gas inerte que no reacciona con el combustible ni con los productos de fisión. Además, en los extremos tienen unas tapas y un muelle que mantiene las pastillas en su posición y sirve de espacio de holgura para almacenar los productos gaseosos. En una sección transversal de la varilla podemos encontrar, por lo tanto, la pastilla

de combustible en el centro, un pequeño espacio formado por helio y la vaina. Estos últimos elementos tienen especial importancia a la hora de definir la transferencia de calor del combustible al refrigerante.

Normalmente, y en especial en los reactores PWR, la empresa vendedora de la tecnología de la central suele ser también proveedora del combustible durante el periodo de explotación de la planta. En estos casos los elementos son mecánicamente iguales y no suele haber diferencias sustanciales entre un tipo u otro. En el caso de los reactores BWR, el número de fabricantes y la oferta es mayor; y, por lo tanto, los precios son más competitivos en función del fabricante, el diseño y las características.

La disposición de los diferentes tipos de elementos combustibles en el reactor, tanto por diferencias isotópicas (enriquecimiento) como mecánicas, afecta a los parámetros de operación (por ejemplo, el perfil de potencia) y a la respuesta del núcleo frente a cambios de operación o situaciones accidentales. Un diseño adecuado del patrón de carga es decisivo en la estrategia de operación ya que permite asegurar el control de la planta, optimizar el ciclo y maximizar los beneficios económicos de la planta.

1.4.1 Patrón de carga.

El patrón de carga consiste en la distribución de los diferentes elementos combustibles en el reactor durante la recarga para asegurar su correcto funcionamiento en todos los escenarios, estacionarios y transitorios, contemplados por la autoridad regulatoria para dar la licencia de funcionamiento y permitir la operación, en el caso de España, el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN).

Además, el patrón de carga busca satisfacer los requisitos operacionales de la recarga y maximizar los beneficios, tanto a la hora de la selección del nuevo combustible necesario, como en términos de duración de ciclo. Una central nuclear produce una cantidad ingente de energía eléctrica por lo que un día de funcionamiento añadido al ciclo puede suponer unos beneficios sustanciales a la empresa explotadora, motivándola a realizar el estudio minucioso de las opciones para optimizar la distribución de los elementos.

La mejora de la duración del ciclo, además, supone la explotación completa de los elementos combustibles, optimizando su quemado y con ello la extracción de energía. Este objetivo, entonces, está relacionado tanto con amortizar la inversión al maximizar el beneficio económico de la empresa, como con la explotación total del combustible y por lo tanto la mejora del rendimiento del proceso al poder aprovechar toda la energía extraíble del mismo.

En contraparte, los estudios requeridos a presentar para confirmar la seguridad e integridad del núcleo y el control de la reactividad en todo momento son realizados esencialmente con códigos neutrónicos, termohidráulicos y termomecánicos licenciados por el CSN, y que, además de minuciosos en los resultados, son muy costosos computacionalmente y requieren de mucho tiempo y personal cualificado en su desarrollo.

Además, hay ciertas limitaciones y restricciones a considerar. La más importante está vinculada al quemado del combustible en el reactor. En la recarga del combustible no se renuevan todos los elementos combustibles, normalmente se introducen un tercio del total como elementos frescos y se eliminan los que ya llevan 3 ciclos en funcionamiento. Por lo general, en una recarga solamente se puede decidir la concentración de los nuevos elementos y redistribuir el resto, teniendo en cuenta su quemado, para que funcione de manera óptima.

Por lo tanto, la optimización del patrón de carga tiene una influencia decisiva en el funcionamiento y beneficios de la planta, pero también está restringida por las condiciones físicas y químicas de los elementos introducidos en ciclos de operación anteriores (históricos). Las condiciones de operación impuestas junto con el coste computacional y personal que suponen los cálculos limitan el número de estudios y, por lo tanto, las opciones finales.

1.5 OBJETIVOS Y ESTRUCTURA DEL TRABAJO.

Como se ha comentado, el proceso de diseño del patrón de carga de manera que asegure las condiciones de funcionamiento y a la vez minimice el coste operacional y económico de la planta requiere de un estudio minucioso que, la mayoría de las veces se reduce a un número escaso de alternativas por el coste computacional y de personal que supone. El primer filtro de las posibles opciones por lo general se decide a través de la experiencia humana en el diseño de estos patrones y es uno de los problemas que enfrenta esta industria, dejando en duda si realmente el patrón elegido es aquel que maximice los beneficios o si la óptima distribución fue descartada en las primeras fases del estudio.

Con el creciente desarrollo del uso de Inteligencia Artificial (IA) en nuestras vidas, que resuelve problemas planteados en muchos sectores industriales y de la vida cotidiana, se plantean nuevos métodos de resolución y abre la prometedora posibilidad de alcanzar nuevos objetivos en muchos sectores de la vida cotidiana, la ciencia y la investigación.

El objetivo principal del proyecto es desarrollar una red neuronal que pueda estimar parámetros de funcionamiento rápidamente a partir de la matriz del patrón de carga. De esta manera se podrá resolver el problema del diseño de la matriz de elementos de combustible, aportando un nuevo método de cálculo que apoye las decisiones tomadas y maximice el beneficio económico durante el periodo de explotación del ciclo. En la Figura 8 se plantean los diferentes pasos a desarrollar para alcanzar el objetivo.

Para poder aportar la información requerida por la red en su desarrollo, inicialmente se plantea realizar los cálculos de 25000 modelos obtenidos mediante la versión anterior del código acoplado PARCSv3.2/PATHSv1.08. Se ha optado por esta herramienta termohidráulica (PATHS) por su buena respuesta en el acoplamiento con el código neutrónico PARCS y por su efectividad y rapidez a la hora de simular comportamientos estacionarios del reactor y obtener resultados del seguimiento del ciclo.

La primera parte del proyecto, por lo tanto, consiste en desarrollar los modelos para ambos códigos por separado, aportando externamente las condiciones de contorno que, en el funcionamiento acoplado, cada uno de ellos le suministraría el otro. El funcionamiento independiente y la verificación de los resultados obtenidos con otros códigos es fundamental antes de proceder al acoplamiento de los códigos.

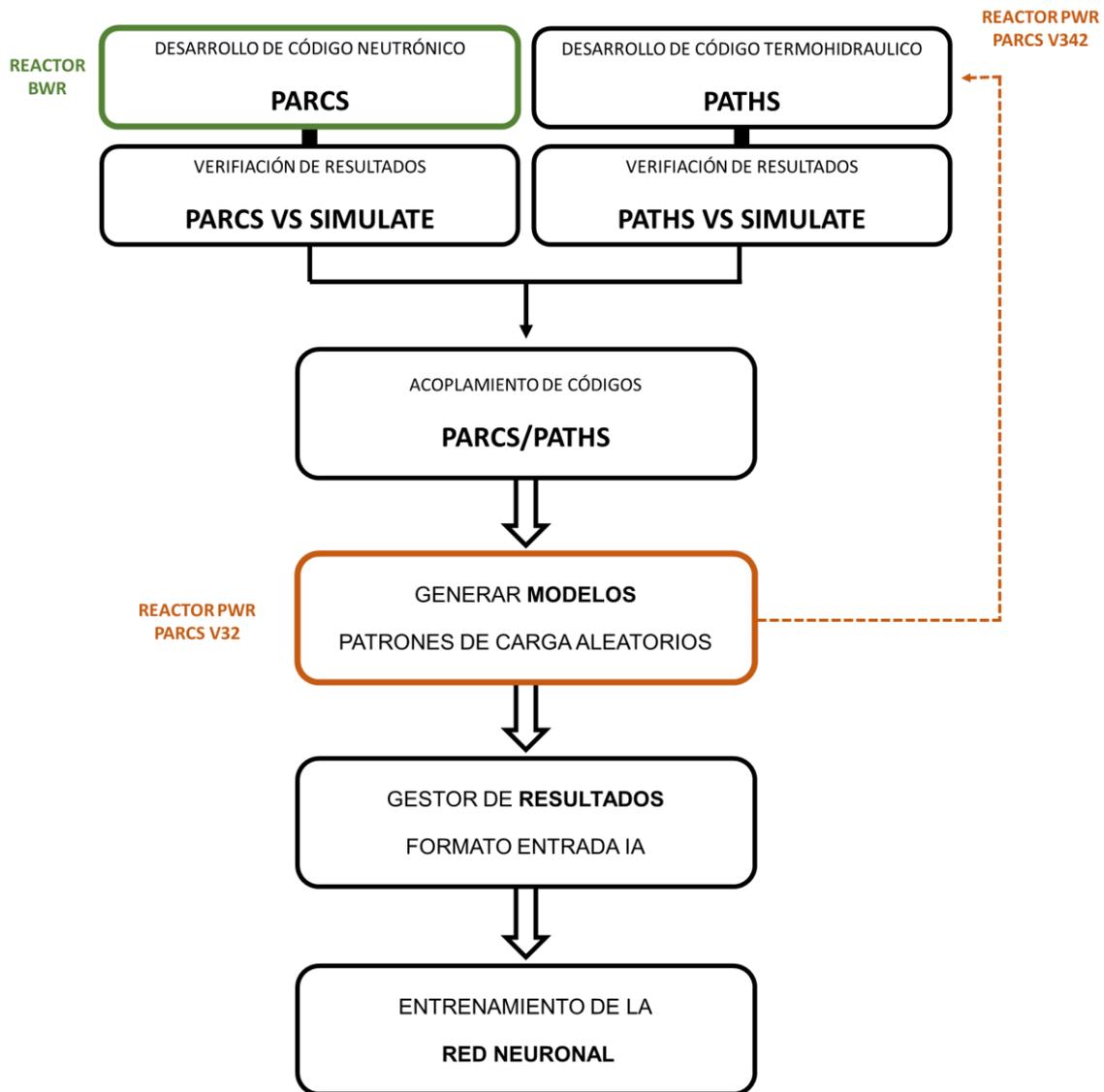


Figura 8. Estructura y desarrollo de las partes del proyecto.

Una vez se ha desarrollado un modelo neutrónico y uno termohidráulico cuyos resultados alcancen los estándares determinados (comparación con datos de planta), y que además tenga en cuenta todos los elementos neutrónicos y mecánicos que pueden participar en el diseño de la matriz; el siguiente paso es automatizar mediante programas de Matlab® la generación de los ficheros de entrada, estableciendo la metodología de generación aleatoria de patrones y las limitaciones impuestas para asegurar la variabilidad de los datos y la calidad de los resultados. Para continuar, se establece el número de modelos y la cantidad de información estimada que será necesaria introducir a la red para su desarrollo y entrenamiento.

En este punto el número de modelos y ficheros que se gestionan es enorme, por lo tanto, es necesario automatizar y optimizar todo el proceso de extracción, comprobación y filtrado de resultados que son requeridos por la red.

Por último, la organización de los resultados antes de ser enviada al grupo de investigación del Departamento de Sistemas Informáticos y Computación (DSIC), responsable en programar la red neuronal, introduciendo los datos de entrada y salida en su entrenamiento y desarrollando diferentes

metodologías de construcción para minimizar el error asumido en los resultados finales cuando la red esté finalizada.

Todo el proyecto se lleva a cabo de manera paralela planteando la misma filosofía para dos tipos de tecnologías de reactores diferentes.

El modelo PWR se encontraba en una fase media del trabajo donde se había alcanzado el acoplamiento PARCSv3.2/PATHS y se había programado y ejecutado la creación de modelos aleatorios. Los resultados requeridos para estimar la calidad del modelo son la concentración de Boro inicial (ppm), la duración total del ciclo (días) y la potencia máxima y su localización en el reactor. Pudiendo descartar aquellos que no cumplan las especificaciones técnicas y optar por el más rentable económicamente, que es un valor proporcional al tiempo de ciclo.

Sin embargo, y aunque esta parte del proyecto seguiría su camino a la siguiente fase de tratamiento de resultados, pasa a tener una importancia secundaria ya que se publicaría la nueva versión del código PARCS v3.42, que nos permitirá extraer otro tipo de resultados más precisos y desarrollar una red más exacta en la fase final. Además de los datos extraídos con la versión anterior, se pretende obtener la distribución total tridimensional de la potencia en el reactor y, además de la temperatura máxima de vaina (PCT, *Peak Cladding Temperature*) alcanzada durante el ciclo y su localización en el reactor. Este es un parámetro limitante en estudios impuestos por el Consejo de Seguridad Nuclear y es fundamental para asegurar el correcto funcionamiento del reactor y la evacuación del calor generado en su interior.

Por otro lado, se comienza con el desarrollo de la tecnología BWR, más compleja en diseño y funcionamiento por la variabilidad de los datos a introducir y por el número de elementos que componen el patrón de carga (alrededor de cuatro veces los establecidos en el modelo anterior). Este camino inicia totalmente desde el inicio, teniendo que desarrollar los códigos PARCS v3.42 y PATHS v1.08 con su funcionamiento independiente y comprobar los resultados con los de otros códigos ya desarrollados.

1.6 FUNDAMENTOS DE LA INTELIGENCIA ARTIFICIAL.

Las redes neuronales son una técnica popular utilizada en el desarrollo de muchos sistemas de IA y *Machine Learning* utilizados para tareas como reconocimiento de voz y de imágenes o comprensión y desarrollo de textos. Esta técnica se basa en la filosofía de funcionamiento de las neuronas del cerebro humano, estableciendo relaciones entre diferentes capas formadas por nodos o neuronas artificiales. Cada nodo tiene una entrada de datos y realiza unos cálculos propios y unos resultados que después envía a la siguiente capa de la red. De esta manera, se obtiene una red de cálculos formada por diferentes capas que individualmente carecen de sentido, pero conjuntas pueden obtener resultados muy completos y cercanos a la realidad.

Una de las muchas ventajas que presentan este tipo de redes es la rapidez con la que obtienen los resultados, sin embargo, el número de datos necesarios y los errores cometidos en los resultados dependen de las características y magnitud de los equipos disponibles, viéndose limitado su uso por el desarrollo en continuo crecimiento de esta rama de la informática.

Otra de los condicionantes que plantea es la cuestión del entrenamiento de la red. El sistema de capas necesita en su desarrollo una serie enorme de datos de entrada y resultados de salida precisos a partir de los cuales la red aprende y se construye para, al final de su crecimiento, poder obtener los

resultados de otras nuevas entradas. El error cometido en la fase final depende del número de datos que es posible proporcionarle a la red inicialmente.

En el marco en el que se desarrolla el proyecto, y a menor escala este trabajo, cabe destacar que el desarrollo y construcción de la red neuronal está dirigido y gestionado por profesores, investigadores y doctorandos del Departamento de Sistemas Informáticos de y Computación de la UPV.

En su labor han centrado los objetivos en simplificar al máximo los procesos requeridos para la obtención de resultados con el menor error posible. Esto se ha conseguido por un lado ajustando el número de datos de entrada, y por lo tanto el tamaño de la red inicial y el número de neuronas necesarias; y por otra parte utilizando diferentes métodos de aprendizaje y técnicas de desarrollo que afectan a la red en el proceso de aprendizaje de manera que se mejore los errores finales y la eficiencia del proceso de aprendizaje.

CAPÍTULO 2. RELACIÓN CON LOS ODS

2 OBJETIVOS DE DESARROLLO SOSTENIBLE.

Los Objetivos de Desarrollo Sostenible (ODS) determinan un conjunto de 17 objetivos establecidos por las Naciones Unidas en 2015 en busca de establecer las bases del desarrollo hacia un futuro sostenible, justo y equitativo para toda la humanidad, garantizando los derechos humanos, el desarrollo responsable y la igualdad de oportunidades.

Además, los ODS establecen una hoja de ruta que determina los desafíos interconectados que cada Estado miembro debe abordar antes del 2030 mediante políticas nacionales y colaboraciones internacionales que ayuden a ser alcanzados conjuntamente. La prioridad actual es poner fin a los conflictos bélicos que suponen un derroche de vidas humanas y recursos; pero también apostar por el desarrollo de tecnologías con baja emisión de carbono, la protección de recursos naturales y la reestructuración financiera de los modelos económicos de los países en vías de desarrollo.

Desde la erradicación de la pobreza y el hambre, la promoción de la construcción de sociedades pacíficas fomentando la cooperación, la protección del medio ambiente y la impulsión del crecimiento económico, los 17 objetivos determinan el ambicioso mecanismo de cambio para mejorar la calidad de vida de todas las personas y luchar contra el desarrollo no sostenible e irresponsable de la sociedad.

Al abordar cuestiones sociales, económicas y ambientales, los ODS buscan lograr un delicado equilibrio entre las necesidades presentes y las futuras, alentando la cooperación internacional y la acción colectiva en un esfuerzo por construir un futuro sostenible y próspero para las generaciones venideras.

Aunque los últimos informes determinan que cumplir los objetivos en las fechas estimadas es complicado, si no imposible debido a los efectos de la pandemia acontecida y a los conflictos armados presentes, las direcciones apuntan a apaciguar el efecto del cambio climático y la influencia en el medio ambiente con el objetivo de minimizar los daños mientras se plantean nuevas metodologías que permitan anticiparnos a los efectos que irán surgiendo en los próximos años y remediar el deterioro de la naturaleza (United Nations, 2022).

Los sectores en los que influyen son muy variados y afectan a diferentes ramas de la sociedad, pero su desarrollo y los proyectos que impulsan buscan estar avalados por los informes científicos que involucran y promueven investigaciones en diferentes ámbitos para determinar los mecanismos de cambio y la efectividad de las medidas tomadas.

2.1 Importancia de los ODS en el trabajo.

El presente trabajo y el proyecto en el que se desarrolla también guarda relación, directa o indirecta, con diferentes puntos de los objetivos contemplados por el informe de las Naciones Unidas. No solamente en materia de producción de energía sostenible, también tiene importancia en temas de innovación y desarrollo económico de la sociedad. Además, por su naturaleza docente, implica una relación directa con la educación de calidad y la formación de nuevo personal en sectores tecnológicos.

Los principales objetivos con el que guarda relación serían el número 7 “Energía asequible y no contaminante” y el número 11 “Ciudades y comunidades sostenibles”. El uso de la tecnología nuclear para producir electricidad supone una fuente de energía limpia con una de las menores generaciones de CO₂ (gCO₂ producido/kWh generado) respecto al resto de tecnologías de producción de energía, incluyendo las fuentes renovables al tener en cuenta las emisiones en su ciclo de vida completo (IAEA, 2018). Además, su elevada capacidad de producción de energía en poco espacio supone una alternativa muy respetuosa con el medio ambiente que reduce la necesidad de ocupación de nuevos espacios naturales para la producción de energía.

Por estos y otros motivos, recientemente ha sido catalogada como fuente verde, al igual que las tecnologías renovables (UE, 2020). Por lo tanto, la energía nuclear es una herramienta fundamental en la lucha contra el cambio climático y el acceso de energía eléctrica sostenible, fiable y económica para todo el mundo.

En concreto este trabajo hace referencia al proceso de mejora de la eficiencia en la extracción de energía de los elementos combustibles, lo que maximiza el aprovechamiento del combustible y reduce las emisiones por energía producida de la planta.

Por otro lado, cabe destacar por un lado el objetivo número 4 “Educación de calidad” por la naturaleza docente del trabajo y su vinculación con los estudios cursados y el objetivo número 9 “Industria, innovación e infraestructura” por la dinámica novedosa que supone todo proyecto de investigación y en concreto el marco multidisciplinar e innovador en el que se desarrolla y promueve este.

Como se explica en el informe de los ODS, plantear los objetivos de manera individual y vincular el proyecto en el marco de uno solamente es tan complicado como sería simplificar alguno de estos sectores de la sociedad. El crecimiento y mejora de la sociedad es un fin homogéneo, en el que el desarrollo de uno de los objetivos establecidos promueve, requiere y conlleva de manera explícita el desarrollo de otros muchos objetivos. En concreto este trabajo, por su relación directa con la seguridad nuclear y protección radiológica, puede estar vinculado a todos los objetivos que hacen referencia a la mejora y protección del medio ambiente, como son 13, 14 y 15 y a la salud y el bienestar (ODS 3); pero también al trabajo y al crecimiento económico (ODS 8) (Foro Nuclear, 2021).

CAPÍTULO 3. CÓDIGOS UTILIZADOS. PLANTEAMIENTO DE MODELOS

3 FUNDAMENTOS DE LAS SIMULACIONES TERMOHIDRÁULICAS Y NEUTRÓNICAS.

El código neutrónico PARCS desarrollado por la USNRC (US NRC) se utiliza para simular el comportamiento neutrónico de reactores nucleares y realizar análisis del sistema relacionados con la física de reactores. Consiste en un simulador tridimensional del reactor que permite resolver la Ecuación de la Difusión con dos grupos de energía mediante métodos nodales para obtener la distribución del flujo neutrónico. Destaca por la posibilidad de caracterizar en detalle el reactor y sus materiales mediante nodos (mallado tridimensional del reactor), simular las diferentes características de funcionamiento como son la potencia, la posición de las barras de control y la concentración de boro, y determinar la evolución isotópica y el quemado del combustible. Permite análisis tanto de cálculos estacionarios como transitorios con diferentes pasos de tiempo o quemado (US NRC, UM).

Además de las condiciones del reactor y las condiciones de contorno aplicadas en la resolución de la ecuación, el código necesita como parámetros de entrada las condiciones termohidráulicas para seleccionar el valor adecuado en las librerías de secciones eficaces. Esta información puede ser aportada con un fichero externo o funcionar acoplado con otros códigos (RELAP5, TRACE, PATHS) que permiten calcular las condiciones termohidráulicas, iniciando de esta manera un bucle de información donde ambos códigos se retroalimentan con sus cálculos.

El funcionamiento de este acoplamiento ha sido verificado en diferentes estudios durante su desarrollo con los códigos termohidráulicos más habituales en la industria (RELAP5 o TRACE), haciendo de PARCS uno de los códigos más utilizados en la industria nuclear. Además, el mismo grupo creador del código neutrónico desarrolla su propio código termohidráulico unidimensional PATHS (*PARCS Advanced Thermal Hydraulic Solver*). Este código termohidráulico desarrollado en los últimos años evoluciona rápidamente y obtiene resultados estacionarios muy cercanos a otros códigos de referencia de cálculo tridimensional que requieren mayor coste computacional.

3.1 PLANTEAMIENTO NODAL DEL REACTOR.

El método de distribución nodal (CMFD) determina el método de resolución de la Ecuación de la Difusión en el centro de un nodo, un espacio ficticio de características homogeneizadas, al relacionarlo mediante los términos de corriente con la solución de los flujos medios de los nodos adyacentes. De esta manera, el tamaño de los nodos y las condiciones de contorno definen un problema matricial que puede hacerse enorme en función del nivel de detalle requerido. A través de diferentes técnicas de desarrollo matemático, en el caso de PARCS mediante el uso del subespacio de Krylov, puede simplificarse y resolverse el problema matricial para obtener el resultado de los principales autovalores y los resultados del flujo en cada uno de los nodos (US NRC, UM).

Como consecuencia de este método, el reactor y los materiales de su interior quedan distribuido en tantos nodos como requiere el estudio. Cada uno de estos espacios alberga diferentes materiales (moderador, vaina, barras de control, combustible...) con diferentes características termohidráulicas y neutrónicas que se ven reflejadas en las librerías de secciones eficaces.

De esta manera, en la primera parte del cálculo se homogenizan las condiciones y materiales en el interior de cada nodo para obtener las secciones eficaces y proceder con los cálculos neutrónicos en un espacio formado por un solo material ficticio que simula las características del conjunto de materiales reales. El tamaño de estos nodos determina el detalle de la simulación, y, por lo tanto, debe alcanzar una situación de compromiso entre la fiabilidad de los resultados obtenidos y el coste computacional que conlleva la resolución de grandes matrices. Una vez simplificando el problema mediante la homogenización, se determinan los parámetros neutrónicos en cada nodo que son utilizados en las matrices de la Ecuación de la Difusión. El problema se resuelve mediante métodos numéricos y cálculos iterativos.

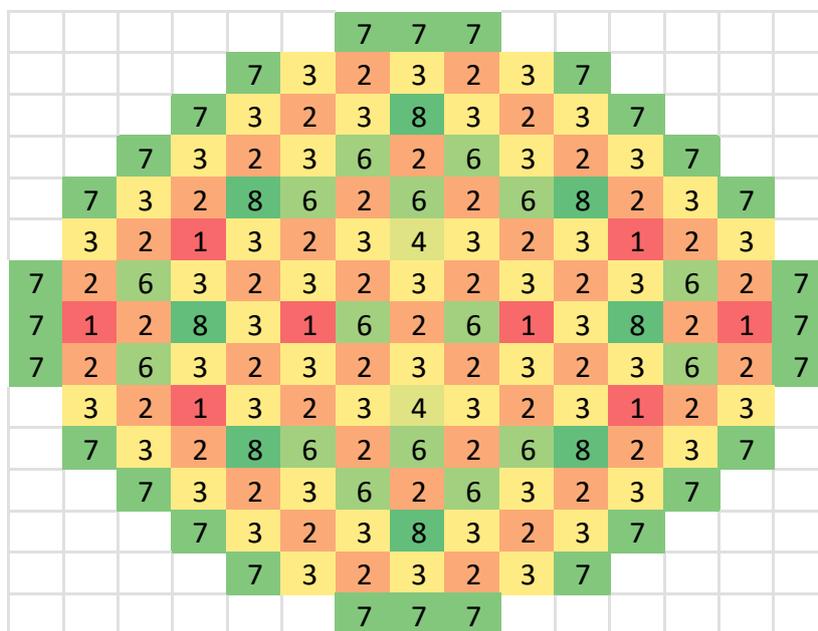


Figura 9. Planteamiento nodal del reactor. Sección radial.

Además de la simplificación a la hora de los cálculos y de definir la geometría del reactor, la distribución nodal también afecta a la obtención de los datos y la presentación de los resultados neutrónicos y termohidráulicos que también tienen este formato en los ficheros de salida. En la Figura 9 se observa un corte radial del diseño nodal del reactor.

La homogenización de las secciones eficaces individuales de cada celda tiene una relación directa con la composición isotópica del combustible (secciones microscópicas), que es una variable que depende tanto de las condiciones históricas a las que ha trabajado el combustible en ciclos o pasos anteriores; como con las condiciones instantáneas que afectan principalmente a la densidad atómica del material, y, por lo tanto, a la sección macroscópica.

De esta manera, cada uno de los nodos del sistema tiene asociadas unos parámetros neutrónicos característicos (secciones eficaces) en función de los materiales que lo componen (homogenización) y la distribución isotópica de sus componentes, que a su vez depende del quemado del combustible y, por lo tanto, de las condiciones termohidráulicas de operaciones anteriores (históricas); y las condiciones termohidráulicas actuales (valores instantáneos).

3.1.1 FORMATO DE SECCIONES EFICACES.

El diseño del reactor por celdas no solamente afecta a la caracterización del reactor, donde, como se ha desarrollado, el tamaño de los nodos depende de la heterogeneidad del núcleo. Los resultados termohidráulicos, procedentes de códigos acoplados o de ficheros externos, guardan relación con las secciones eficaces que seleccionadas para el cálculo. Los códigos que utilizan esta metodología de celdas requieren de librerías de datos neutrónicos homogenizados y colapsados a un número determinado de grupos de energía.

Los códigos de celda son códigos que permiten simular bajo condiciones muy detalladas cada nodo y los materiales en su interior, para después ejecutar su comportamiento en diferentes situaciones y obtener como resultado las secciones eficaces en función del quemado del combustible, del número de grupos de energía y de las condiciones termohidráulicas (*branches*), que principalmente tiene en cuenta la temperatura del combustible, la densidad del moderador y la posición de las barras de control.

El resultado es un documento para cada tipo de elemento combustible con los datos neutrónicos colapsados, homogenizados y distribuidos de manera que el código de resolución neutrónica nodal pueda leerlos (ficheros .PMA). Cuanto mayor son el número de *branches* y pasos de quemado, mayor es el tamaño del documento y el coste computacional, pero también es mayor la cantidad de datos disponibles, y por lo general; mejor será la resolución. Habitualmente, los códigos nodales suelen incorporar una función de interpolación para calcular los valores en condiciones intermedias no tabuladas en los ficheros.


```

!*****
GEOM
  geo_dim      17 17 28  2  2  !nasyx,nasyy,nz
  rad_conf
0  0  0  0  0  0 22 22 22 22 22  0  0  0  0  0  0
0  0  0  0 22 22 22  7  7  7 22 22 22  0  0  0  0
0  0  0 22 22  7  2  3  8  3  2  7 22 22  0  0  0
0  0 22 22  7  1  3  6  3  6  3  1  7 22 22  0  0
0 22 22  7  2  3  6  3  8  3  6  3  2  7 22 22  0
0 22  7  2  3  2  3  2  3  2  3  2  3  2  7 22  0
22 22  2  3  2  6  1  3  2  3  1  6  2  3  2 22 22
22  7  3  6  3  2  3  2  8  2  3  2  3  6  3  7 22
22  7  2  3  2  4  2  8  2  8  2  4  2  3  2  7 22
22  7  3  6  3  2  3  2  8  2  3  2  3  6  3  7 22
22 22  2  3  2  6  1  3  2  3  1  6  2  3  2 22 22
0 22  7  2  3  2  3  2  3  2  3  2  3  2  7 22  0
0 22 22  7  2  3  6  3  8  3  6  3  2  7 22 22  0
0  0 22 22  7  1  3  6  3  6  3  1  7 22 22  0  0
0  0  0 22 22  7  2  3  8  3  2  7 22 22  0  0  0
0  0  0  0 22 22 22  7  7  7 22 22 22  0  0  0  0
0  0  0  0  0  0 22 22 22 22 22  0  0  0  0  0  0
!
  assy_type      1  2*22 24*1  2*24 FUEL
  assy_type      2  2*22 24*2  2*24 FUEL
  assy_type      3  2*22 24*3  2*24 FUEL
  assy_type      4  2*22 24*4  2*24 FUEL
  assy_type      5  2*22 24*5  2*24 FUEL
  assy_type      6  2*22 24*6  2*24 FUEL
  assy_type      7  2*22 24*7  2*24 FUEL
  assy_type      8  2*22 24*8  2*24 FUEL
  assy_type      9  2*22 24*9  2*24 FUEL
  assy_type     10  2*22 24*10 2*24 FUEL
  assy_type     11  2*22 24*11 2*24 FUEL
  assy_type     12  2*22 24*12 2*24 FUEL
  assy_type     13  2*22 24*13 2*24 FUEL
  assy_type     14  2*22 24*14 2*24 FUEL
  assy_type     15  2*22 24*15 2*24 FUEL

```

Figura 11. Fichero input de PARCS_32. Bloque GEOM.

El siguiente bloque que comentar es **GEOM** (Figura 11), que tiene una especial importancia en el proyecto ya que será el que sufrirá los cambios en cada uno de los modelos generados. En este conjunto de tarjetas se especifica la disposición del patrón de carga y la distribución nodal del reactor, en este caso será una matriz radial de 17x17 con 28 niveles axiales, de los cuales los dos primeros y los dos últimos son referentes al reflector del reactor.

En la tarjeta **RAD_CONF** se establece el patrón de carga seleccionado para realizar los estudios. Por lo que se ha explicado antes, el patrón de carga es una decisión de la empresa y está sujeta a restricciones. El número de tipos de elementos combustibles considerado depende únicamente de las condiciones neutrónicas de los mismos.

Las siguientes tarjetas **ASSY_TYPE** especifica las librerías neutrónicas a seleccionar en cada uno de los nodos axiales considerados en cada tipo de elemento de combustible. Por lo tanto, tendrá tantos valores como cortes axiales se han impuesto previamente, con los dos primeros y los dos últimos referenciando a la librería del reflector, y tantas tarjetas como tipos de elementos considerados. En este caso, se establecen los datos de 22 tipos de elementos, aunque solamente se utilizan 7, otro para el reflector (22).

```

!
grid_x      17*21.504
neutmesh_x  17*1
grid_y      17*21.504
neutmesh_y  17*1
grid_z      2*10 05 24*15 24 2*10 05
boun_cond   2 2 2 2 2 2      !ibcw,ibce,ibcn,ibcs,ibcb,ibct

!
cr_axinfo   38.1 2.54
bank_conf
      0 0 0 0 0 0
      0 0 0 1 7 4 7 1 0 0 0
      0 0 0 7 7 5 7 5 7 7 0 0 0
      0 0 0 3 7 2 7 6 7 2 7 3 0 0 0
      0 0 7 7 5 7 0 7 0 7 5 7 7 0 0
      0 0 1 7 2 7 4 7 3 7 4 7 2 7 1 0 0
      0 0 7 5 7 0 7 5 7 5 7 0 7 5 7 0 0
      0 0 4 7 6 7 3 7 6 7 3 7 6 7 4 0 0
      0 0 7 5 7 0 7 5 7 5 7 0 7 5 7 0 0
      0 0 1 7 2 7 4 7 3 7 4 7 2 7 1 0 0
      0 0 7 7 5 7 0 7 0 7 5 7 7 0 0
      0 0 0 3 7 2 7 6 7 2 7 3 0 0 0
      0 0 0 7 7 5 7 5 7 7 0 0 0
      0 0 0 1 7 4 7 1 0 0 0
      0 0 0 0 0 0 0 0 0 0

!
crb_def      3
              1 1      366.0 ! Cd/In/Ag Abso
              2 1 2    91.4 366.0 ! Cd/In/Ag with Al203 Upper
              3 1      366.0 ! Burnable Poison as CR
              { } These numbers are unique to the pmaxs files CR numbering scheme
              Even though they overlap, PARCS does not know that they have different
              cross sections.
crb_type     1 1 1 1 1 2 3
              A B C D S R BP

!
*****

```

Figura 12. Fichero input de PARCSv32. Bloque GEOM.

En la siguiente parte del bloque GEOM (Figura 12) se define el tamaño de los nodos para cada uno de los ejes. El tamaño puede ser variable, por ejemplo, en los referidos al reflector, pero el número total debe ser igual que el especificado en GEO_DIM.

En la tarjeta **BOUN_COND** se especifican las condiciones de contorno en cada uno de los seis lados del paralelepípedo que supone el reactor. En este caso, el número 2 hace referencia a las condiciones de contorno que establecen corriente nula en la frontera de cada uno de los lados. El código también permite que se pueden tener en cuenta condiciones reflexivas, de flujo nulo, albedo de corriente y distancia extrapolada.

Los siguientes parámetros definen la posición de las barras de control. El primer valor de **CR_AXINFO** determina la posición de las barras respecto la parte de abajo (o de arriba en los BWR) cuando están completamente insertadas. El siguiente es la distancia entre las muescas.

La matriz desarrollada en la tarjeta **BANK_CONF** determina los bancos de barras de control y como se agrupan en las diferentes posiciones dentro del reactor. Cuando un banco de barras se mueve, todas las vinculadas se comportan como un grupo.

```

|*****
FDBK
  fa_powpit      15.548  21.50      !assembly power(Mw) and pitch(cm)
|*****
DEPL
!  inp_hst      's1c1.dep'  1  1
  time_stp      -0.1531
!
  hst_opt       T T T T F
  out_opt       T T T F F
!  bank_nr      7*1
!
  pmaxs_f       1  '../..xs_pwr/pwr_fuel_spider.PMAX'  1
  pmaxs_f       2  '../..xs_pwr/pwr_fuel_spider.PMAX'  2
  pmaxs_f       3  '../..xs_pwr/pwr_fuel_pyrex.PMAX'   3
  pmaxs_f       4  '../..xs_pwr/pwr_fuel_spider.PMAX'  4
  pmaxs_f       5  '../..xs_pwr/pwr_fuel_spider.PMAX'  5
  pmaxs_f       6  '../..xs_pwr/pwr_fuel_pyrex.PMAX'   6
  pmaxs_f       7  '../..xs_pwr/pwr_fuel_spider.PMAX'  7
  pmaxs_f       8  '../..xs_pwr/pwr_fuel_spider.PMAX'  8
  pmaxs_f       9  '../..xs_pwr/pwr_refl_rad.PMAX'     9
  pmaxs_f      10  '../..xs_pwr/pwr_refl_rad.PMAX'    10
  pmaxs_f      11  '../..xs_pwr/pwr_refl_rad.PMAX'    11
  pmaxs_f      12  '../..xs_pwr/pwr_refl_rad.PMAX'    12
  pmaxs_f      13  '../..xs_pwr/pwr_refl_rad.PMAX'    13
  pmaxs_f      14  '../..xs_pwr/pwr_refl_rad.PMAX'    14
  pmaxs_f      15  '../..xs_pwr/pwr_refl_rad.PMAX'    15
  pmaxs_f      16  '../..xs_pwr/pwr_refl_rad.PMAX'    16
  pmaxs_f      17  '../..xs_pwr/pwr_refl_rad.PMAX'    17
  pmaxs_f      18  '../..xs_pwr/pwr_refl_rad.PMAX'    18
  pmaxs_f      19  '../..xs_pwr/pwr_refl_rad.PMAX'    19
  pmaxs_f      20  '../..xs_pwr/pwr_refl_rad.PMAX'    20
  pmaxs_f      21  '../..xs_pwr/pwr_refl_rad.PMAX'    21
  pmaxs_f      22  '../..xs_pwr/pwr_refl_bot.PMAX'    22
  pmaxs_f      23  '../..xs_pwr/pwr_refl_rad.PMAX'    23
  pmaxs_f      24  '../..xs_pwr/pwr_refl_top.PMAX'    24
!
|*****
/

```

Figura 13. Fichero input de PARCS_32. Bloque FDBK y DEPL.

El bloque FDBK es necesario para determinar la potencia térmica máxima absoluta en el interior del reactor (Figura 13). El código lo calcula a través de la tarjeta **FA_POWPIT** que determina la potencia nodal y el número de divisiones axiales entre las que se ha repartido. El resultado de multiplicar estos valores es la potencia pico de un elemento combustible.

La tarjeta **INP_HST** determina el nombre del archivo que almacena los datos termohidráulicos y de quemado históricos de los ciclos anteriores y que son relevantes en el ciclo actual ya que únicamente un tercio del combustible es fresco. En este caso de ejemplo, se ha decidido suponer que todos los elementos son frescos, por eso no es necesario este fichero y esta comentada la tarjeta.

En las tarjetas **PMAX_F** se asocia una librería de secciones eficaces, determinando su ubicación, a cada uno de los tipos de nodos utilizados en la tarjeta **ASSY_TYPE** que definía cada uno de los tipos de elementos combustibles. Estas librerías tienen un formato determinado que el código puede leer. Cabe destacar que las características neutrónicas de los reflectores, aunque no sea parte del núcleo activo, son muy importantes en el cálculo y se obtienen de la misma manera que el resto de los elementos.

```

:
!*****
/
CNTL
  core_power  99.87
  search      ppm
!
DEPL
  hst_opt      T T T T F
  out_opt      T T T F F
  inp_hst      'ss_pwr_paths.dep'  1  2
  time_stp     -0.2027
!*****
/
CNTL
  core_power  99.78
  search      ppm
!
DEPL
  hst_opt      T T T T F
  out_opt      T T T F F
  inp_hst      'ss_pwr_paths.dep'  1  4
  time_stp     -1.3342
!*****
:

```

Especificaciones de funcionamiento y variaciones del bloque CNTL en el nuevo paso del ciclo

PASO N

PASO N+1

Figura 14. Tarjetas de control del seguimiento de ciclo.

El código puede hacer cálculos de seguimiento de ciclos si se especifican los pasos de tiempo y las características y variaciones de cada uno de ellos (Figura 14). En este caso, el control de los pasos se lleva a cabo mediante un valor negativo en la tarjeta **TIME_STP** lo que significa que se establece en referencia al quemado del combustible, no en función del tiempo.

También cabe destacar la función de la tarjeta **INP_HST** donde, a diferencia del primer paso, el histórico sí es relevante ya que, dependiendo de parámetros como la posición, el enriquecimiento o las condiciones de funcionamiento afectan al quemado de los elementos. Sin embargo, el fichero de información que requiere hace referencia a una salida del mismo código, es decir, está utilizando la información impresa en la salida del paso anterior (N-1) como información de entrada para el paso actual (N). Aunque en este caso no sea relevante porque se supone el combustible fresco, esta afirmación implica que, para el seguimiento de ciclo real, solamente necesitaríamos información de históricos externa para el primer paso ya que después el mismo código se retroalimenta.

3.2.2 FICHEROS DE SALIDA (OUTPUT) DE PARCS.

En la salida, el código genera muchos ficheros con diferentes datos relevantes expuestos de diferentes maneras para el estudio de todos los parámetros del ciclo. Además, en el caso del seguimiento de ciclo la información introducida en el bloque **PRINT_OPT** se imprime en la salida para cada paso de quemado establecido. A continuación, se resumirá la información de los ficheros más relevantes en el proyecto.

El fichero .DEP es el más extenso e importante porque, además de presentar los resultados de manera detallada, es el que utiliza el fichero como referencia para leer los históricos de pasos de quemado anteriores.

Cálculo y análisis del seguimiento de núcleo en reactores nucleares de agua ligera (LWR) con acoplamiento termohidráulico-neutrónico 3D: aplicación a PWR y BWR

La información sobre los resultados se expone en el fichero para cada paso de quemado (Figura 15). Al inicio de cada bloque, imprime un resumen con los valores iniciales y los resultados más relevantes del paso (por ejemplo, duración del ciclo, potencia máxima o k efectiva). A continuación, presenta los resultados detallados en formato de datos bidimensionales (plano radial), unidimensionales (planos axiales) y tridimensionales, expresando para cada uno las divisiones axiales, el número de nodos longitudinales (en este caso 24 nodos calefactados y 4 de reflectores). Los datos tridimensionales se dan para los valores de los elementos activos (157 en el modelo PWR), los valores del reflector y los del baipás; sin embargo, muchos resultados no tienen sentido físico (por ejemplo, la temperatura del reflector se considera 273.15 K cuando no se especifica su cálculo) o se normalizan únicamente al núcleo activo.

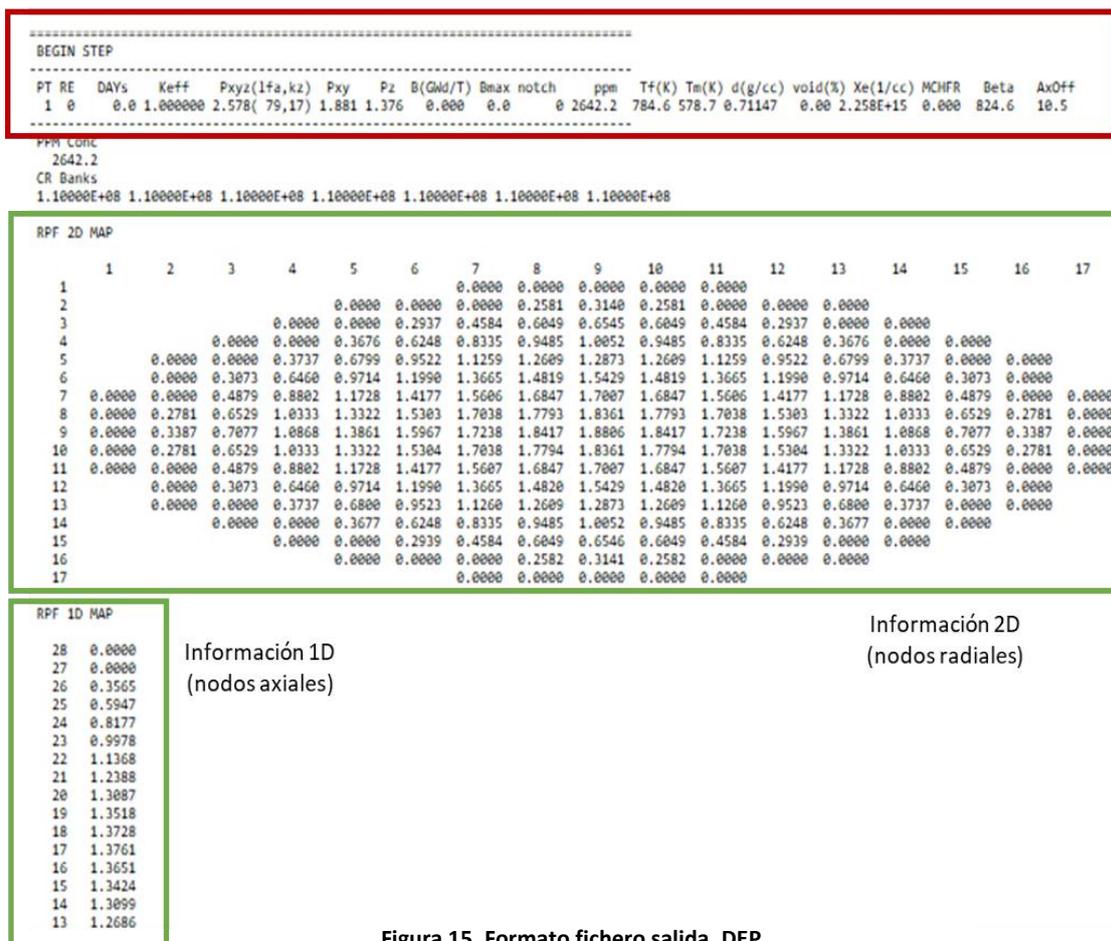


Figura 15. Formato fichero salida .DEP.

El fichero .DEP presenta en los resultados de potencia (RPF), quemado (EXP), valores históricos de barras de control (HCR), concentración de boro (HDC), potencia (HPC), temperatura del combustible (HTF), y valores instantáneos de densidad del refrigerante (DCO), temperatura del combustible (TFU) y concentración de boro en el refrigerante (PCO).

Además, al final del fichero se hace un resumen de las características más importantes (SUMMARY) de cada paso de ciclo, la duración, la concentración de boro, etc....

El fichero .OUT imprime resultados muy similares al .DEP, pero utiliza otro formado de datos tridimensionales, presentando los datos por planos bidimensionales para cada nodo axial. Este fichero, además, muestra la información detallada del fichero de entrada, y otros datos que detallan el cálculo que realiza el código. Aunque por su formato no interesa para extraer los resultados, es útil para hacer el seguimiento del código, detectar errores o comprobar valores calculados.

3.3 CÓDIGO PATHS.

3.3.1 FICHERO DE ENTRADA (*INPUT*) DE PATHS.

Por otro lado, PATHS es un código novedoso, aún en desarrollo que permite cálculos termohidráulicos unidimensionales utilizados de manera acoplada al código neutrónico PARCS o para obtener resultados de manera autónoma a partir de un fichero que determine la distribución de potencia térmica en el reactor.

La idea de este código surge tras el desarrollo de PARCS y la necesidad de agilizar los resultados frente a los códigos termohidráulicos habitualmente utilizados, con geometría tridimensional y un modelo de resolución de seis ecuaciones: balance de masa, momento y energía para la fase líquida y vapor. El código también utiliza este tipo de balances, pero simplifica los cálculos ya que no permite movimiento radial del flujo, únicamente longitudinal. De esta manera y en términos conceptuales, el código plantea el reactor como un conjunto de tuberías paralelas e impone que la pérdida de carga total sea igual en todas ellas para posteriormente determinar el flujo que circula por cada canal en función de este parámetro.

El código está enfocado principalmente en ser utilizado en reactores BWR, incluyendo tarjetas de datos que hacen referencia a características de este tipo de tecnologías, pero también se pueden simular condiciones de PWR de manera más sencilla.

En el código se desarrolla la distribución y las características mecánicas de los elementos neutrónicos, diferenciándose entre ellos por su geometría y la influencia que tenga en los valores de pérdida de carga. En la Figura 16 se pueden observar los primeros parámetros necesarios para definir la distribución de los elementos del reactor en el código.

En la tarjeta **CORE_STATE** se establecen las condiciones termohidráulicas generales del reactor. El primer valor hace referencia a la potencia térmica total absoluta del reactor, el segundo valor especifica el caudal que recorre el núcleo activo, no tiene en cuenta el caudal del baipás. Los siguientes valores determinan las condiciones de contorno. El primero, establece la entalpía (o temperatura) del fluido a la entrada y el último fija la presión del fluido a la salida.

La tarjeta **TH_IPATHS** determina el modo de funcionamiento, en este caso acoplado, del código. Si esta tarjeta especifica funcionamiento independiente, debe introducirse la distribución de la potencia térmica con otras tarjetas o ficheros externos.

Los siguientes parámetros especifican las características nodales de los elementos. No es necesario que coincidan con los establecidos en el código neutrónico, pero es recomendable ya que simplifica el procesamiento de los resultados finales si ambos códigos siguen el mismo formato.

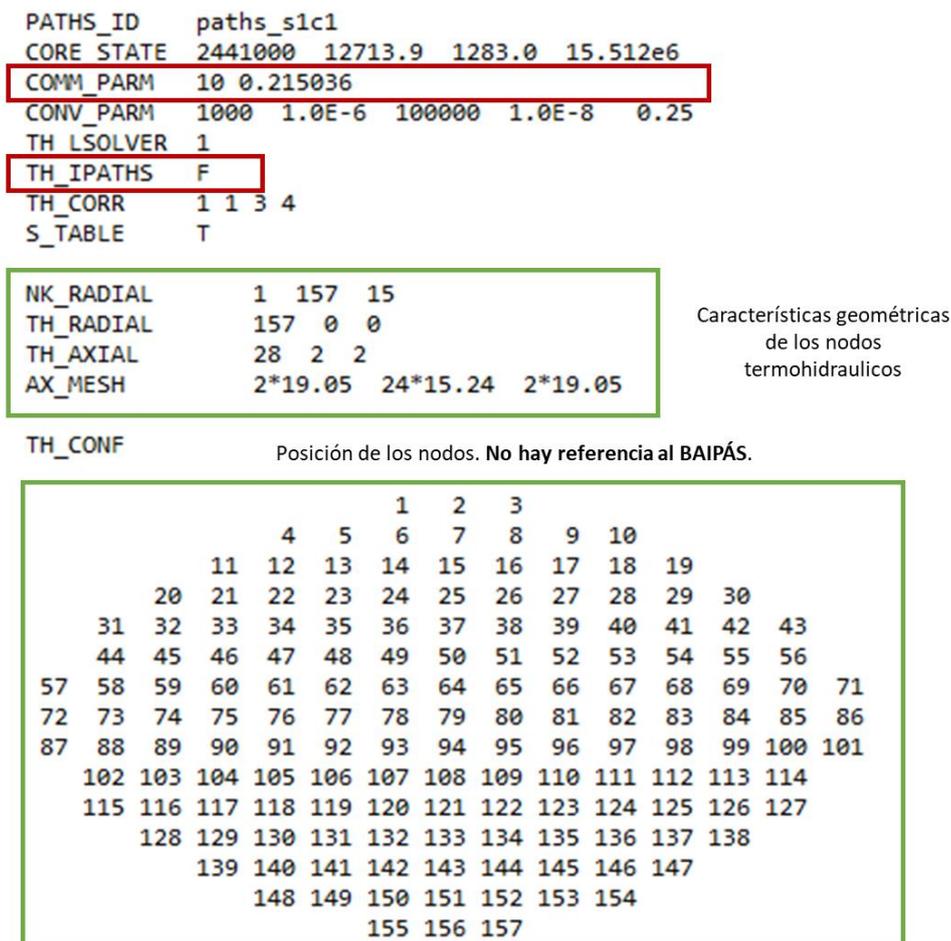


Figura 16. Fichero input de PATHS. Distribución de elementos.

El siguiente bloque de datos presentados en la Figura 17 agrupa aquellos elementos que tengan las mismas características mecánicas y, por lo tanto, se comportan igual y después determina las características que los definen.

En la tarjeta de datos **CHAN_GEOM** se presentan las características geométricas de los elementos, teniendo en cuenta el número de varillas, el área de los canales de agua, la conductividad térmica de los elementos, o la rugosidad. Todos estos parámetros influyen en la pérdida de carga de los canales.

Por otro lado, la tarjeta **KA_CHAN** establece las pérdidas de carga asociadas a elementos locales, en este caso, los espaciadores situados a diferentes alturas. La posición y el diseño de estas rejillas depende mucho del fabricante y añaden valores de pérdidas que deben tenerse en cuenta en el cálculo.

3.3.2 FICHEROS DE SALIDA (OUTPUT) DE PATHS.

Los ficheros de salida de PATHS presentan los resultados termohidráulicos referentes a los distintos materiales que componen el reactor. Muchos de estos datos también los presentan las salidas de PARCS, pero hay otros más detallados que son interesantes de extraer y evaluar.

Channel	157							
Height	Velocity	Pressure	Void Fract.	Density	Enthalpy	Flow Rate	RelPower	
0.000000E+00	4.4136999E+00	1.5853377E+07	0.000000E+00	7.4721461E+02	1.2830000E+03	8.1460131E+01	0.000000E+00	
1.9050000E-01	4.4145414E+00	1.5703033E+07	0.000000E+00	7.4707216E+02	1.2827988E+03	8.1460131E+01	0.000000E+00	
3.8100000E-01	4.4145681E+00	1.5698269E+07	0.000000E+00	7.4706764E+02	1.2827924E+03	8.1460131E+01	1.1089619E-01	
5.3340000E-01	4.4214969E+00	1.5683506E+07	0.000000E+00	7.4589695E+02	1.2859983E+03	8.1460131E+01	1.5726537E-01	
6.8580000E-01	4.4312996E+00	1.5679659E+07	0.000000E+00	7.4424691E+02	1.2905676E+03	8.1460131E+01	1.7816402E-01	
8.3820000E-01	4.4425063E+00	1.5675803E+07	0.000000E+00	7.4236946E+02	1.2957448E+03	8.1460131E+01	1.8366079E-01	
9.9060000E-01	4.4541759E+00	1.5671941E+07	0.000000E+00	7.4042451E+02	1.3010819E+03	8.1460131E+01	1.8372917E-01	
1.1430000E+00	4.4660379E+00	1.5657043E+07	0.000000E+00	7.3845791E+02	1.3064060E+03	8.1460131E+01	1.8261289E-01	
1.2954000E+00	4.4778859E+00	1.5653173E+07	0.000000E+00	7.3650403E+02	1.3117125E+03	8.1460131E+01	1.8173265E-01	
1.4478000E+00	4.4898006E+00	1.5649298E+07	0.000000E+00	7.3454954E+02	1.3169934E+03	8.1460131E+01	1.8133512E-01	
1.6002000E+00	4.5018146E+00	1.5645419E+07	0.000000E+00	7.3258926E+02	1.3222627E+03	8.1460131E+01	1.8132100E-01	
1.7526000E+00	4.5140265E+00	1.5630384E+07	0.000000E+00	7.3060737E+02	1.3275163E+03	8.1460131E+01	1.8149703E-01	
1.9050000E+00	4.5263097E+00	1.5626495E+07	0.000000E+00	7.2862469E+02	1.3327903E+03	8.1460130E+01	1.8171208E-01	
2.0574000E+00	4.5387399E+00	1.5622601E+07	0.000000E+00	7.2662921E+02	1.3380705E+03	8.1460130E+01	1.8187086E-01	
2.2098000E+00	4.5513162E+00	1.5618702E+07	0.000000E+00	7.2462137E+02	1.3433554E+03	8.1460130E+01	1.8195451E-01	
2.3622000E+00	4.5641136E+00	1.5603524E+07	0.000000E+00	7.2258959E+02	1.3486270E+03	8.1460130E+01	1.8196612E-01	
2.5146000E+00	4.5769765E+00	1.5599615E+07	0.000000E+00	7.2055866E+02	1.3539145E+03	8.1460130E+01	1.8194228E-01	
2.6670000E+00	4.5899810E+00	1.5595700E+07	0.000000E+00	7.1851735E+02	1.3592014E+03	8.1460131E+01	1.8198544E-01	
2.8194000E+00	4.6031347E+00	1.5591781E+07	0.000000E+00	7.1646415E+02	1.3644894E+03	8.1460131E+01	1.8221386E-01	
2.9718000E+00	4.6165381E+00	1.5576453E+07	0.000000E+00	7.1438401E+02	1.3697682E+03	8.1460131E+01	1.8272678E-01	
3.1242000E+00	4.6300494E+00	1.5572522E+07	0.000000E+00	7.1229930E+02	1.3750777E+03	8.1460131E+01	1.8347016E-01	
3.2766000E+00	4.6437729E+00	1.5568585E+07	0.000000E+00	7.1019429E+02	1.3804089E+03	8.1460131E+01	1.8389355E-01	
3.4290000E+00	4.6576892E+00	1.5564643E+07	0.000000E+00	7.0807237E+02	1.3857524E+03	8.1460131E+01	1.8224415E-01	
3.5814000E+00	4.6717349E+00	1.5549157E+07	0.000000E+00	7.0594352E+02	1.3910315E+03	8.1460131E+01	1.7418114E-01	
3.7338000E+00	4.6852292E+00	1.5545205E+07	0.000000E+00	7.0391028E+02	1.3960924E+03	8.1460131E+01	1.5070362E-01	
3.8862000E+00	4.6970331E+00	1.5541254E+07	0.000000E+00	7.0214132E+02	1.4004704E+03	8.1460131E+01	1.0409245E-01	
4.0386000E+00	4.7052645E+00	1.5537312E+07	0.000000E+00	7.0091299E+02	1.4034926E+03	8.1460131E+01	0.000000E+00	
4.2291000E+00	4.7053694E+00	1.5524656E+07	0.000000E+00	7.0089737E+02	1.4034745E+03	8.1460131E+01	0.000000E+00	
4.4196000E+00	4.7054441E+00	1.5512000E+07	0.000000E+00	7.0088623E+02	1.4034454E+03	8.1460131E+01		

All Channels	Height	Velocity	Pressure	Void Fract.	Density	Enthalpy	Flow Rate
0.000000E+00	4.3876991E+00	1.5853377E+07	0.000000E+00	7.4721461E+02	1.2830000E+03	1.2713900E+04	
1.9050000E-01	4.3885259E+00	1.5704782E+07	0.000000E+00	7.4707382E+02	1.2828011E+03	1.2713900E+04	
3.8100000E-01	4.3885522E+00	1.5700057E+07	0.000000E+00	7.4706934E+02	1.2827948E+03	1.2713900E+04	
5.3340000E-01	4.4007256E+00	1.5685430E+07	0.000000E+00	7.4500279E+02	1.2884891E+03	1.2713900E+04	

Figura 18. Formato de fichero _PTH salida de PATHS.

Actualmente el código PATHS solamente tiene en cuenta los nodos calefactados del sistema. El fichero de salida _PTH (Figura 18) presenta los resultados para cada uno de esos elementos y hace un resumen final (*All Channels*) que sería el equivalente a los resultados unidimensionales de los datos de PARCS.

Una de las características a tener en cuenta de este fichero es que expone los resultados para N+1 nodos, es decir, en las caras de los nodos, no en el centro de ellos. Esta es una propiedad diferente de este fichero frente a los demás, pero tiene justificación física en ciertos parámetros y aporta más detalle en la información.

A diferencia de la versión anterior, la nueva versión de PARCSv342 permite incluir nuevas especificaciones en la tarjeta **VERBOSITY** en el fichero de entrada de PATHS. Establecer este parámetro adecuadamente permite determinar la información de salida y los ficheros que genera, especificando la cantidad de datos termohidráulicos, incluyendo un nuevo tipo de salida y las características del fichero que muestra la convergencia de los cálculos del código.

El fichero _XTH (Figura 19) presenta otros datos termohidráulicos que pueden ser relevantes en determinados estudios. Los datos referidos al refrigerante son iguales que el documento anterior, pero ahora incluye datos sobre las condiciones de temperatura del combustible y la vaina. Estos parámetros son limitantes en el estudio de los patrones para garantizar la seguridad e integridad de las vainas. Además, en este caso el fichero imprime los resultados en el centro de los nodos, y no hace un resumen final como en el anterior.

Channel	1			
Den Cool	TempCool	Ave Fuel	Center	Surface
7.4714508E-01	5.6289374E+02	5.6289395E+02	5.6289395E+02	5.6289395E+02
7.4707245E-01	5.6286625E+02	5.6286628E+02	5.6286628E+02	5.6286628E+02
7.4706330E-01	5.6286169E+02	5.6286279E+02	5.6286279E+02	5.6286279E+02
7.4665829E-01	5.6306732E+02	6.2515903E+02	6.7443072E+02	5.7856308E+02
7.4546251E-01	5.6369653E+02	6.9684963E+02	8.1119844E+02	5.9463004E+02
7.4348184E-01	5.6473488E+02	7.7490139E+02	9.6728247E+02	6.1027835E+02
7.4074662E-01	5.6615080E+02	8.5566995E+02	1.1311188E+03	6.2513567E+02
7.3731238E-01	5.6790628E+02	9.3410437E+02	1.2881230E+03	6.3885556E+02
7.3324917E-01	5.6995423E+02	1.0054035E+03	1.4279707E+03	6.5112139E+02
7.2863067E-01	5.7223612E+02	1.0658760E+03	1.5448899E+03	6.6165068E+02
7.2354364E-01	5.7468768E+02	1.1128586E+03	1.6349412E+03	6.7020304E+02
7.1810011E-01	5.7724596E+02	1.1444538E+03	1.6947248E+03	6.7658688E+02
7.1242456E-01	5.7984692E+02	1.1594203E+03	1.7215744E+03	6.8066037E+02
7.0664012E-01	5.8242289E+02	1.1571865E+03	1.7141871E+03	6.8233163E+02
7.0087717E-01	5.8490875E+02	1.1378833E+03	1.6729983E+03	6.8156232E+02
6.9528602E-01	5.8724954E+02	1.1023325E+03	1.6000694E+03	6.7837175E+02
6.9001943E-01	5.8939639E+02	1.0519947E+03	1.4985371E+03	6.7283418E+02
6.8521384E-01	5.9130194E+02	9.8897338E+02	1.3720364E+03	6.6507376E+02
6.8099722E-01	5.9292572E+02	9.1619288E+02	1.2250006E+03	6.5526468E+02
6.7750167E-01	5.9424114E+02	8.3768388E+02	1.0646864E+03	6.4363318E+02
6.7484156E-01	5.9522885E+02	7.5841590E+02	9.0338651E+02	6.3044957E+02
6.7309174E-01	5.9586966E+02	6.8303338E+02	7.5521472E+02	6.1601646E+02
6.7229893E-01	5.9614928E+02	6.1437890E+02	6.2831720E+02	6.0066673E+02
6.7214177E-01	5.9619567E+02	5.9619568E+02	5.9619568E+02	5.9619568E+02
6.7213593E-01	5.9619338E+02	5.9619339E+02	5.9619339E+02	5.9619339E+02
6.7213009E-01	5.9619107E+02	5.9619110E+02	5.9619110E+02	5.9619110E+02
6.7211762E-01	5.9618616E+02	5.9618621E+02	5.9618621E+02	5.9618621E+02
6.7210113E-01	5.9627621E+02	5.9617777E+02	5.9617777E+02	5.9617777E+02

Figura 19. Formato de fichero _XTH salida de PATHS.

El principal problema que presentan estos ficheros es que no solamente imprime los resultados para cada paso de quemado, también vuelca la información de cada una de las iteraciones realizadas en el cálculo, pero no imprime un marcador que especifique donde están los resultados una vez convergen los cálculos. El número de iteraciones es variable y depende de los requisitos de convergencia impuestos, por este motivo complica la tarea de filtrar y extraer la información de interés.

CAPÍTULO 4. MODELO DE REACTOR PWR

4 MODELOS TERMOHIDRÁULICO Y NEUTRÓNICO PWR.

4.1 REACTOR PWR SURRY.

La Central Nuclear Surry se encuentra en el estado de Virginia, en los Estados Unidos. Es una instalación enfocada a la producción comercial de energía eléctrica de origen nuclear que consta de dos reactores. Es propiedad de *Virginia Electric and Power Company* y es operada por la empresa *Dominion Energy*. El diseño de la instalación consiste en un reactor PWR modelo *Westinghouse Three-Loop* (CARLSON, 1979).

La licencia de operación, otorgada por la NRC en 1972 le permite estar en funcionamiento hasta 60 años, ya que recientemente se ha extendido la vida útil 20 años adicionales tras cumplimentar los estudios requeridos y superar los requisitos establecidos para ello. La central puede producir 2587 MW de potencia térmica nominal, que se refleja en alrededor de 800 MWe producidos en cada reactor.

En el núcleo se disponen 157 elementos combustible formados por varillas de Zircaloy o ZIRLO con diferentes grados de enriquecimiento de U-235. Los elementos combustibles utilizados están limitados a aquellos que han sido analizados y han superado las pruebas y los requisitos impuestos por la NRC y por la empresa propietaria. También se ubican en el reactor los espacios reservados a las 48 barras de control de material formado por una mezcla de plata, indio y cadmio.

Esta central destaca por su diseño Westinghouse, de los más utilizados en reactores comerciales, pero también ha sido seleccionada para este trabajo por la transparencia de los datos e informes que la hace llamativa a la hora de realizar proyectos de estas características. La empresa realiza diferentes planes de funcionamiento que determinan la metodología de operación y frecuencia de los estudios técnicos y ambientales necesarios para garantizar la seguridad y el control de la instalación. Además, las especificaciones técnicas también son información abierta, por lo que la información necesaria para desarrollar el modelo era fácilmente accesible.

4.2 ESTADO DEL PROYECTO.

En proyectos anteriores relacionados con este trabajo se comenzó a desarrollar la fase inicial del proyecto con los datos del reactor Surry. Se escogió esta planta ya que se quería comenzar por un reactor PWR y la información y datos de planta de este reactor son públicos y accesibles dentro del campo nuclear, facilitando el desarrollo de los modelos. Además, otra de las ventajas que presenta este reactor es la similitud mecánica de los elementos combustibles, típico en los PWR, que simplificaba mucho el desarrollo del código PATHS.

La primera fase del proyecto, el desarrollo de los modelos independientes había sido finalizada tras su correspondiente verificación con códigos licenciados; obteniendo resultados muy cercanos a los obtenidos con otros códigos acoplados verificados y validados (TRACE/PARCS). Además, esta fase permitió afianzar la fiabilidad del código termohidráulico PATHS frente a la alternativa de diseño tridimensional TRACE.

La segunda fase del proyecto consistió en la automatización de la generación de modelos y ficheros de entrada con patrones de carga aleatorios, que serán, una vez ejecutados con el código acoplado, la fuente de resultados de la red neuronal.

La estrategia de generación de los patrones de carga consiste en establecer la metodología y las limitaciones a incluir en el programa generador para asegurar que las opciones de distribución sean alternativas realistas, que cumplan las especificaciones y limitaciones técnicas, de diseño o simplemente la estrategia habitual de la planta, pero que a la vez asegure la aleatoriedad y variabilidad de los resultados. Incluir todas las opciones de patrón de carga posibles, sin limitaciones, no tiene sentido ya que muchos de esos diseños o alternativas serían descartados por motivos técnicos o tendrían resultados sin sentido operacional, complicando enormemente la ejecución de los modelos y la gestión de los datos.

Por ejemplo, aunque sea una opción posible, no tiene sentido evaluar un caso en el cual todos los elementos frescos se amontonan en la misma zona del reactor, ya que esa opción, de manera intuitiva, se puede deducir que generará una distribución de potencia no uniforme y no cumplirá los requisitos de operación, por lo tanto, tener en cuenta esta información en el posterior desarrollo de la red neuronal envenenaría las muestras aportadas y, posiblemente, la efectividad de esta. Además, muchas plantas tienen técnicas propias en el diseño de la distribución dependiendo de los objetivos de la empresa, facilitando así encontrar el modelo óptimo y beneficiando algunos aspectos del reactor durante el ciclo de operación.

Por ejemplo, el diseño radial dispone los elementos frescos en el centro del reactor, mejorando así la homogenización de la temperatura, pero empeorando la distribución neutrónica. Un diseño de agrupación de elementos con igual enriquecimiento es un diseño más heterogéneo, pero que permite mejor control de la reactividad.

En este caso, la principal condición impuesta es de las estrategias más habituales, ya que asegura la homogeneidad del flujo neutrónico en el reactor y, por lo tanto, el quemado de los elementos. La estrategia seleccionada sigue el principio de “diseño de tablero de ajedrez” que impone que dos elementos con características neutrónicas similares no pueden ser colindantes en la matriz.

La generación de modelos de ficheros de entrada en la que la única diferencia es el patrón de carga seleccionado se lleva a cabo a través del conjunto de programas de Matlab® denominado GENERA_INPUTS.m. Este paquete está formado por cinco programas entrelazados que tienen diferentes funciones, tanto de construcción y verificación de la matriz como de creación de los ficheros.

Los programas generan matrices independientes de un cuarto del reactor, y comprueban las condiciones fijadas en la estrategia. En la siguiente fase, desarrollan el reactor al completo a partir de la filosofía de simetría doble en el núcleo y rellenan los documentos de entrada al código acoplado PARCS/PATHS.

Además de la simetría doble del reactor, que agiliza mucho la obtención de matrices, se decide establecer el número de tipos de elementos combustibles de manera que el patrón de carga de PARCS, donde los elementos son distribuidos en función de sus características neutrónicas, y el patrón de carga de PATHS, que depende de las características mecánicas; sean el mismo. De esta manera se pueden encontrar elementos con diseños mecánicos aparentemente iguales pero distinto tipo asociado por sus características neutrónicas. Esta metodología complica el diseño inicial y el número de tipos de elementos que se tienen en cuenta, pero permite ahorrar la necesidad de plantear dos matrices, una mecánica y otra neutrónica, que realmente hagan referencia al mismo diseño.

4.3 PROGRAMA DE GESTIÓN AUTOMÁTICA DE RESULTADOS PARA PARCS v3.2.

La dificultad de la ejecución de los 25000 modelos generados presenta complicaciones principalmente a nivel logístico. El tiempo de ejecución individual de un modelo ronda los 20 minutos, haciendo inviable la ejecución si no fuera por la disposición del clúster de computación Quasar del grupo de investigación, que, mediante el diseño adecuado del *script*, permite paralelizar el problema entre los 32 procesadores disponibles en los nodos de ejecución.

Realmente, el código PARCS/PATHS no permite la paralelización del problema, pero se plantea la ejecución de manera que cada uno de los 32 procesadores ejecute un caso. Cuando acaban de ejecutar ese bloque de 32, se comprimen los ficheros de los casos ya calculados y se reparten y ejecutan los 32 siguientes. El tiempo de ejecución total, por lo tanto, se ve reducido un número de veces proporcional al número de procesadores utilizados.

Otro de los problemas principales que supone la gestión de los casos es el almacenamiento de datos. Los códigos utilizados generan muchos ficheros de gran tamaño que almacenan todo tipo de información ya que en su diseño fueron planteados para el estudio exhaustivo del modelo planteado. El espacio disponible en los nodos de Quasar está limitado no solamente por el espacio disponible, también por el resto de los proyectos que lleva a cabo el grupo de investigación y el departamento.

Por estos motivos, se decidió ejecutar en diferentes nodos, dividiendo los casos en grupos en función del almacenamiento y los procesadores disponibles en cada uno.

La primera tarea vinculada a la gestión de los ficheros de resultados consistía en organizar los resultados de los 25000 modelos, verificar que no había ocurrido ningún problema, eliminar los ficheros que tienen resultados irrelevantes en este trabajo y comprimir el resto en un formato que redujera el tamaño de los casos y facilitara la posterior automatización de tareas relacionadas con la extracción de resultados. El programa CHECK_ZIP.m desarrollado con Matlab[®] recorre todas las carpetas y comprueba las condiciones anteriores establecidas. Como salida, devuelve el número de los modelos que no cumplen las especificaciones determinadas y un mensaje que determina el tipo de fallo (por ejemplo, error de compresión o de ejecución). El resultado es asegurar que los ficheros de todos los modelos se encuentran en la misma situación inicial (nombre, formato de compresión...), pudiendo asegurar el funcionamiento y eficiencia de los siguientes programas desarrollados.

La siguiente fase del proyecto consiste en la extracción de los resultados expuestos en los ficheros .DEP y .OUT en el formato requerido por la red neuronal, de manera que facilite el aprendizaje y agilice el proceso.

Como parámetros de entrada, la red tendrá la posición variable de los elementos combustibles en el cuadrante inferior, obviando aquellos que son constantes (reflector y elementos exteriores) y que no aportarían información relevante. El resultado de la entrada será un vector de 39 datos referentes al tipo de elemento en cada posición (Figura 20). De esta manera podemos simplificar el número de entradas a la red neuronal, de 289 posiciones que son necesarias en la matriz de entrada de los códigos, a un vector lineal de 39 valores.

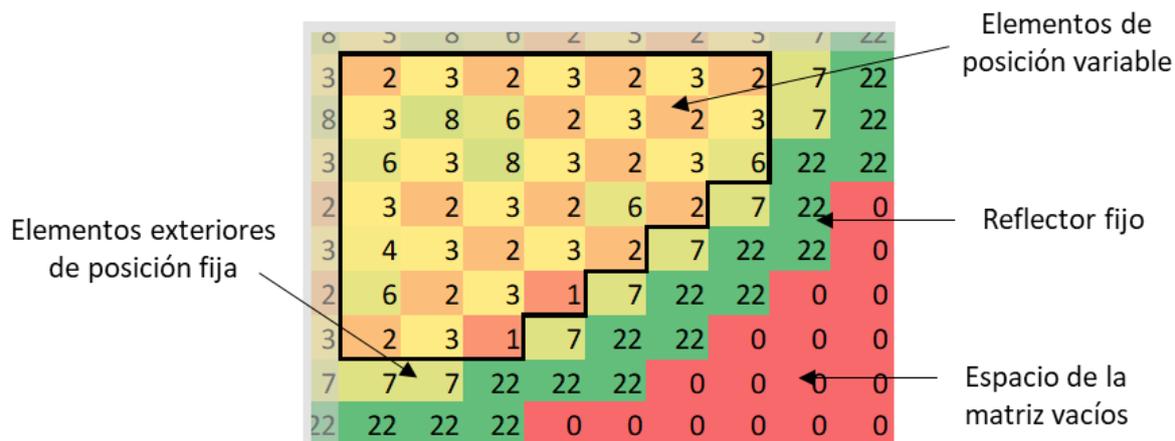


Figura 20. Cuadrante inferior derecho y elementos de posición variable en el reactor.

Como parámetros de salida se busca obtener el valor de boro en el primer paso del ciclo, que será máximo en comparación con el resto de pasos, en el que el combustible se irá quemando. Este valor es importante para estimar la reactividad inicial del ciclo y observar su relación con el tiempo de ciclo.

Otro de los parámetros importantes y decisivos a la hora de seleccionar la distribución óptima del reactor con esta versión de PARCS es la duración de los ciclos. Realmente, el código calcula las características de todos los pasos en función del quemado (o del tiempo) establecidos en el fichero de entrada ajustando la concentración de boro en el sistema conforme se va perdiendo reactividad por el quemado del combustible, de manera que el reactor se mantenga crítico en todo momento (k efectiva = 1).

Por lo tanto, conforme el reactor está en operación, el quemado del combustible aumenta progresivamente y la concentración de boro se reduce a cada paso de tiempo. De esta manera podemos deducir que habrá un momento en el que la reactividad positiva a aportar por la reducción de ácido bórico en el sistema no pueda compensar la pérdida de reactividad por el consumo del combustible. En ese punto, el código simula la situación sin boro (realmente a 0.10 ppm) y obtiene el valor de la k efectiva que será menor que 1 y, por lo tanto, decimos que el reactor es subcrítico y se confirma que ha llegado a la etapa final de su ciclo de operación (Figura 21).

La distribución de la potencia térmica en el reactor es otro parámetro importante que es interesante extraer e introducir en la red neuronal para, cuando esté desarrollada, poder obtenerlo como resultado. Sin embargo, la distribución tridimensional de la potencia supondría tener tantos valores de entrada como nodos y pasos de quemado, en el caso de Surry, 17 x 17 en la matriz radial, por 24 nodos axiales activos en el reactor y por 30 pasos de quemado. Por este motivo se decidió que gestionar este volumen de resultados en cada uno de los modelos supondría una complicación logística importante

que tampoco aportaría diferencias significativas en las conclusiones esperadas de esta fase inicial del trabajo.

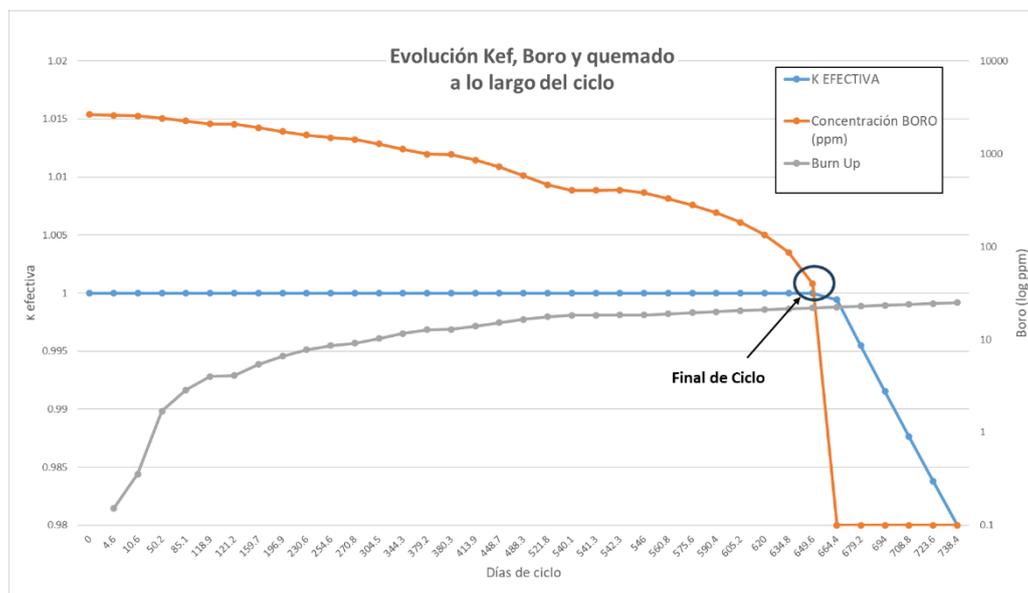


Figura 21. Evolución de k efectiva, Boro y quemado a lo largo del ciclo.

Por lo general, cuantos más datos se le aporta a la red, más complicada es la convergencia en el entrenamiento y su desarrollo, sin embargo, la importancia de este dato en términos de validez de resultados y con el objetivo de probar el alcance de la red, nos llevó a optar por plantear otro tipo de datos relacionados con la potencia del reactor que entraran dentro de las limitaciones técnicas.

- Extraer la potencia térmica en un nodo aleatoriamente seleccionado, pero igual en todos los modelos. De esta manera la información a aportar a la red es únicamente un valor, simplificando al máximo esta entrada.
- Determinar el valor de potencia y su posición en el reactor. Para reducir el número de parámetros, se establece que la posición se dé en función del elemento combustible (valor entre 1 y 157) y la altura a la que se encuentra (hasta 28), en lugar de unas coordenadas cartesianas habituales (x,y,z) .

Todos estos resultados son extraídos del mismo documento. En esta versión, el fichero de salida .DEP realiza un resumen de las soluciones principales en cada paso de tiempo como son los parámetros más importantes de la potencia, el valor exacto de la k efectiva, el tiempo de duración en cada paso de quemado establecido en el input, y algunos valores referentes a la temperatura de los materiales (Figura 22). Hay otros valores, como podría ser la posición de las barras de control o el coeficiente de huecos, que son concretos para modelos BWR y por lo tanto no tienen sentido evaluar.

```

=====
summary:
-----
PT RE  DAYS  Keff  Pxyz(1fa,kz)  Pxy  Pz  B(GWd/T)  Bmax notch  ppm  Tf(K)  Tm(K)  d(g/cc)
58 28  634.8  1.000000  1.262( 27, 6)  1.143  1.104  21.430  29.7  0  86.9  780.5  580.6  0.70936
59 29  634.8  1.000000  1.262( 23, 6)  1.143  1.104  21.430  29.7  0  86.9  780.5  580.6  0.70936
60 29  649.6  1.000000  1.260( 27, 6)  1.142  1.104  21.930  30.3  0  35.8  780.5  580.6  0.70936
61 30  649.6  1.000000  1.260( 27, 6)  1.142  1.104  21.930  30.3  0  39.8  780.5  580.6  0.70936
62 30  664.4  0.999418  1.255( 23, 6)  1.140  1.101  22.430  30.8  0  0.1  780.5  580.6  0.70938
63 31  664.4  0.999418  1.255( 27, 6)  1.140  1.101  22.430  30.8  0  0.1  780.5  580.6  0.70938
64 31  679.2  0.995470  1.234( 23, 6)  1.138  1.085  22.930  31.3  0  0.1  780.3  580.5  0.70960
65 32  679.2  0.995470  1.234( 27, 6)  1.138  1.085  22.930  31.3  0  0.1  780.3  580.5  0.70960
66 32  694.0  0.991541  1.216( 23, 6)  1.137  1.072  23.430  31.9  0  0.1  780.2  580.4  0.70978
67 33  694.0  0.991541  1.217( 27, 6)  1.137  1.072  23.430  31.9  0  0.1  780.2  580.4  0.70978
68 33  708.8  0.987641  1.202( 23, 6)  1.135  1.061  23.930  32.4  0  0.1  780.1  580.3  0.70992
69 34  708.8  0.987641  1.202( 27, 6)  1.135  1.061  23.930  32.4  0  0.1  780.1  580.3  0.70992
70 34  723.6  0.983777  1.196( 25,23)  1.133  1.053  24.430  33.0  0  0.1  780.0  580.3  0.71004
71 35  723.6  0.983776  1.196( 25,23)  1.133  1.053  24.430  33.0  0  0.1  780.0  580.3  0.71004
72 35  738.4  0.979946  1.200( 25,23)  1.131  1.057  24.930  33.6  0  0.1  779.9  580.2  0.71014
=====
    
```

Figura 22. Apartado del SUMMARY referente a los últimos valores del ciclo.

El paquete de scripts GESTOR_32.m de Matlab® es un conjunto de programas que buscan, comprueban y extraen la información de los ficheros correspondientes y exponen los resultados de los 25000 modelos ejecutados en un fichero con un formato determinado para poder utilizarlo como fuente de alimentación de datos en la red.

La dinámica de los programas consiste en ubicar la ruta del modelo, abrir el directorio de este caso, descomprimir los ficheros necesarios, que previamente han sido comprimidos por CHECK_ZIP.m; buscar los datos necesarios en el apartado SUMMARY e imprimirlos en el fichero de salida resultados_DBP.txt. Antes de acabar y seguir con el siguiente fichero, elimina los ficheros generados y comprime de nuevo los que almacenan los resultados para dejarlos en la posición inicial, facilitando el funcionamiento del siguiente programa de extracción de datos o filtro de información.

En este punto, el mayor problema que se afronta es en referencia a los días de duración del ciclo. Como era esperable, las decisiones vinculadas a la estrategia de generación de modelos aleatorios dan lugar a casos reales y opciones posibles en el estudio real del óptimo patrón de carga, por lo tanto, la diferencia en la duración del ciclo no es lo suficiente grande como para detectar rápidamente los casos óptimos en función de los pasos de quemado (y, por lo tanto, del tiempo) ya que la gran mayoría acababan en un punto entre el paso número 30 y el 31.

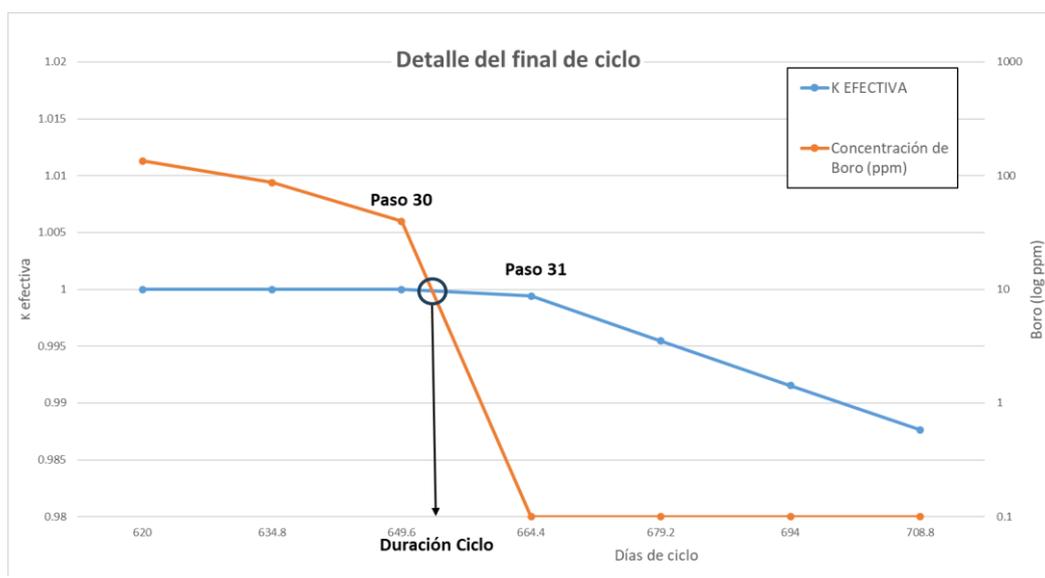


Figura 23. Detalle de final de ciclo entre últimos pasos.

Sin embargo, la concentración de boro en el último paso es variable entre los modelos, y, como se ha desarrollado antes, la cantidad de boro en el sistema es proporcional a la reactividad del combustible que a su vez está determinado por el grado de quemado y, por lo tanto, es un indicador del tiempo de duración del ciclo. En términos conceptuales, y aunque no sea una relación lineal directa ya que no depende únicamente de esto, se puede relacionar el dato de concentración de boro en el último paso con extender el rango de quemado, o lo que es lo mismo, extrapolar la duración exacta del ciclo a partir de los datos de los últimos pasos del ciclo (Figura 23).

Cabe destacar que, aunque la diferencia entre los resultados de los días sea mínima en comparación con el ciclo total, la variación de un día o incluso unas horas supone una diferencia importante en el beneficio de una planta de esta magnitud.

Por lo tanto, el siguiente programa del GESTOR_32.m consiste en un filtro que recorre todos los casos y extrapola el resultado de días entre los últimos valores del seguimiento para obtener el resultado exacto y sustituirlo en el fichero de resultados generado previamente. La extrapolación se lleva a cabo en función de la concentración de boro en el paso final (n), el grado de quemado en el siguiente paso ($n + 1$) y las toneladas métricas de uranio, que es un nuevo dato que tiene que leer del fichero y hace referencia a la cantidad de combustible que hay en el reactor. Por lo general y en base a las condiciones impuestas en el diseño del reactor, este dato es constante, pero se opta por extraerlo de los ficheros a fin de asegurar que la interpolación sea lo más cercana a la realidad posible.

Por último, el dato del vector de posición que hace referencia a la submatriz inferior derecha que a su vez está relacionada con el patrón de carga total con el que, como se ha explicado antes, guarda doble simetría. La opción de generar un nuevo filtro que abra y lea otro fichero de resultados no era llamativa por la larga duración del programa en su ejecución, debido al volumen de modelos y la necesidad de descomprimir y comprimir para minimizar el espacio ocupado en el disco. Por este motivo, se opta por adaptar el programa que previamente generó las matrices aleatorias y sustituir la creación de los ficheros por un programa que extraiga los valores variables de la matriz y los disponga en una matriz tal que cada línea concuerde el número del modelo correspondiente a los resultados extraídos por los programas anteriores. De esta manera aseguramos que todos los datos, entradas y salidas, necesarios para construir, desarrollar y comprobar la red, estén organizados en un fichero tipo .csv en el que cada línea hace referencia a un modelo.

Otra de las cuestiones que surgen a estas alturas de trabajo es el número de matrices independientes, y por lo tanto de casos evaluables, existen bajo las condiciones y la estrategia impuestas. Aunque pueda obtenerse mediante ecuaciones matemáticas que tienen en cuenta las opciones totales y las limitaciones, se decidió adaptar este último programa, eliminando la limitación de los 25000 casos y dejando el programa converger, generando y llevando el recuento de matrices hasta que las nuevas no cumplan las condiciones de diseño e independencia establecidas. Es importante destacar que el funcionamiento de los comandos aleatorios a la hora de generar las matrices hace que el resultado final no sea definitivo, si no un resultado con un error inversamente proporcional al tiempo de computación establecido.

4.4 DESARROLLO DE LA RED NEURONAL.

En el desarrollo y construcción de la inteligencia artificial se ha optado por definir un modelo basado en una red de neuronas completamente conectadas (*fully connected neural network*) por su buen funcionamiento en el cálculo de variables. El objetivo de la red es predecir los valores (concentración de boro, días de ciclo y valor potencia) a partir de otras variables de entrada (matriz de patrón de carga).

Inicialmente, se parte de una primera capa con 39 neuronas que son los valores del vector que hace referencia a la submatriz inferior derecha del patrón de carga y que, mediante la doble simetría impuesta, define al completo la matriz de entrada. Esta simplificación permite disminuir el número de neuronas necesarias, de 157 a únicamente 39; reduciendo significativamente el tiempo y la complejidad de la construcción y el proceso de construcción de la red.

Cada uno de los 39 nodos iniciales están etiquetados con un *fusible* con 8 niveles de desgaste. Cada nivel está relacionado con un tipo de elemento combustible. En la capa de salida, referente a los resultados, habrá tantos nodos como soluciones pretendemos extraer; en este caso serían 5 valores: boro inicial, duración del ciclo, potencia máxima, posición radial y posición axial. Sin embargo, en esta fase inicial se ha optado por construir una red para cada una de las tres salidas (sin posición de la potencia) para ver los errores que se pueden conseguir y validar la metodología elegida.

La fase de experimentación consiste en alterar la organización de los datos de muestreo y el número de neuronas y capas ocultas generadas para cuantificar cómo responde la eficiencia y el error de los resultados y observar que métodos de resolución de los problemas habituales son más convenientes. Inicialmente, el número de neuronas por capa es constante e igual que el inicial (39) y se aplica un método de aprendizaje en el que cada neurona de la capa i está conectada con todas las neuronas de la capa $i+1$ (Figura 24). En el entrenamiento se generan tantas capas como la red considera necesarias para obtener los resultados.

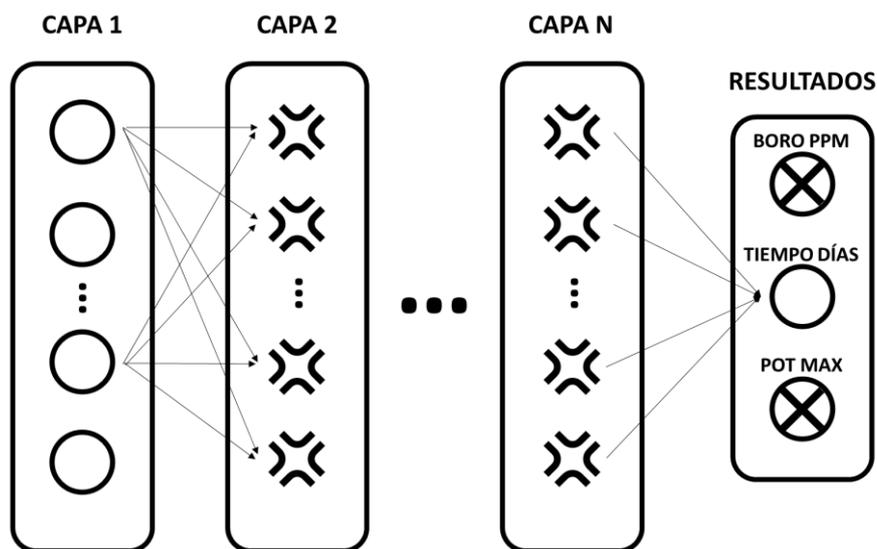


Figura 24. Funcionamiento esquemático de la red neuronal.

El siguiente paso ha consistido en utilizar diferentes técnicas de modificación, eliminación y sustitución de las distintas capas ocultas de la red y sus neuronas para resolver problemas habituales de esta metodología de construcción y mejorar los errores finales y la calidad de los resultados. Los 25000 datos de entrada iniciales se separan inicialmente en 20000 datos para el entrenamiento (80%), 2500 para validación y otro 10% reservado a la prueba final.

El primer problema que se afronta es el habitual error de “no generalización”. En su construcción y dependiendo de la variabilidad y el número de datos, la red puede adquirir una tendencia de memorización de problemas, por lo que puede no ser capaz de responder adecuadamente cuando se presentan nuevas combinaciones. El *overfitting* o sobreentrenamiento, la fuente principal de la ocurrencia de este problema es una cualidad común de entrenamiento con gran volumen de datos que ocurre cuando la red se centra en ajustar mucho los resultados al detalle y obtiene rendimientos muy buenos en situaciones valoradas en la construcción, pero errores muy elevados con nuevas situaciones. La metodología principal para resolver este problema ha sido aplicar técnicas de regularización (L1 y L2) y normalización de datos por capas (*Batch-Norm*), que además aporta estabilidad numérica entre capas y mejora la capacidad de convergencia.

Otro de los problemas que se ha afrontado es el caso del desvanecimiento y explosión de gradientes vinculados al algoritmo de retropropagación de la red. Este problema surge cuando los gradientes de aprendizaje que se propagan de las capas finales a las iniciales tienden a volverse muy pequeños o grandes, respectivamente, y afectan negativamente al aprendizaje de las primeras capas de la red. Se consigue solucionar aplicando una dinámica conocida como *Dropout* que consiste en anular de manera aleatoria algunas neuronas de las capas ocultas durante el entrenamiento.

Los primeros experimentos se han enfocado en analizar el comportamiento con diferentes algoritmos de optimización y *Learning rate annealing* (pruebas con ADAM, SGD, Adagrad y Adadelat). Estos algoritmos se utilizan para ajustar los pesos y ajustes de los parámetros que forman la red durante el entrenamiento con el objetivo de alcanzar una tasa de aprendizaje decreciente donde se minimicen las pérdidas.

Una vez decidida la metodología y procedimientos de construcción que maximizan la eficiencia de la red neuronal, se han realizado diferentes experimentos para solucionar los problemas habituales que surgen en este tipo de algoritmos como son el ajuste del error mediante la regularización mediante técnicas de penalización L1 y L2 (el uso de ambas dinámicas se conoce como *Elastic Net*), el análisis del efecto del *Batch-Norm* y el *Dropout*, y el ajuste de la red mediante funciones de activación de capas ocultas y la variación del número de capas y neuronas para decidir la estructura que mejor se ajusta tanto al número de datos como a las características de los resultados y los requisitos de los errores.

4.5 ACTUALIZACIÓN DE MODELOS A LA VERSIÓN PARCS v3.42.

La principal diferencia y motivación al cambio a la nueva versión de PARCS v3.42 no solamente reside en que permite obtener nuevos resultados referentes al comportamiento térmico de la vaina o la distribución de la temperatura del combustible a nivel detallado; también es importante la actualización de los códigos con visión a futuros trabajos, de manera que se pueda explotar al máximo la herramienta de trabajo y obtener resultados de calidad que apoyen las conclusiones alcanzadas.

La PCT (*Peak Cladding Temperature*) es la máxima temperatura de la vaina en contacto con el refrigerante que supone las condiciones de estado críticas de funcionamiento. Alcanzar este valor afecta a los parámetros de transferencia de calor con el refrigerante, aumentando la temperatura de la vaina y pudiendo llegar a situaciones en la que la integridad de la vaina, que supone una de las principales barreras de contención de la radiación, se ve afectada por la oxidación del zircaloy y puede dar lugar a producir fallos en el sistema, liberación de material radiactivo y, en casos extremos que no han podido ser controlados, suponer la ruptura de la integridad del reactor y consiguiente liberación del material radiactivo.

Por lo tanto, y como no puede ser de otra manera, este valor es un dato limitativo en base a los documentos técnicos, estudios e informes de instituciones oficiales (NUREG-0800, NRC) de manera que se asegure en todo momento del ciclo la seguridad del reactor, la estabilidad del núcleo y la transferencia de calor adecuada con el refrigerante (Figura 25).

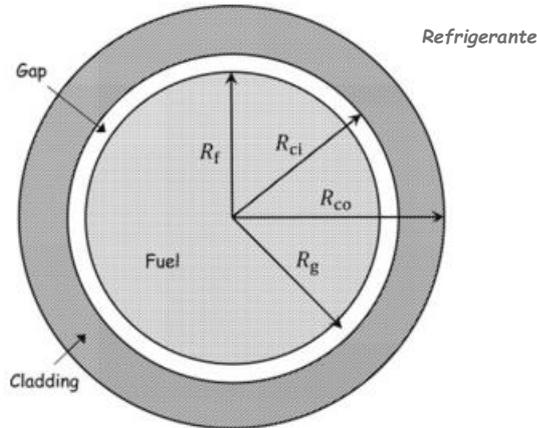


Figura 25. Distribución radial de materiales en el interior de la vaina (Ruiz, 2022).

Realmente, este valor no es sobrepasado en condiciones estacionarias en el reactor, que es lo que se calcula en este trabajo; sin embargo, puede ser alcanzado en operaciones puntuales accidentales donde el comportamiento del reactor y su estabilidad entran en una fase transitoria. Estas situaciones críticas son las que deben ser simuladas y su estudio exhaustivo es exigido por las instituciones competentes para confirmar su seguridad y dar los permisos necesarios para la operación.

La importancia de este dato y su estudio impulsó al proyecto a tomar la decisión de iniciar una nueva fase del estudio de Surry en la que se estudiarán las variaciones en los códigos que requiere la nueva versión y se generarán nuevos modelos que serán estudiados con la misma metodología que se ha seguido con la versión anterior.

La primera parte consistía en la obtención de información, manuales, presentaciones y otros estudios que permitan determinar los cambios y diferencias entre las versiones y determinar cuáles de ellos son necesarios incluir o variar para el funcionamiento del código y la obtención de los resultados, y cuales son útiles en otro tipo de estudios, pero irrelevantes en este trabajo.

Finalmente, se observó que las variaciones necesarias en el fichero de entrada de PARCS eran más enfocadas a la hora de presentar los datos, por ejemplo, poner comillas simples en la mención de ficheros externos como el fichero termohidráulico PATHS o cambiar el fichero .DEP que utiliza en los pasos posteriores como referencia para extraer los datos históricos.

El cambio más significativo en el fichero de PARCS consistió en alterar la tarjeta XS_EXTRAP, que ahora pierde la posibilidad de interpolar los resultados de secciones eficaces más allá de los límites de datos aportados en los ficheros de secciones eficaces PMAXS. Es decir, si las *branches*, las condiciones a las que son obtenidas las secciones eficaces y los parámetros nucleares están limitadas a unos valores, el programa podrá moverse entre esos valores, pero si las condiciones rebasan los límites, se fija el parámetro máximo o mínimo como estado de funcionamiento.

Este cambio no supone preocupaciones en la obtención de resultados ya que el rango de condiciones de funcionamiento del reactor se ha tenido en cuenta a la hora de la generación de las librerías de secciones eficaces, por lo tanto, no debería haber ninguna situación no contemplada.

El mayor cambio se presenta en el fichero de entrada de PATHS donde se definen los parámetros termohidráulicos. Para obtener los nuevos resultados se ha tenido que adaptar la tarjeta VERBOSITY. Esta tarjeta viene seguida de dos valores, que tienen que ser un número entero entre 0 y 2, y afectan al detalle y al número y tipo de datos termohidráulicos que se imprimen en los ficheros _XTH, _PTH, y a los valores de convergencia del cálculo que se presentan en el documento ITERR, respectivamente. En la siguiente tabla se presentan los efectos de los valores.

Tabla 1. Opciones de la tarjeta VERBOSITY.

VALOR	Termohidraulicos	Iteraciones
0	PTH - Resumen por pasos	-
1	PTH - Detalle por iteraciones y resumen por pasos	ITR - Resumen por pasos
2	PTH - Detalle por iteraciones y resumen final por pasos XTH - Detalle por iteraciones	ITR - Detalle por iteraciones

El código establece valores de “VERBOSITY 0 0” predeterminados de la tarjeta cuando no son especificados. Sin embargo, esto supondría que únicamente imprime en el fichero _XTH los valores medios en todo el reactor en cada paso de quemado, que es lo mismo que hace la versión anterior. Por lo tanto, para que imprima los resultados detallados y el fichero _PTH, que almacena los datos de distribución de temperatura, necesitamos imponer que el primer valor sea 2.

Por otro lado, aunque no interese de cara a extraer los resultados, es relevante destacar la importancia del fichero .ITERR, que es útil a la hora de confirmar la convergencia de los cálculos y la fiabilidad de los resultados obtenidos en el modelo acoplado con la nueva versión.

4.6 GENERADOR AUTOMÁTICO DE MODELOS PARA PARCS v3.42.

Una vez detectados los cambios necesarios para obtener las condiciones de salida requeridas, conseguido el acoplamiento de un modelo ejemplo y verificado que los resultados obtenidos entre versiones son iguales, se pasa a la siguiente fase del proyecto, que consiste en la generación de modelos aleatorios.

A diferencia del caso de la versión anterior, y en vista a las buenas expectativas en el desarrollo de la red, se decide reducir el número de modelos a ejecutar y de los que extraer resultados para facilitar y agilizar ambos procesos. Reducir el número de entradas en el entrenamiento de la red, por lo general, puede suponer aumentar el error asumido en los resultados y puede afectar a su calidad. Sin embargo, es relativamente sencillo incorporar nuevos datos y reiniciar el proceso de construcción con una muestra mayor.

Otra condición a la hora de generar los modelos era que los patrones de carga de cada modelo correspondieran con su equivalente de la versión anterior. De esta manera, y aprovechando los recursos disponibles, se opta por eliminar la parte del programa que genera la matriz aleatoria y se extrae la información del fichero, descrito en el apartado anterior, que ha almacenado todas las matrices aleatorias posibles, donde las primeras 25000 coinciden con las utilizadas para la versión anterior.

Definida la estrategia y el alcance de este apartado, el siguiente paso es adaptar el programa *creacion.m* del paquete *GENERA_INPUTS.m*, introduciendo las nuevas tarjetas de esta versión para obtener los resultados requeridos.

En la ejecución de esta versión se sigue la misma idea del script anterior que lanza los códigos en función del número de procesadores disponibles en el nodo del clúster de computación de altas prestaciones *Quasar* (bajo sistema operativo Linux); elimina los ficheros que no serán relevantes en la extracción de resultados y comprime los ficheros restantes. La mayor diferencia, que supone un alivio en cuanto a logística, reside en la utilización de un disco duro para almacenar estos datos; simplificando la gestión posterior al trabajar únicamente en un nodo.

4.7 PROGRAMA DE GESTIÓN AUTOMÁTICA DE RESULTADOS PARA PARCS v3.42.

La última parte de esta fase del proyecto consiste en la extracción de resultados, imitando la metodología seguida con la anterior versión. Los resultados relevantes siguen siendo los mismos, concentración de boro inicial, duración del ciclo con la debida extrapolación en función de las toneladas métricas de combustible, y los resultados de potencia en un nodo y potencia máxima con su posición radial y axial. Además, en el fichero de resultados, se incluyen los datos referentes a la distribución de la temperatura en el centro del combustible y en la pared de la vaina, y su posición en el reactor, siguiendo la misma nomenclatura utilizada para la potencia.

Aunque los modelos y los resultados sean los mismos que en la versión anterior, es importante extraerlos con el objetivo de compararlos, verificarlos y detectar y razonar las pequeñas variaciones que se detecten, además de que esta versión proporciona más variables de salida que la anterior.

Uno de los problemas principales que se encuentra es que el formato de impresión de algunos ficheros es diferente de una versión a otra, por lo que utilizar los programas del *GESTOR_32.m* no es una opción viable. Es necesario, por lo tanto, adaptar los scripts de Matlab[®] y generar otros nuevos para extraer los primeros resultados (boro, días, distribuciones de potencia y posición).

Sin embargo, la mayor complicación de esta fase radica en los ficheros *_XTH* y *_PTH*. Como se ha comentado previamente, los datos termohidráulicos se presentan para cada iteración realizada por el programa. El número de iteraciones en cada paso no es un valor constante, y depende de muchos parámetros y características del modelo, las condiciones de convergencia impuestas en el fichero de entrada y los cálculos realizados por el código.

La primera parte de la solución de este problema consiste en ubicar la información en el fichero que hace referencia a los cálculos que han convergido, es decir, la solución real de cada paso del seguimiento de ciclo.

Al ser ambos ficheros documentos muy grandes y a modo de optimizar la extracción de datos en esta fase del trabajo o en proyectos futuros, se decidió generar un programa inicial para cada fichero que funcione como filtro, encuentre la información relevante y la imprima en otros ficheros nuevos, con

extensiones `_XTH_SUM` y `_PTH_SUM`. El formato de estos ficheros será tal que presente los valores para cada uno de los pasos calculados, los datos de los 157 elementos combustibles presentes en Surry y su respectiva solución media (*All Channels*) que sería equivalente a la distribución unidimensional.

En el fichero `_PTH` se presentan los resultados de potencia relativa, densidad del moderador, entalpía, temperatura del refrigerante, presión, coeficiente de huecos (relevante en sistemas BWR), velocidad del fluido y el caudal. En este caso los datos son fáciles de ubicar ya que únicamente expone el resumen unidimensional cuando convergen los cálculos, porque el programa que filtra la información busca en el fichero el comienzo del resumen y lo copia junto con los anteriores 157 bloques de información en el fichero `_PTH_SUM`. Es importante tener en cuenta que en este documento los resultados hacen referencia a las caras de los nodos, por lo tanto, habrá $N + 1$ valores axiales en cada elemento.

En el fichero `_XTH` se hace referencia a los resultados relacionados con la temperatura y la transferencia de calor; se presenta el valor de la densidad y temperatura del refrigerante (igual que en `_PTH`), la temperatura en el centro del combustible y en la superficie de la vaina y la media del conjunto. Aunque la estructura de ambos ficheros es muy parecida, la distribución de la información es algo diferente. En este caso no se imprime un resumen final unidimensional, por lo que encontrar los datos se hace buscando el inicio del paso siguiente. Cuando el filtro detecta un nuevo paso, recupera los últimos valores impresos y los vuelca en el `_XTH_SUM` haciendo referencia al paso actual.

Creados los ficheros de resumen de los datos termohidráulicos, se incorporan nuevos scripts que extrae los máximos valores en el centro de la vaina y en la superficie con sus respectivas posiciones. El resto de las scripts que sacan los datos de los demás ficheros, que son parecidos a los que se han creado previamente para la versión anterior; y estos mismos son agrupados en el paquete de programas `GESTOR_342.m`, que imita la dinámica de funcionamiento de su predecesor y, con las variaciones oportunas, expone los resultados en el fichero `resultados_DBPT.txt`.

Por lo tanto, se han realizado para ambas versiones programas específicos para obtener finalmente un fichero tipo `.csv` que resume, verifica y simplifica la información de entrada y salida relevante en cada uno de los modelos. Este fichero es el que se utilizará posteriormente como fuente de alimentación de la red neuronal para proceder a su entrenamiento, prueba y cuantificación de los resultados obtenidos.

CAPÍTULO 5. MODELO DE REACTOR BWR

5 MODELO BWR.

5.1 REACTOR BWR.

El reactor que se va a modelar es un diseño de la compañía General Electric y hace referencia al modelo BWR/6, que es de los modelos más avanzados de esta generación de reactores BWR. Fue introducido en el catálogo de modelos de la empresa en el año 1972 y destaca frente a sus predecesores por una mejora general de sus componentes, especialmente los referentes a sistemas de seguridad, el aumento de la potencia extraíble y la mejora del control del reactor a través del flujo que circula por las *bombas de chorro* (GE Nuclear Energy).

El núcleo del reactor está formado por una matriz con 748 celdas para albergar los elementos, de los cuales 624 se consideran activos, 145 barras de control que se agrupan en grupos denominados *bancos*, y otros espacios reservados para elementos de control y medida. Las barras de control están compuestas por tubos de acero inoxidable y una aleación que contiene boro. Además, son cuerpos cruciformes que encamisan grupos de elementos combustibles, por lo tanto, en el diseño del combustible no se consideran espacios interiores por los que circularían las barras de control.

En la parte superior del núcleo, se encuentra los separadores y secaderos de vapor, que aseguran que el fluido enviado a las turbinas es vapor totalmente seco y no contiene partículas líquidas que podrían desgastar el resto de los componentes del sistema.

La central modelo seleccionada para el estudio alcanza la generación de alrededor de 1220 MWe, un valor de potencia ligeramente superior al nominal (112 %) gracias a las mejoras implementadas en los equipos y los estudios realizados. El control de la potencia se lleva a cabo mediante la regulación del caudal, que afecta a los parámetros de reactividad del núcleo y que es trasegado por las bombas de recirculación y las de chorro. Las barras de control también son utilizadas como medida de regulación de potencia, pudiendo ajustar su posición mediante muescas de 7.62 cm, para alcanzar el punto de funcionamiento deseado.

Por último, cabe recordar el objetivo de esta parte del proyecto y el estado inicial en el que se encuentra. Aunque el modelo de PARCS ya se encuentra en una fase bastante desarrollada, debe iniciarse el proceso de creación de los modelos y los ficheros de entrada de PATHS v1.08 y PARCS v3.42

con funcionamiento independiente, verificar los resultados utilizando el fichero de datos de referencia y, posteriormente, acoplar los códigos PARCSv342/PATHSv108.

En este caso y a diferencia del diseño PWR inicial, los datos históricos de quemado y concentración de Xe-135 y Sm-149, posición de barras de control y condiciones termohidráulicas son relevantes y necesarias. Estos datos son extraídos de un fichero de referencia del simulador de planta SIMULATE-3, un código licenciado cuyos resultados, en este caso, reflejan datos neutrónicos y termohidráulicos reales obtenidos durante la operación del ciclo. La dinámica de funcionamiento de los códigos independientes consiste en extraer en cada paso del ciclo la información de este fichero necesaria para realizar los cálculos. En el caso de PARCS, la información extraída son los datos termohidráulicos que son requeridos por el código para determinar los parámetros adecuados de los documentos de secciones eficaces, poder realizar los cálculos neutrónicos oportunos y obtener finalmente la distribución de potencia. En el caso de PATHS, la información extraída del fichero de referencia es el perfil de potencia térmica que el código utiliza para determinar las condiciones termohidráulicas.

En el caso del funcionamiento acoplado, PARCS inicia los cálculos leyendo los históricos del fichero de SIMULATE-3 e imprime los resultados en el fichero .DEP que es utilizado por PATHS para obtener los resultados de las condiciones instantáneas de funcionamiento. Una vez los históricos son escritos en el primer paso del fichero DEP, el documento de referencia de SIMULATE no es necesario y el resto de pasos del ciclo se puede realizar de manera independiente.

5.2 MODELO NEUTRÓNICO CON PARCS v3.42.

En el modelo de fichero de entrada del código PARCS v3.42 se pretende definir todos los componentes, parámetros y condiciones que definan el funcionamiento del reactor de manera detallada. En este documento se incluyen tarjetas que hacen referencia a las condiciones iniciales de funcionamiento (potencia, la disposición de los elementos combustibles (el patrón de carga que en un futuro será alterado para generar los modelos aleatorios), la posición de las barras de control, y la referencia a los ficheros de secciones eficaces que son necesarios en cada uno de los tipos de elementos considerados.

También se determinan parámetros necesarios a la hora de definir el proceso de cálculo, como puede ser la información de los nodos (tamaño, características...) necesarios para la homogenización de los materiales y, posteriormente, la resolución por el método nodal. También se determinan los parámetros de interpolación de los datos, los valores de convergencia de los resultados y otras tarjetas que hacen referencia al tipo de análisis y los resultados que se pretenden extraer dependiendo del estudio que se vaya a realizar. Además, también se encuentran las tarjetas que determinan la manera en la que se obtienen los datos termohidráulicos históricos, en este caso, a partir del fichero de referencia.

El objetivo de este estudio es realizar un seguimiento de ciclo con 243 pasos de quemado. El número de estos pasos y las características han sido impuestos de manera que coincidan con los datos de referencia con el objetivo de que este fichero también sirva a posteriormente a modo de verificación del modelo acoplado.

Para determinar las condiciones en cada uno de los pasos, se ha realizado un programa de Matlab[®] que busca en el fichero de SIMULATE-3 cada paso de quemado y extrae la información para introducirla, en el formato determinado, en el fichero de PARCS. Inicialmente, en un funcionamiento independiente en el que el código se nutre de los datos de referencia, en la tarjeta **INP_HST** se determina la ruta de este fichero; sin embargo, en el modelo acoplado con PATHS, en esta tarjeta se

introduce la ubicación del fichero de entrada y se determina que es un modelo de PATHS que el código reconoce y ejecuta.

En las tarjetas **STATE_CORE** se especifican las condiciones de potencia, caudal activo, temperatura de entrada del fluido en el reactor y presión a la salida del reactor para cada paso del quemado. Esta información es necesaria para el funcionamiento acoplado ya que determina las condiciones iniciales de las que parten los cálculos termohidráulicos de PATHS.

5.3 MODELO TERMOHIDRÁULICO CON PATHS v1.08.

Los reactores BWR destacan por la variabilidad axial de sus datos mecánicos y la gran oferta de diferentes diseños de elementos combustibles que hay en el mercado. Principalmente por estos dos motivos, el fichero de entrada del código PATHS es bastante más complejo que en el caso anterior y debe tenerse en cuenta nuevas tarjetas para conseguir un modelo óptimo que permita simular adecuadamente las condiciones del reactor.

Además de la variabilidad del número de elementos y las características axiales, se debe tener en cuenta otras limitaciones y consideraciones. Actualmente, el código no realiza cálculos en las zonas no calefactadas del reactor, conocidos como baipás. Esta limitación no debe afectar a los resultados si se tiene en cuenta a la hora de establecer las condiciones iniciales del reactor. También debe tenerse en cuenta la naturaleza unidimensional del código. Los diferentes canales que conforman el núcleo son considerados como pipes o tuberías aisladas en las que no se considera el intercambio másico entre elementos. Por este motivo, y aunque hay consideraciones referentes a la distribución de potencia que tiene en cuenta la posición de los elementos; el flujo de refrigerante en los canales se calcula inicialmente, de manera que las pérdidas sean constantes en todos los elementos, y se mantiene constante a lo largo de todo el recorrido.

```

!          paths_id
! PATHS_ID  c18_cnc_paths_css
!          rtp      mdotcore  hin      Pout
! CORE_STATE 3159003.4 8864.1678 -552.18 7.3915e6 !Active core flow
!          nr pfa
! COMM_PARM 10 0.1524
!          noutmax epsout ninmax epsin
! CONV_PARM 100 1.0E-6 100000 1.0E-6 0.25
!          thsolver (BiCGSTAB)
! TH_LSOLVER 1
!          paths_onlyflag
! TH_IPATHS F
!          mvd mscb mfr mtpf
! TH_CORR 1 1 3 4
!          stable stm_opt
! S_TABLE T 0
!          PATHS_verbos PATHS_debug
! VERBOSITY 2 2
!          idep FN_TEMP
! TH_USEDEP T 'COF_BASE_c18_follow_b46_Xe3_DEPFPD3.dep'
!          coor nfbxy nrowy
! NK_RADIAL 1 624 28
!          nchfb nchby nchwr
! TH_RADIAL 624 0 0
!          nzpl nzlr nzur
! TH_AXIAL 27 1 1
!          hz[1:nzpl]
! AX_MESH 1*30.48 25*15.24 1*30.48
!          thconf[1:nasyx,1:nasyy]
    
```

Figura 26. Modelo PATHS del reactor BWR. Condiciones iniciales, numéricas y geométricas.

En la tarjeta **CORE_STATE** se establecen las condiciones de entrada del flujo en el núcleo activo (Figura 26). El primer parámetro hace referencia a la potencia térmica, el segundo al caudal de la zona activa (que supone alrededor del 84.4% del total). Las condiciones termodinámicas iniciales se calculan a partir de la temperatura a la entrada (**TINLET**) y la condiciones a la salida son función de la presión establecida en la zona superior de la vasija (**POUT**). Estas condiciones pueden ser variables en la simulación del seguimiento de ciclo acoplado, pero en este punto nos interesa fijarlas para observar la calidad de los resultados.

En las tarjetas **NK_RADIAL**, **TH_RADIAL** y **TH_AXIAL** se determina la distribución de los 624 elementos, la separación de nodos termohidráulicos (25 activos y 2 reflectores) y la información de nodos neutrónicos de donde se extrae la información de potencia, tanto si es por un fichero externo como si tiene un funcionamiento acoplado. En este caso y por simplificar la distribución de resultados y facilitar la posterior comparación, se ha determinado que haya el mismo número de nodos termohidráulicos como neutrónicos. En la tarjeta **AX_MESH** se determina el tamaño de los nodos axiales.

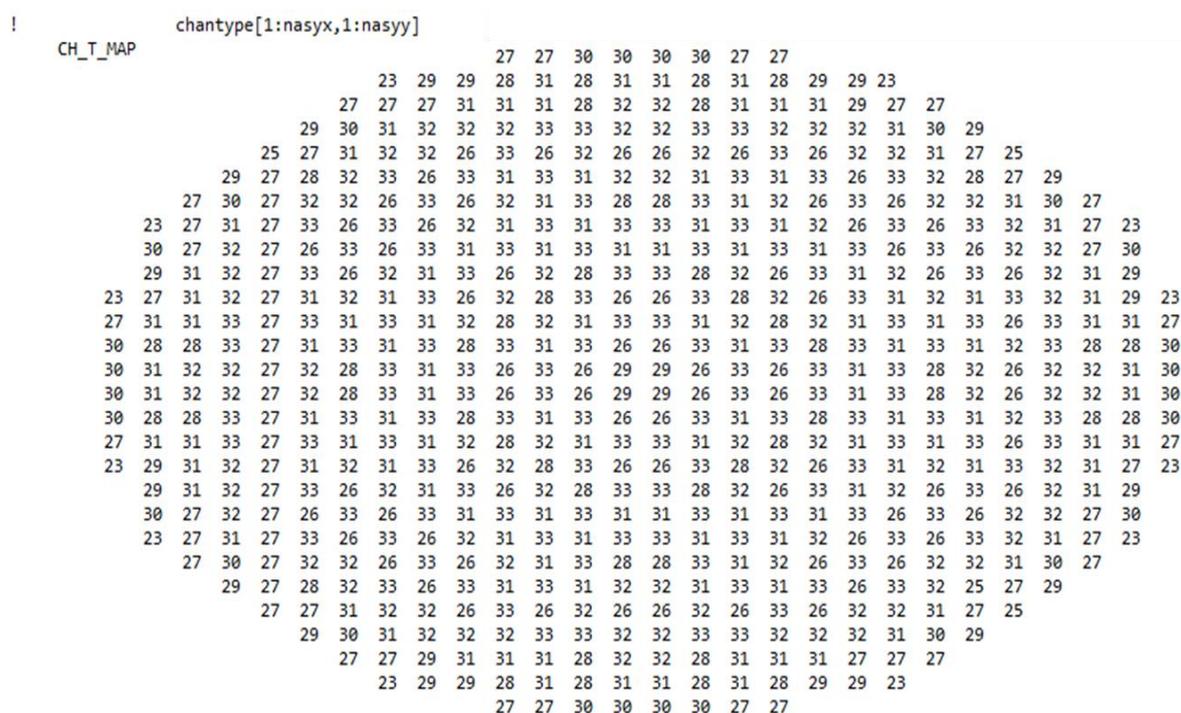


Figura 27. Matriz de distribución radial de los canales de combustible.

En la tarjeta **CH_T_MAP** (Figura 27) se establece la matriz que distribuye los diferentes tipos de canales en el reactor. Es el equivalente en el código termohidráulico de la matriz de patrón de carga. De hecho, se ha decidido implementar el mismo número de tipos de canales y etiquetarlos con el mismo número de manera que, aunque no es necesario, esta matriz coincida posteriormente con el modelo de PARCS, agilizando la construcción de nuevos modelos aleatorios. Es relevante resaltar que esta distribución no es aleatoria, sino que es uno de los datos que se ha extraído del modelo de SIMULATE de referencia.

Cálculo y análisis del seguimiento de núcleo en reactores nucleares de agua ligera (LWR) con acoplamiento termohidráulico-neutrónico 3D: aplicación a PWR y BWR

Los canales considerados tienen asociado un número de manera que dos iguales hacen referencia a las mismas condiciones mecánicas. Hay 10 tipos de canales diferentes.

!	chgeomid	rg	pit	rrod	rf	tc	hgap	nwrod	rwrod*	
CHAN_GEOM	23	6.800E-4	1.430E-2	5.13E-3	4.647E-3	6.170E-4	6000	2	1.2445E-2	! Type 1 channel
CHAN_GEOM	25	6.800E-4	1.430E-2	4.92E-3	4.647E-3	6.170E-4	6000	2	1.9360E-2	! Type 2 channel
CHAN_GEOM	26	6.800E-4	1.430E-2	5.13E-3	4.647E-3	6.170E-4	6000	2	1.2445E-2	! Type 1 channel
CHAN_GEOM	27	6.800E-4	1.430E-2	5.13E-3	4.647E-3	6.170E-4	6000	2	1.2445E-2	! Type 1 channel
CHAN_GEOM	28	6.800E-4	1.430E-2	4.92E-3	4.647E-3	6.170E-4	6000	1	1.9360E-2	! Type 4 channel
CHAN_GEOM	29	6.800E-4	1.430E-2	4.92E-3	4.647E-3	6.170E-4	6000	1	1.9360E-2	! Type 4 channel
CHAN_GEOM	30	6.800E-4	1.430E-2	5.14E-3	4.647E-3	6.170E-4	6000	2	1.9610E-2	! Type 3 channel
CHAN_GEOM	31	6.800E-4	1.430E-2	4.92E-3	4.647E-3	6.170E-4	6000	1	1.9360E-2	! Type 4 channel
CHAN_GEOM	32	6.800E-4	1.430E-2	5.13E-3	4.647E-3	6.170E-4	6000	2	1.2445E-2	! Type 5 channel
CHAN_GEOM	33	6.800E-4	1.430E-2	4.92E-3	4.647E-3	6.170E-4	6000	1	1.9360E-2	! Type 4 channel

Figura 28. Tarjeta de características de los canales de combustible, CHAN_GEOM.

En la tarjeta **CHAN_GEOM** se especifican aquellas características que se mantienen constantes en el recorrido axial del canal. Hacen referencia a la rugosidad del canal, el tamaño de la varilla (pin), que es la distancia entre los centros de dos varillas colindantes del mismo elemento. También aportan los datos del radio exterior de la vaina, el radio exterior de la pastilla combustible, el tamaño del espacio entre ambos elementos (Figura 28) y el coeficiente de transmisión de calor. Estos datos son importantes en términos de transmisión de calor desde el centro del combustible hasta el refrigerante que circula entre las varillas.

Por último, en esta tarjeta se determina la del número de barras de agua y el radio de estas. Dependiendo del tipo de canal, fabricante y requisitos; las barras de agua pueden estar distribuidas en diferentes posiciones y formas que son necesarias definir en otro tipo de estudios detallados (por ejemplo, para conseguir los datos de secciones eficaces) sin embargo, en este tipo de cálculos únicamente es importante cuantificar el caudal que trasiega este espacio y las pérdidas de presión que supone.

!	acard						
AREA_CARD	T						
!	chgeomid	chan[1:nz]					
AREA_CHAN	23	3*98.970E-4	13*92.780E-4	8*104.360E-4	3*110.550E-4		
AREA_CHAN	25	10*94.960E-4	9*98.000E-4	8*104.080E-4			
AREA_CHAN	26	3*98.970E-4	13*92.780E-4	8*104.360E-4	3*110.550E-4	Area flujo activo (m ²)	
AREA_CHAN	27	3*98.970E-4	13*92.780E-4	8*104.360E-4	3*110.550E-4		
AREA_CHAN	28	10*94.960E-4	9*98.000E-4	8*104.080E-4			
AREA_CHAN	29	10*94.960E-4	9*98.000E-4	8*104.080E-4			
AREA_CHAN	30	14*90.960E-4	12*99.260E-4	1*108.300E-4			
AREA_CHAN	31	10*94.960E-4	9*98.000E-4	8*104.080E-4			
AREA_CHAN	32	3*99.320E-4	7*93.120E-4	9*98.090E-4	6*104.70E-4	2*110.9E-4	
AREA_CHAN	33	10*94.960E-4	9*98.000E-4	8*104.080E-4			
!	chgeomid	hd[1:nz]					
HD_CHAN	23	3*1.107E-1	13*1.020E-1	8*1.310E-1	3*1.415E-1		
HD_CHAN	25	10*0.952E-1	9*1.013E-1	8*1.150E-1			
HD_CHAN	26	3*1.107E-1	13*1.020E-1	8*1.310E-1	3*1.415E-1	Diámetro hidráulico (m)	
HD_CHAN	27	3*1.107E-1	13*1.020E-1	8*1.310E-1	3*1.415E-1		
HD_CHAN	28	10*0.952E-1	9*1.013E-1	8*1.150E-1			
HD_CHAN	29	10*0.952E-1	9*1.013E-1	8*1.150E-1			
HD_CHAN	30	14*1.013E-1	12*1.214E-1	1*1.355E-1			
HD_CHAN	31	10*0.952E-1	9*1.013E-1	8*1.150E-1			
HD_CHAN	32	3*1.111E-1	7*1.024E-1	9*1.139E-1	6*1.314E-1	2*1.419E-1	
HD_CHAN	33	10*0.952E-1	9*1.013E-1	8*1.150E-1			
!	chgeomid	nrod[1:nz]*					
NROD_CHAN	23	15*92	10*78	2*62			
NROD_CHAN	25	9*96	9*92	9*84			
NROD_CHAN	26	15*92	10*78	2*65	Número de varillas		
NROD_CHAN	27	15*92	10*78	2*63			
NROD_CHAN	28	9*96	8*92	10*84			
NROD_CHAN	29	9*96	8*92	10*84			
NROD_CHAN	30	2*81	12*91	13*81			
NROD_CHAN	31	9*96	8*92	10*84			
NROD_CHAN	32	10*92	8*86	9*78			
NROD_CHAN	33	9*96	8*92	10*84			

Figura 29. Variables de entrada geométricas de los elementos de combustible.

La tarjeta **AREA_CARD** impuesta a **T** (*True*) indica la necesidad de especificación de ciertos parámetros que no pueden considerarse constantes a lo largo del canal, y por lo tanto su información se debe introducir en tarjetas auxiliares y no en **CHAN_GEOM**, como el resto de parámetros (Figura 29). Por lo tanto, en las siguientes tarjetas sucesivas a esta se especificará la información para cada uno de los nodos axiales, previamente definidos en las condiciones iniciales. Es importante que todos los nodos tengan información vinculada para que las ecuaciones estén completas y el código realice los cálculos adecuadamente.

En modelos de reactores PWR donde la variación axial no es significativa, esta tarjeta desaparece, o se impone a **F** (*False*), indicando que los valores son constantes y se determinan como parámetros añadidos de **CHAN_GEOM**.

La tarjeta **AREA_CHAN** determina la variación axial del área efectiva que recorre el flujo en su recorrido por el canal. Además de las varillas, en su diseño el elemento se plantea con espacios reservados para otros elementos del sistema como pueden ser elementos de medida y control.

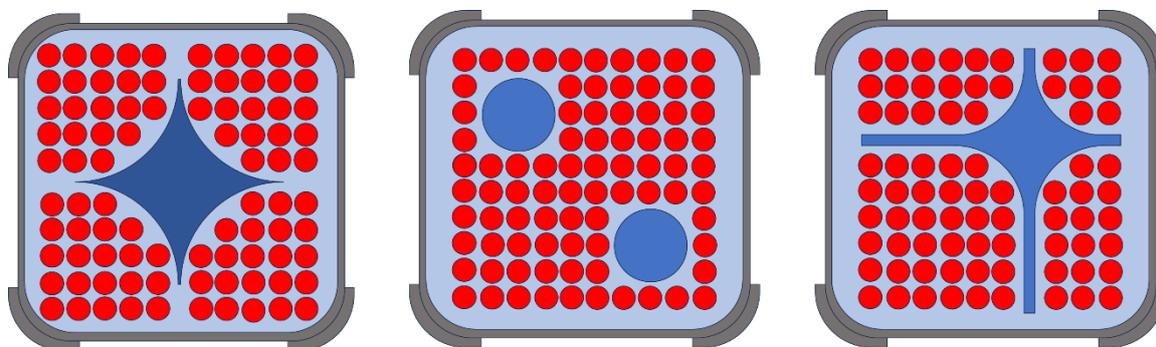


Figura 30. Geometrías radiales de diferentes tipos de elementos combustibles BWR.

Uno de los factores que afecta notablemente a la variación axial del área de paso son las *barras de agua*. Este concepto hace referencia a los espacios en el interior del canal cuya función principal es garantizar la correcta circulación del fluido. Las barras de agua pueden tener formas y disposiciones diferentes en función del tipo de canal, el fabricante o los requisitos técnicos para asegurar la adecuada refrigeración de las vainas que albergan el combustible. La tarjeta de información **HD_CHAN** determina la variación axial del diámetro hidráulico reservado a estos espacios. En la Figura 30 se pueden observar ejemplos simplificados de lo que serían tres tipos diferentes de diseños.

Otro parámetro que es importante cuantificar es la variación del número de varillas en cada canal. Las varillas se disponen en el elemento combustible siguiendo una matriz cuadrada (normalmente de 8 x 8 en los reactores BWR, aunque la tendencia es a aumentar ese número); sin embargo, hay otro tipo de varillas denominadas *barras grises*.

En el caso de los reactores BWR, el cambio de fase en la zona superior del reactor supone una pérdida de la capacidad de moderación y de refrigeración, y con ello, una variación importante en los valores de potencia entre la zona inferior, refrigerada y moderada por agua líquida, y la zona superior, donde el título de vapor es muy elevado. Para compensar esta diferencia de potencia entre zonas, se introducen las barras grises, que son varillas de longitud parcial formadas por un material (Gd_2O_3) que absorbe parte de los neutrones generados en la zona inferior del reactor y ayuda a mantener un perfil neutrónico más plano (US DOE).

En las primeras ilustraciones de la Figura 31 se puede observar una simplificación visual del diseño axial del elemento donde se resalta la importancia de definir la cantidad de varillas en cada nodo. La tarjeta

NROD_CHAN es donde se introduce esta información para cada uno de los tipos de canales considerados.

Por último, hay que hacer referencia a las pérdidas locales de los canales. En su trayectoria por el elemento, el fluido atraviesa una serie de espaciadores o rejillas situados a diferentes alturas que tienen como función principal mantener las varillas en la posición adecuada y reducir las vibraciones que puedan sufrir durante la operación y que pueden debilitar la integridad de las vainas. Además, su geometría se diseña de manera que facilite la turbulencia del fluido para homogeneizar las condiciones termohidráulicas.

Además, a la entrada y salida del canal, hay elementos que sirven para apoyar y sujetar el elemento y que suponen unas pérdidas añadidas que deben tenerse en cuenta.

En la segunda parte de la Figura 32 se muestra un ejemplo de la posición de las rejillas y las placas de sujeción en el elemento combustible.

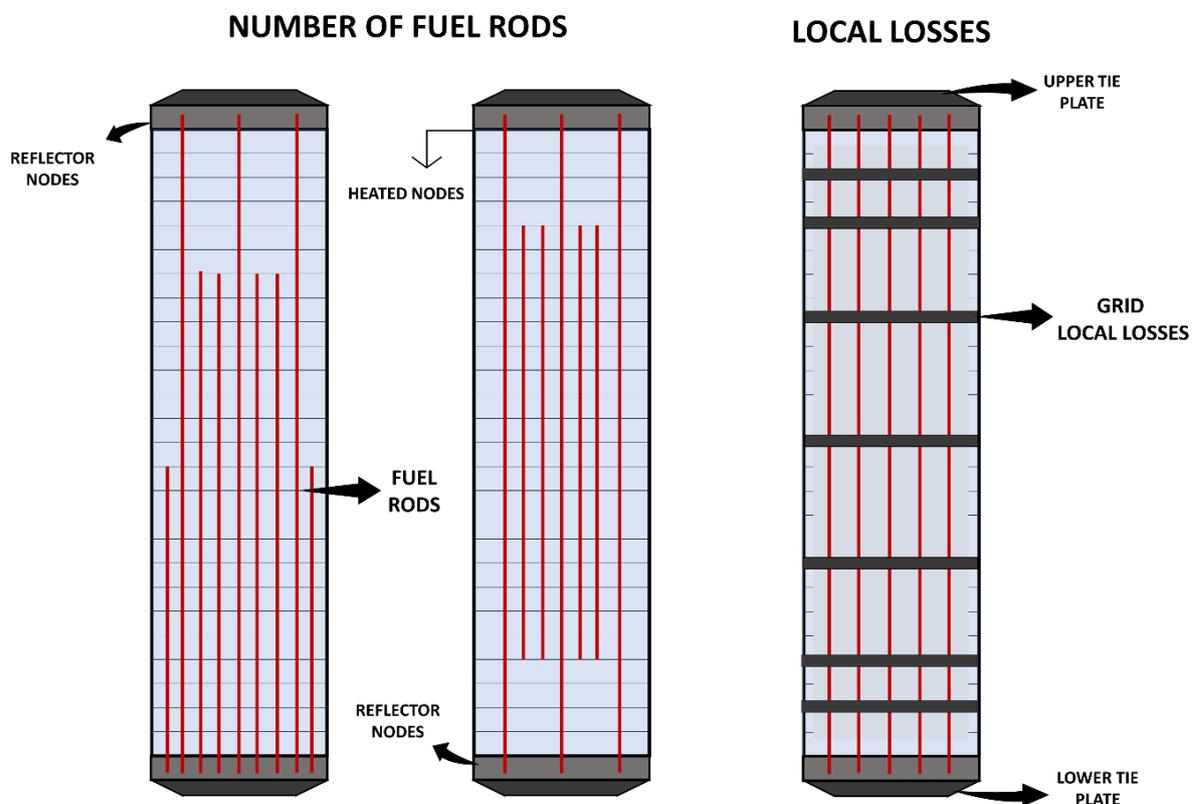


Figura 31. Representación esquemática del plano transversal de un elemento combustible.

Otro elemento habitual que es importante tener en cuenta, especialmente en diseños de reactores BWR, es el panel inferior de orificios. Este componente separa la zona activa del núcleo del *lower plenum* del reactor, que es la parte inferior de la vasija donde el agua fría, procedente del condensador; se homogeneiza antes de introducirse en la zona calefactada del núcleo.

El objetivo principal de este componente es homogeneizar las características del flujo a la entrada de la zona activa del reactor para asegurar que estas son las adecuadas para el correcto funcionamiento

y las estimadas en los estudios previos. Se consigue mediante la disposición de orificios con diferentes geometrías que, además, suponen una pérdida de carga que debemos tener en cuenta.

Cabe destacar que este componente no depende de la geometría de los elementos o la disposición del patrón de carga, por lo tanto, es necesario introducirlo en una tarjeta externa a las mencionadas anteriormente y que se mantenga constante en todos los modelos que se desarrollen.

En la tarjeta **ORIF_MAP** se establece un mapa que determina la distribución de los tipos de orificios en la base del reactor (Figura 32). Se consideran tantas geometrías de orificios como se definen en la siguiente tarjeta **ORIF_LOSS**, que determina las pérdidas locales de carga que sufrirá el flujo dependiendo del tipo de orificio que atraviese.

```

ORIF_MAP      1
!             oriftype[1:nasyx,1:nasyy]
              2  2  2  2  2  2  2  2  2  2
              2  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  2
              2  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  2
              2  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  2
              2  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  2
              2  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  2
              2  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  2
              2  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  2
              2  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  2
              2  1  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  2
              2  1  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  2
              2  4  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  2
              2  4  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  2
              2  1  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  2
              2  1  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  2
              2  4  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  2
              2  4  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  2
              2  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  2
              2  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  2
              2  4  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  2
              2  4  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  2
              2  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  2
              2  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  2
              2  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  2
              2  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  2
              2  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  2
              2  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  1  3  3  1  2
              2  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  2
              2  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  2
              2  2  2  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  1  1  4  4  2
              2  2  2  2  2  2  2  2  2  2  2  2  2
!             orifloss[1:numorif]
ORIF_LOSS    27.797  180.356  34.188  23.497
!
!*****
    
```

Figura 32. Tarjetas de información del mapa de orificios de entrada.

Por lo tanto, en su recorrido por el núcleo del reactor, se considera que el refrigerante sufre pérdidas de carga asociadas a componentes propios del reactor que son constantes, los orificios del panel inferior, y otro tipo de pérdidas que dependen de los canales y su disposición, y por lo tanto del patrón de carga que es la información que varía entre modelos. Además, las pérdidas asociadas al canal dependen de características que pueden ser constantes en el recorrido axial, como son la geometría de las varillas de combustible, la rugosidad o la geometría de las barras de agua; y otras características variables que afectan al área de paso, por ejemplo, el número de varillas o el diámetro hidráulico.

5.4 ACOPLAMIENTO DE CÓDIGOS TH/NK.

Una vez logrado que los modelos funcionen de manera independiente alimentándose de un fichero externo de referencia, se procedió a variar los ficheros de entrada para imponer el funcionamiento acoplado. La información histórica extraída, en el primer paso, de SIMULATE-3 será utilizada para calcular el primer paso del seguimiento y generar el fichero que almacenará los resultados y sirve de vínculo entre los dos códigos.

PATHS está diseñado para servir de fuente de resultados de PARCS, por lo tanto, se ha diseñado para que el ejecutable con el que se lanza PARCS tenga en su interior las dinámicas necesarias para lograr el acoplamiento de los códigos y el adecuado intercambio de información sin la necesidad de programas externos.

Por lo tanto, los cambios necesarios para habilitar este proceso deben ser impuestos en las tarjetas oportunas de los ficheros de entrada.

En el caso de PATHS, los cambios ocurren en la primera parte del fichero (Figura 33). La tarjeta **TH_IPATHS** determina el modo de funcionamiento y la manera en la que se extraen los resultados. Imponiendo el valor a F se indica que es un cálculo acoplado. Por otro lado, y para que no haya información contradictoria, la tarjeta **TH_USEDEP**, que determina la ruta del fichero de referencia utilizado en el modo independiente, es comentada.

```
!               thsolver (BiCGSTAB)
  TH_LSOLVER    1
!               paths_onlyflag                COP/UNC
  TH_IPATHS     F
!               mvd mscb mfr mtpf
  TH_CORR       1  1  3  4
!               stable stm_opt
  S_TABLE       T      0
!               PATHS_verbos PATHS_debug
  VERBOSITY     2              2
!               idep FN_TEMP                COP/UNC
!               TH_USEDEP T      'COF_BASE_c18_follow_b46_Xe3_DEFPD3.dep'
!               coord nfbxy nrowy
  NK_RADIAL     1  624  28
!               nchfb nchby nchwr
```

Figura 33. Fichero de entrada de PATHS con opciones de acoplamiento con PARCS v3.42.

La labor de PATHS cuando funciona acoplado con PARCS pasa a un plano secundario ya que es totalmente dirigido por las especificaciones y requisitos que son determinados en el fichero de entrada de PARCS. Por lo tanto, el seguimiento de núcleo y las características iniciales de cada paso de quemado, necesarias para poder realizar los cálculos, son definidas y aportadas por PARCS.

Por su parte, todas las tarjetas que son necesarias alterar en el input de PARCS son las que hacen referencia a los datos termohidráulicos (Figura 34). La tarjeta de **TH_FDBK** impone la realimentación de información y, aunque este comentada el fichero, su valor es T por defecto. En la tarjeta **INT_TH** se debe determinar la ruta del fichero y el tipo al que corresponde. El valor 1 indica al código que se trata de un acoplamiento con PATHS y que debe ejecutar el código termohidráulico. Por último, la tarjeta **EXT_TH** que también adquiere un valor de defecto cuando se fija el comportamiento acoplado.

Como se ha explicado, en el acoplamiento final el primer paso recibe información de los históricos de ciclos anteriores del fichero de SIMULATE-3 pero el resto de los pasos es un acoplamiento PARCSv342/PATHS. Por este motivo es necesario que la información que se especifica en las tarjetas del seguimiento de ciclo, que determinan las características de los diferentes pasos de quemado; tenga el formato de lectura de PATHS, no el de SIMULATE.

Para adaptar por completo el fichero de PARCS al acoplamiento con PATHS, se ha desarrollado un programa de Matlab® denominado *core_follow_BWR.m* que extrae la información del fichero de

Cálculo y análisis del seguimiento de núcleo en reactores nucleares de agua ligera (LWR) con acoplamiento termohidráulico-neutrónico 3D: aplicación a PWR y BWR

entrada de PARCS ya desarrollado y utiliza las especificaciones de funcionamiento de los pasos detalladas en el fichero de SIMULATE, para moldear el fichero de PARCS y establecer el formato requerido por el código termohidráulico PATHS.

```

CORE_TYPE          BWR
CORE_POWER        100.0  ! percent of core power
BANK_POS  -13
                48 48 48 48 48 48 48
                48 48 48 48 48 48 48 48 48
                48 48 48 48 48 38 48 48 48 48 48
48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48
48 48 48 48 20 48 48 48 20 48 48 48 48
48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48
48 48 38 48 48 48 10 48 48 48 38 48 48
48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48
48 48 48 48 20 48 48 48 20 48 48 48 48
48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48
                48 48 48 48 38 48 48 48 48
                48 48 48 48 48 48 48
                48 48 48 48 46 48 48

DEPLETION          T 1.0E-5 T
!
!                 NSET  LADF  LXES  LJ1F  LDED  LCHI  LCHD  LIMV  LDET  LYLD  LCDF  LGFF  LBET
TREE_XS            T 85   T   T   F   F   F   F   T   T   T   F   F   T
DECAY_HEAT         T
ROT_ADF            T
!
DETECTOR           F 74400
!
! TH_FDBK          T F                                ! T for coupled
! INT_TH           T 1  'c18_cnc_paths_css.inp'        ! T for coupled 1 for PATHS
! EXT_TH           F                                ! F for coupled with PATHS
!
XE_SM              3 3
!

```

Figura 34. Fichero de entrada de PARCSv342 con opción de acoplamiento con PATHS.

CAPÍTULO 6. RESULTADOS PWR Y BWR

6 RESULTADOS DEL ESTUDIO.

Los datos utilizados en la comparación de esta versión del modelo PARCS/PATHS respecto a los cálculos detallados de PARCS/TRACE presentan resultados obtenidos muy prometedores que impulsan a plantear este acoplamiento como alternativa simplificada a la hora de evaluar estudios estacionarios.

Como se ha explicado previamente, el uso de estos códigos acoplados, aún en proceso de desarrollo y mejora de los resultados, presenta la principal ventaja de la rapidez además de la facilidad que supone trabajar con códigos similares creados para trabajar en cooperación, sin embargo y aunque no es el objetivo que pretenden alcanzar, no permiten cálculos de situaciones transitorias del reactor y estudios de seguridad detallados.

Por este motivo, y en los límites establecidos por este trabajo, es importante verificar la calidad y fiabilidad de estos datos respecto a PARCS/TRACE, que es un acoplamiento que nos sirve de referencia al estar tan estudiado y conocer la calidad de sus cálculos.

La principal diferencia entre ambos códigos termohidráulicos es la filosofía de simulación tridimensional de TRACE frente al diseño unidimensional del reactor en el caso de PATHS. En el primer caso, se establece un diseño de vasija cartesiana en el núcleo y otra componente cilíndrica del baipás. Este diseño permite los movimientos axiales del refrigerante en el reactor (*crossflow*) en función de las pérdidas de carga en el interior, que en caso de Surry son iguales en todos los canales; y las variaciones de las condiciones termohidráulicas en función de la potencia térmica de cada nodo, que será significativamente mayor en los canales interiores y que, además, son los más expuestos a los movimientos del flujo entre canales. Esta consideración del movimiento axial del flujo es lo que hace de TRACE un modelo más realista. Por otro lado, en el caso de PATHS, los canales o pipes son unidimensionales, por lo tanto, únicamente se permite el movimiento del flujo en una dirección (ascendente del reactor). En el cálculo, se divide el caudal de entrada al reactor entre los elementos activos, de manera que las pérdidas sean iguales y contantes. Esta aproximación también es realista y correcta en simulaciones estacionarias.

En el caso del reactor PWR estudiado y tal como se ha descrito previamente, el modelo de PATHS desarrollado en trabajos anteriores presenta resultados muy fieles a la realidad y a los resultados obtenidos por el código TRACE.

6.1 RESULTADOS MODELOS PWR VERSIÓN PARCS v3.2.

Verificada la calidad del acoplamiento, y generados y ejecutados cada uno de los modelos, los resultados de esta parte del trabajo consisten en la obtención de los resultados que dependen de la calidad de los programas de Matlab® que extraen la información de los ficheros de salida y los distribuye en el resumen de datos por casos que será utilizado posteriormente como fuente de alimentación de la red neuronal.

Concentración de boro necesaria en el arranque (ppm) Posición máxima relativa en cada modelo y posición en el reactor

Días de duración del ciclo

Vector 39 entradas distribución del patrón

boro_inicial	días_ext	burnup_ext	ton_met	pot_max	pos_rad	pos_axial	pos_01	pos_02	pos_03	pos_04	pos_05	pos_06	po
2636.1	662.3575372	2236099788	722536	2.533	79	17	2	3	2	3	2	3	
2639.2	662.2004246	2235569002	722536	2.509	79	17	2	3	6	3	2	3	
2628.3	662.4791489	2236510638	722536	2.465	79	17	2	6	2	3	1	3	
2636.1	662.3261146	2235993631	722536	2.527	79	17	2	3	2	3	2	3	
2634.1	662.5421277	2236723404	722536	2.542	79	17	2	3	6	4	6	8	
2639.4	662.2946921	2235887473	722536	2.587	79	17	2	4	3	2	3	2	
2639.4	662.3846809	2236191489	722536	2.549	79	17	2	3	2	3	6	8	
2649.3	662.2587234	2235765957	722536	2.57	79	17	2	3	2	6	3	8	
2638.3	662.3261146	2235993631	722536	2.637	79	17	2	8	3	2	3	2	
2636.3	662.6365957	2237042553	722536	2.568	79	17	2	6	1	3	2	3	
2631.1	662.5421277	2236723404	722536	2.492	79	17	2	3	2	6	2	4	
2641.3	662.2946921	2235887473	722536	2.576	79	17	2	3	4	2	3	2	
2647.6	662.1690021	2235462845	722536	2.57	79	17	2	6	3	2	6	3	
2642.3	662.3846809	2236191489	722536	2.561	79	17	2	3	2	4	6	3	
2628.3	662.4203822	2236312102	722536	2.476	79	17	2	3	2	3	1	2	

Resultados necesarios para la extrapolación y comprobación

Elemento constante en el centro del reactor

Figura 35. Formato de fichero resultados PARCS v3.2.

A partir del fichero de resultados, se puede filtrar la información y presentarla de manera que podamos obtener conclusiones iniciales de la comparación entre los casos (Figura 35). Por lo tanto, este proceso no solamente define la calidad del conjunto de programas que gestionan los ficheros de salida, también determina las pautas del proceso de análisis de resultados que, en la fase final, se llevará a cabo para obtener el patrón optimizado a partir de los resultados extraídos de la red neuronal.

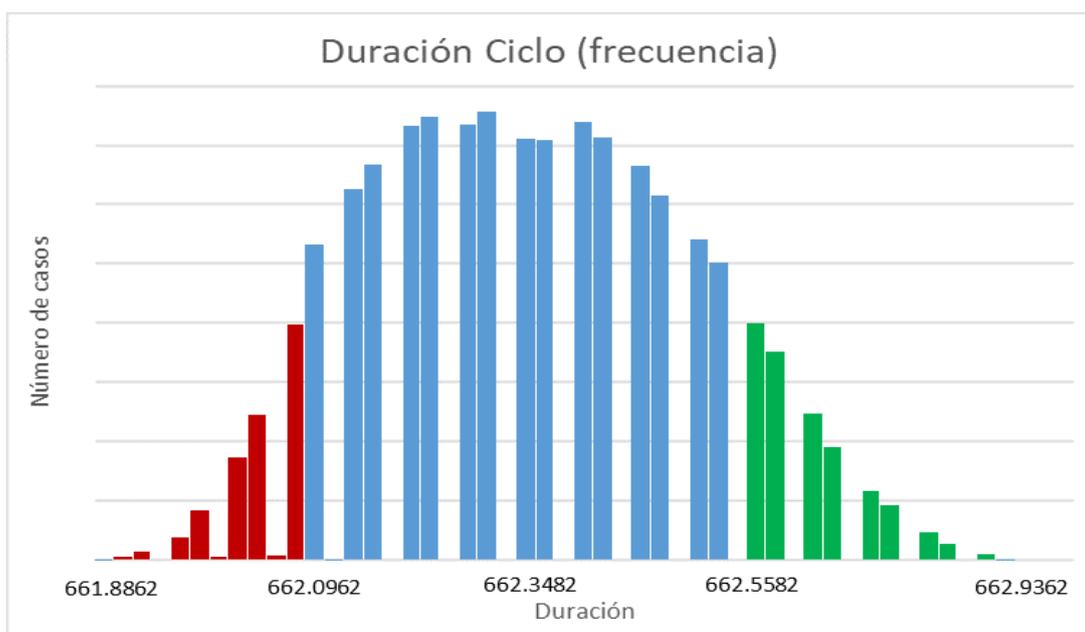


Figura 36. Análisis de la frecuencia de duración de ciclo (días) para 25000 casos analizados.

El alcance de esta primera fase es la optimización en materia de duración del patrón de carga. Extraídos los resultados, se pueden organizar en función de la frecuencia de duración de ciclo. La Figura 36 expone mucha información de la que ya se pueden extraer conclusiones.

Por un lado, se puede observar que tiene una forma que recuerda claramente a la distribución de probabilidad de Gauss con una desviación típica bastante pequeña de 0.17803 respecto a la media de 662.366 días. Esto quiere decir que la mayoría de los resultados se van a encontrar una duración muy similar, lo que podemos asociar a la estrategia decidida en la generación de matrices pseudoaleatorias, que es claramente una metodología cercana a la realidad que baraja opciones con una alta probabilidad de encontrarse en una duración de ciclo bastante elevada.

El principal objetivo del trabajo radica principalmente aquí. En la dinámica actual de diseño y estudio del patrón de carga el primer filtro de opciones es imposible realizarlo en base a un estudio exhaustivo de todos los casos, sin embargo, el planteamiento de una buena estrategia de generación de alternativas ya nos acerca muchísimo a las opciones óptimas. La estrategia de diseño del patrón de carga es una variable fundamental que puede cambiar dependiendo de cada central nuclear y puede suponer un impacto muy diferente en los beneficios de la planta.

Aunque se puede afirmar que la estrategia actual es bastante acertada, también se observa que hay modelos que permiten un ciclo de mayor duración que otros. Los casos en rojo serían los referentes a los modelos de menor duración, mientras que los verdes, maximizan el tiempo de funcionamiento del ciclo.

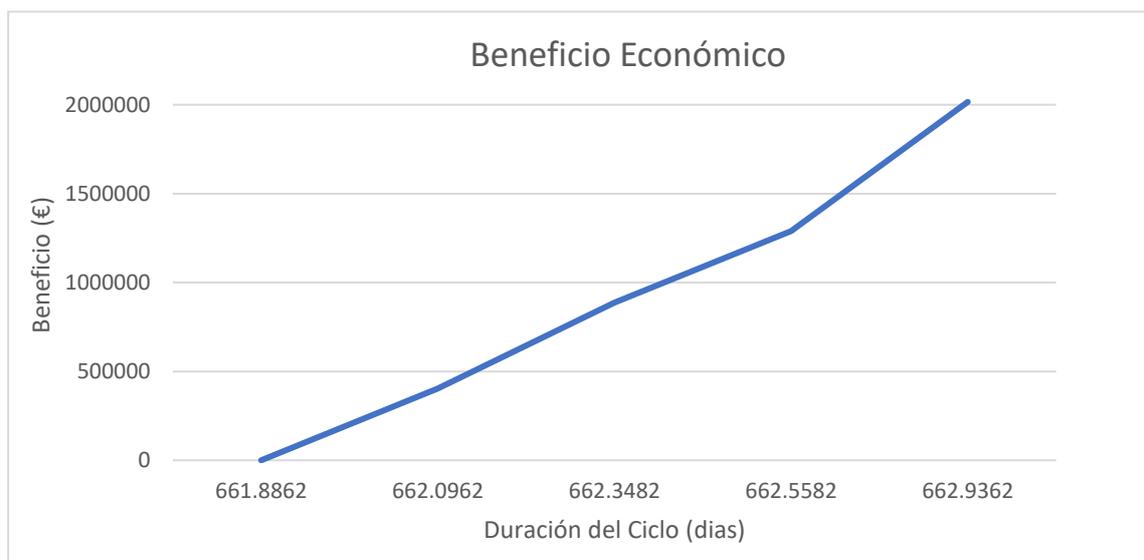


Figura 37. Incremento relativo del beneficio económico asociado a la optimización del patrón de carga.

Cabe destacar que una de las condiciones impuestas en la generación de casos es que el número de elementos de cada tipo sea siempre el mismo, es decir, la cantidad de nuevos elementos (alrededor de 1/3) y el enriquecimiento de cada uno de ellos, y por lo tanto el coste de la recarga, es igual en todos los modelos.

Por otro lado, y aunque la Figura 36 muestre que no hay gran diferencia entre la duración de los modelos, poder operar unas horas más con una capacidad de generación tan grande supone un beneficio económico directo ya que es independiente del coste de abastecimiento de la recarga. En la Figura 37 se puede ver la diferencia económica sobre el beneficio (azul) que supone la selección del patrón óptimo. Hasta 2 millones de euros, que sería equivalente al coste de dos o tres nuevos elementos combustible frente a los demás que tienen el mismo coste por suministro del combustible.

En este cálculo se ha decidido calcular el beneficio económico a partir de la diferencia de duración respecto al caso más desfavorable, la potencia generada en la central Surry, que son 800 MWe, y una estimación del precio de mercado de 105.21 €/MWh (el precio de generación en España a fecha de 15/09/2023) (OMIE).

De esta manera, queda justificada tanto las decisiones asociadas a la estrategia de diseño del patrón como la motivación principal que impulsa el proyecto de optimizar el patrón de carga para maximizar el beneficio económico de la planta. Los modelos que mayor duración de ciclo alcanzan son resumidos en la Tabla 2.

Tabla 2. Resultados de modelos óptimos.

MODELO	DURACIÓN (días)	BENEFICIO RESPECTO AL DESFAVORABLE (€)
1950	662.9484009	2039425.728
17603	662.9484009	2039425.728
1782	662.9168443	1978837.056
3028	662.9168443	1978837.056
14876	662.9168443	1978837.056

Sin embargo y como se ha aclarado previamente las limitaciones de selección del patrón de carga trasciende lo económico y tiene que superar restrictivos estudios y simulaciones transitorias del comportamiento del reactor. Reducir el número de estos minuciosos análisis supone un importante ahorro económico en logística que depende de la empresa explotadora, por lo que es difícil de cuantificar y tenerlo en cuenta en el balance.

Comprobada la importancia económica, y aprovechando las nuevas opciones de la versión del código PATHS, podemos realizar estudios previos que permitan obtener nuevas conclusiones y realizar una estimación más cercana al objetivo final. Aunque este código termohidráulico no puede realizar análisis transitorios, el objetivo del estudio de seguridad previo se enfoca en identificar el paso del ciclo en el que ocurre la situación desfavorable sobre la que se realizarán los estudios requeridos con otro tipo de programas que obtienen resultados con mayor detalle.

Con la nueva versión podemos extraer el resultado de la máxima temperatura de vaina (PCT), que es un parámetro de seguridad limitante en estos estudios y, por lo tanto, nos interesa localizar el mayor valor en los casos óptimos ya identificados.

6.2 RESULTADOS MODELOS PWR VERSIÓN PARCS v3.42.

Antes de extraer los resultados de la PCT, tenemos que verificar los datos de la nueva versión y detectar las diferencias, si las hay, con la anterior. Como la versión PARCS v3.2 ya ha sido comparada con resultados de otros códigos, se puede tomar como referencia para estimar la fiabilidad y calidad de los resultados de la nueva versión y las nuevas conclusiones.

Para comprobarlo, se procederá al análisis de los resultados del Modelo_01950, que es uno de los dos casos óptimos de los cuales se tienen resultados neutrónicos y termohidráulicos completos.

El primer dato que nos interesa comparar con el objetivo de asegurar los resultados es la k efectiva a lo largo de todo el ciclo.

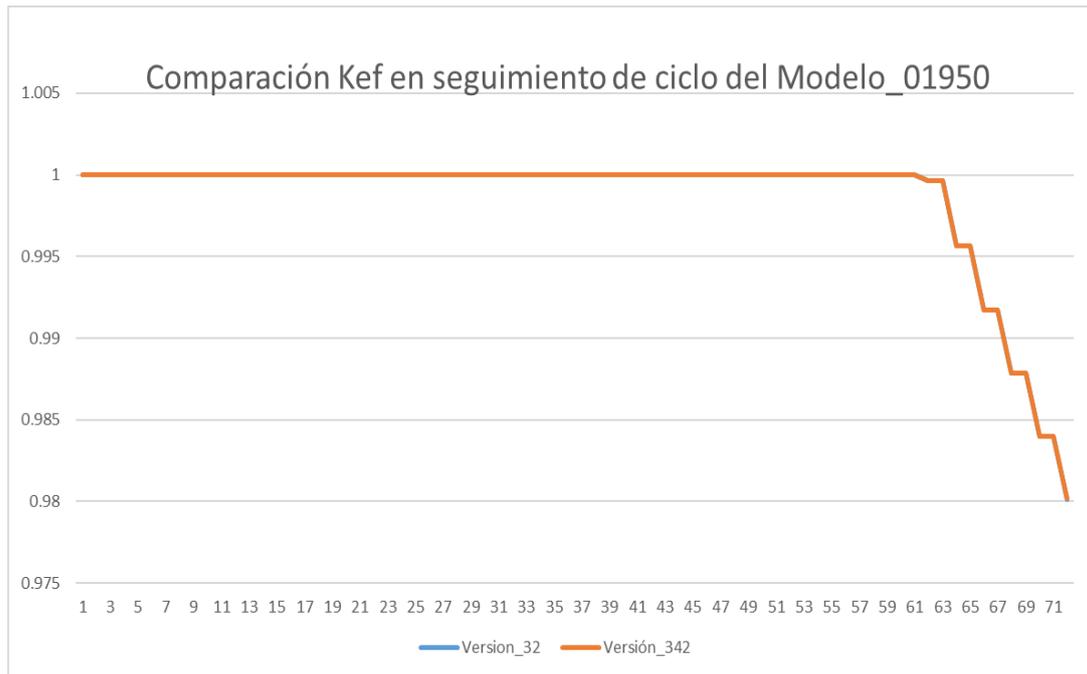


Figura 38. Comparación de k efectiva entre versiones.

En la Figura 38 se puede observar el comportamiento de la k efectiva en cada uno de los pasos del ciclo calculado por ambas versiones. Los resultados tienen diferencias mínimas y es por ese motivo que ambas líneas se solapan en la imagen. En base a estos resultados y conforme a lo esperado ya se puede intuir que ambas versiones y los resultados obtenidos serán similares.

También se ha decidido comparar los resultados de los perfiles de potencia relativa obtenidos en 3 canales diferentes y en el primer paso del ciclo.

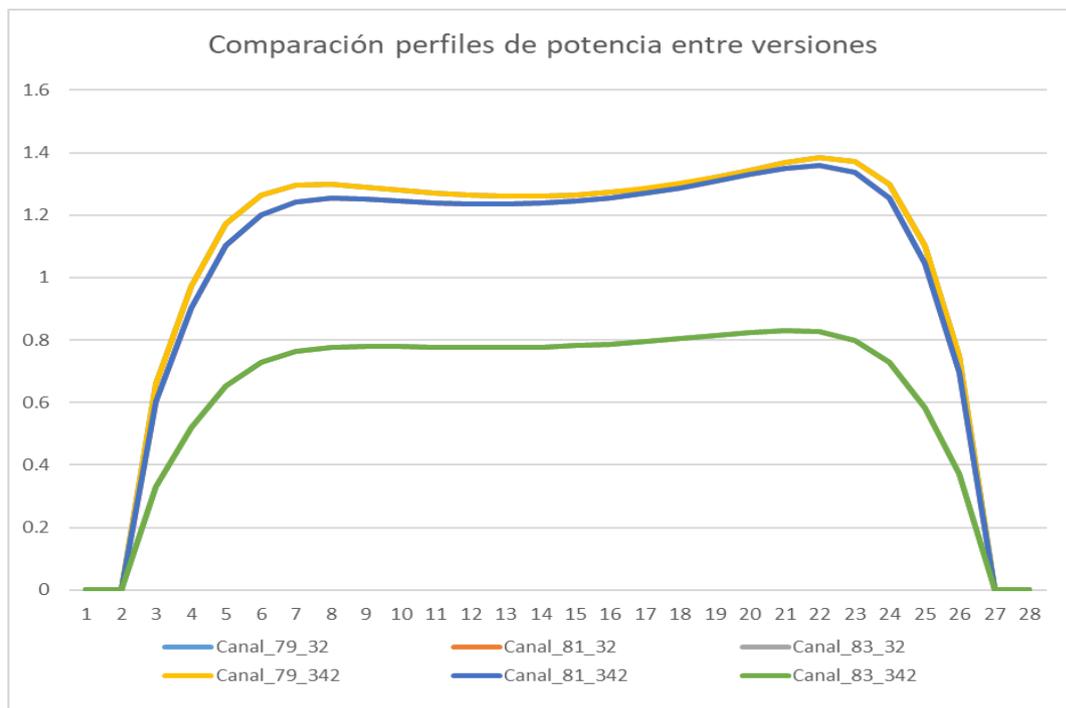


Figura 39. Comparación perfil de potencia entre versiones.

En el caso de los perfiles de potencia ocurre lo mismo que la k efectiva, la diferencia es tan pequeña que las curvas coinciden (Figura 39). El perfil de la curva de potencia es el esperado en este tipo de tecnología PWR y se puede observar el valor en los extremos de los nodos no calefactados (reflector).

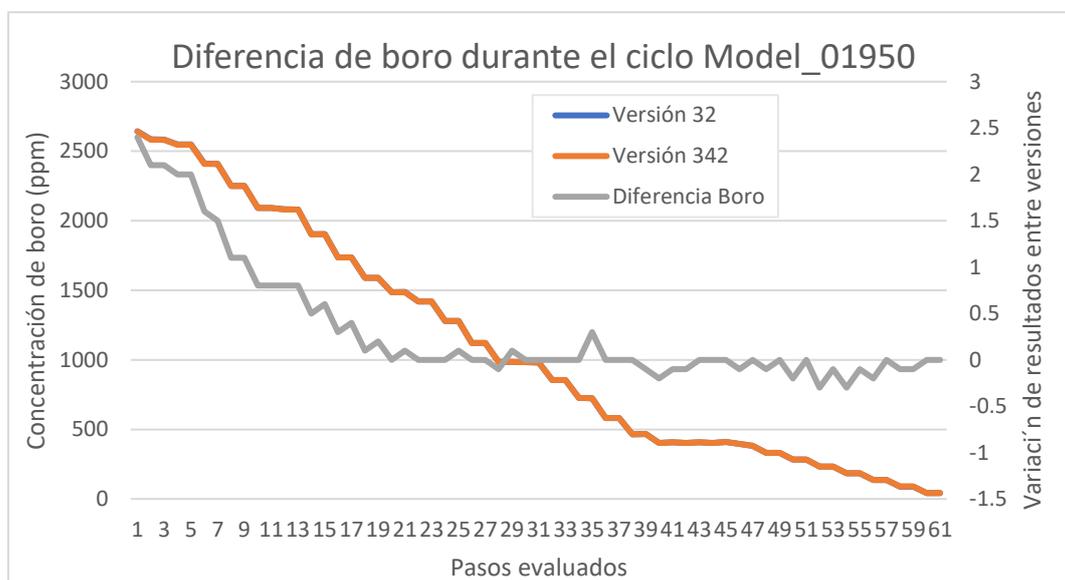


Figura 40. Comparación de boro entre versiones.

El cálculo de la concentración de boro (Figura 40) entre las versiones también se obtiene aproximadamente el mismo resultado. La diferencia es mayor en los primeros pasos del ciclo, cuando la concentración es mayor. Aun así, la diferencia es de menos del 0.04%. Este es un parámetro fundamental en este estudio ya que es una de las entradas de la red, por ello interesa analizar las diferencias entre versiones.

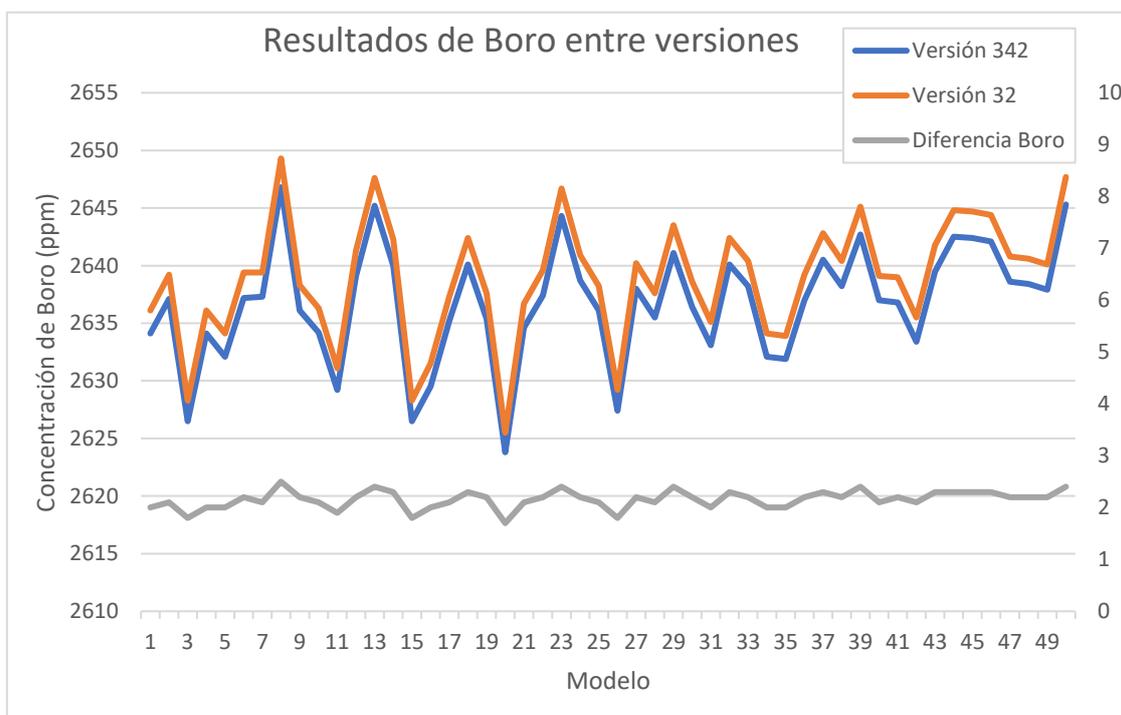


Figura 41. Comparación concentración inicial de boro den 50 casos aleatorios.

El boro inicial tiene una importancia particular por ser uno de los datos de entrenamiento de la red (Figura 41). Comparando modelos de ambas versiones se puede observar que en la versión 342 la concentración tiende a ser ligeramente menor, en concreto alrededor de 2 ppm (gris).

Una vez se han comparado ambas versiones, se puede asegurar que la diferencia entre versiones es mínima, confirmando la efectividad y buena ejecución de la nueva versión del código PARCS 3.42. El siguiente paso es utilizar los nuevos resultados de la versión actualizada para plantear nuevas conclusiones y extender la capacidad de selección del proceso que se ha realizado.

Analizando los resultados que hacen referencia a las temperaturas máximas alcanzadas en cada modelo podemos extraer conclusiones útiles.

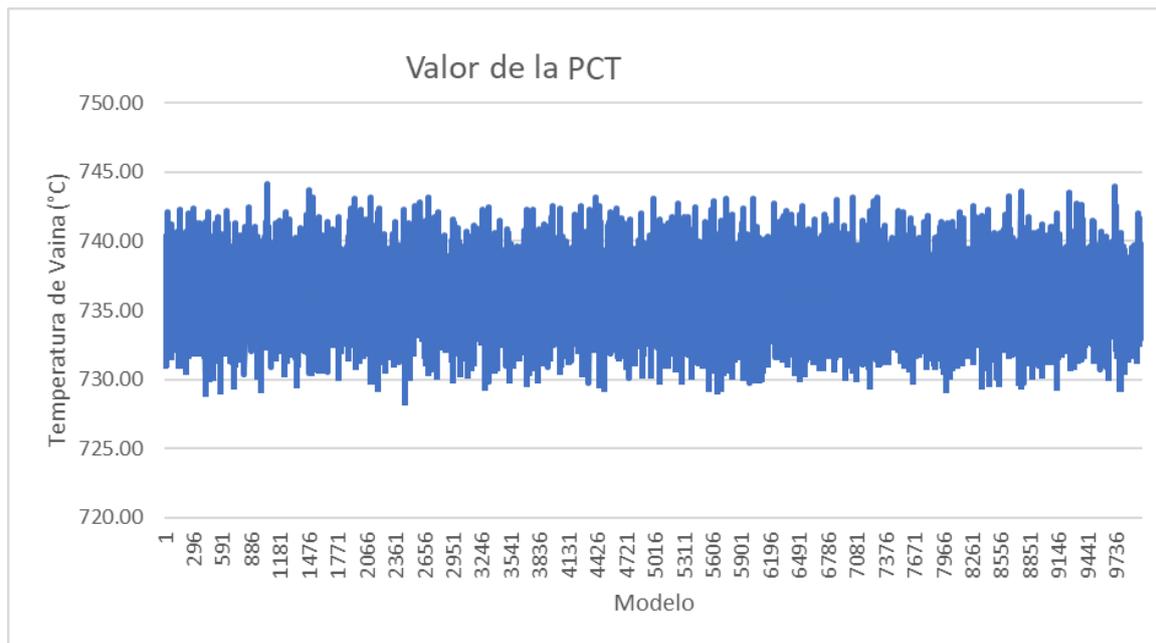


Figura 42. Valor de la PCT en todos los modelos evaluados.

En la Figura 42 se ha representado el valor de la temperatura máxima en la superficie de la vaina para todos los modelos. Como se puede observar, ninguno casos supera los límites establecidos por la NRC e impuestos por el CSN (NUREG-0800, NRC) en condiciones estacionarias. El valor medio es de 736.13 °C y el máximo alcanzado es de 744.16 °C por el modelo 01052. Estos valores siguen estando muy lejos del límite operacional.

Sin embargo, los estudios necesarios para validar la estrategia de recarga consisten en diferentes simulaciones principalmente de eventos transitorios como puede ser la extracción accidental de una barra de control o el fallo de otros componentes. En estas situaciones accidentales y simulaciones de funcionamiento limite, se pueden alcanzar estos valores, por lo tanto, una vez asegurado que de manera estacionaria todos son opciones posibles, la importancia del estudio se encuentra en detectar el caso más desfavorable, el paso de quemado en el que ocurre y la posición del reactor. Sobre estas condiciones y habiendo detectado el modelo de interés es cuando se llevará a cabo el estudio completo utilizando otro tipo de códigos con funciones de análisis detallado.

La posición de la temperatura máxima de vaina es otro de los datos que podemos extraer del fichero. Se puede deducir que, en un estudio estacionario, la posición se va a encontrar en el centro axial y radial del reactor. Analizando los resultados de los 10000 casos en la Figura 43 vemos que esta hipótesis se cumple, aunque en la altura axial es algo variable (posiciones 11 y 12) y ligeramente inferior al centro del reactor.

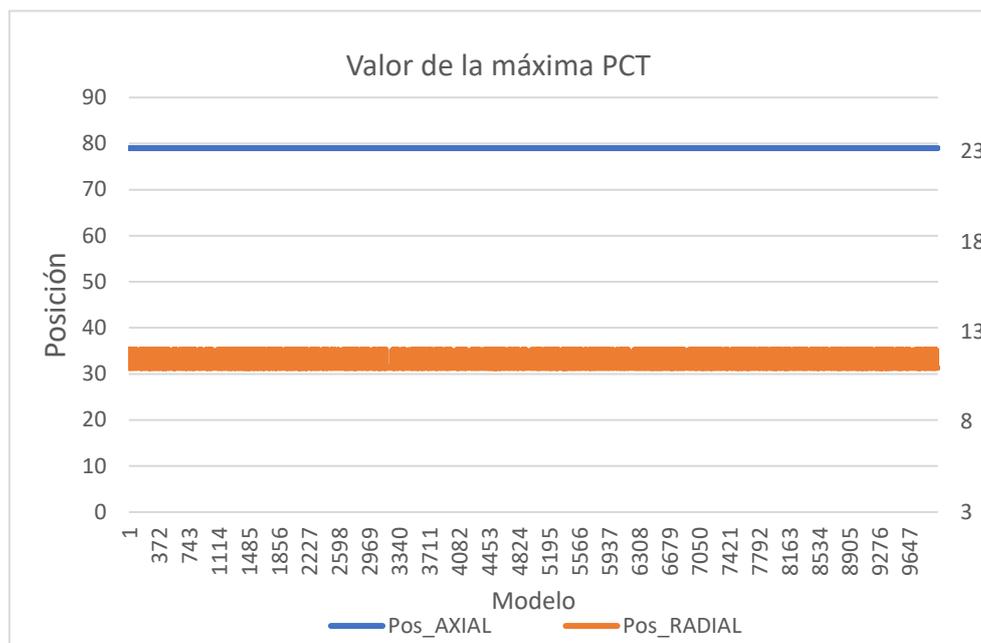


Figura 43. Resultados de posición de la PCT.

Por otro lado, el valor de la posición radial siempre se mantiene igual en todos los casos (posición 79). En la numeración seguida por el código, de izquierda a derecha, la posición 79 hace referencia al elemento central. Una de las condiciones impuestas en la construcción de la matriz es respetar los elementos fijos, y el elemento central es, en todos los casos, un elemento del tipo 2. Por lo tanto, no se puede asegurar que este resultado sea independiente del tipo de combustible ya que pueden afectar las características mecánicas o el enriquecimiento y quemado del elemento, aunque cabe destacar que la posición siempre estará cerca de la zona central ya que estos elementos del reactor suelen estar expuestos a mayor potencia y, por lo tanto, refrigerados con fluido a mayor temperatura con menor capacidad de extracción del calor.

Como se ha deducido, el valor de la PCT y la posición en la que se encuentra son resultados poco variables entre los casos y que no presentan ningún valor destacable; lo que vuelve a incitar a enfocar esta parte del estudio a modo de detección del caso más desfavorable dentro de las opciones viables y no como descarte de los modelos que no cumplan el límite.

En la Tabla 3 se presentan los resultados de la PCT para cada uno de los modelos óptimos que han sido definidos en la Tabla 2, que hace referencia a la duración de los modelos.

Tabla 3. Resultados PCT en los modelos a evaluar.

MODELO	Peak Clad Temperature (°C)
1950	743.11
17603	-
1782	741.71
3028	738.79
14876	-

Como se ha explicado previamente, en esta nueva versión del código se optó por ejecutar únicamente 10000 casos al ver que eran suficientes para la construcción de la red neuronal y que agilizaría el tiempo de cálculo y la gestión de resultados. Por este motivo, no hay valores de PCT en los casos 17603 y 14867.

Aunque la diferencia de valores entre los casos no es muy grande, los resultados indican que el modelo 1950 es el que mayor duración de ciclo presenta y en el que se alcanza la mayor temperatura entre los casos seleccionados a evaluar. Estos modelos serían los que pasarían a la siguiente fase del estudio y sobre los que se realizarían las simulaciones transitorias.

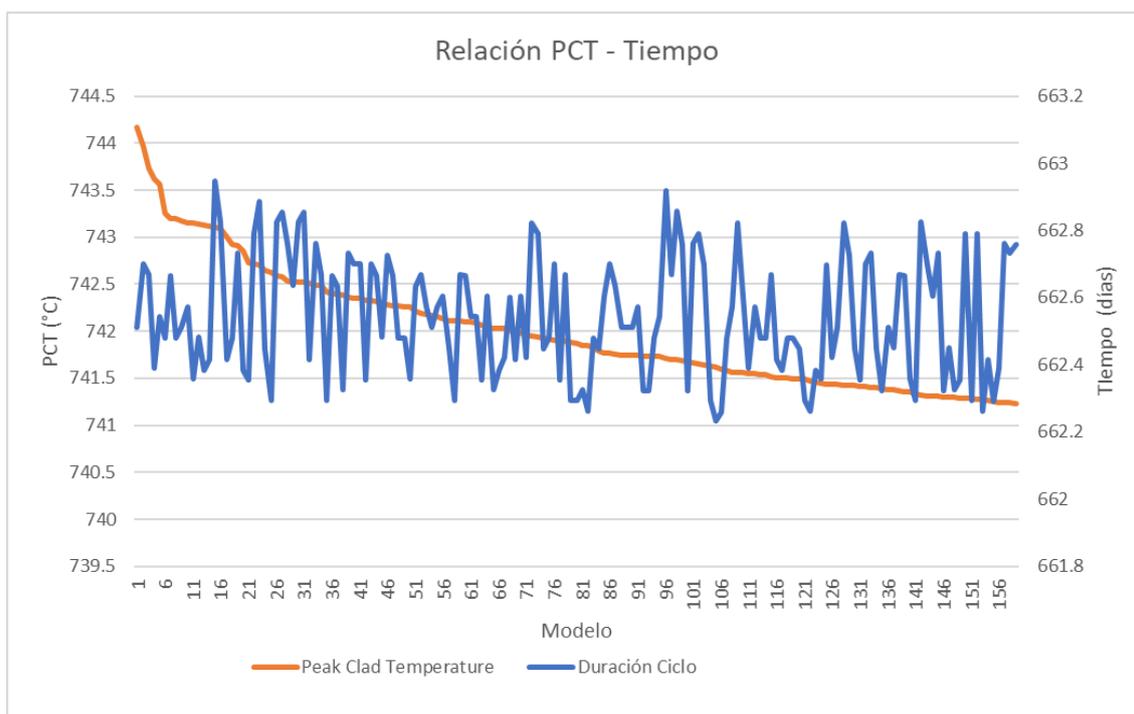


Figura 44. Relación de la PCT con la duración del ciclo.

En la Figura 44 se muestra la duración de los 160 casos que mayor temperatura de vaina alcanzan durante la estimación de duración de su ciclo correspondiente. Aunque entre los 5 casos evaluados se cumple que el modelo de mayor PCT es el que más dura (Tabla 3), y, de hecho, es el decimosexto mayor valor respecto al resto de los 25000 casos; podemos confirmar que no se guarda una relación directa entre la duración del ciclo y la PCT.

6.3 RESULTADOS DE LA RED NEURONAL.

La primera fase de experimentación ha consistido en analizar el algoritmo de optimización adecuado para este tipo de problema. El objetivo es alcanzar un decaimiento senoidal de la tasa de aprendizaje conforme se consideran más muestras, de manera que en los primeros entrenamientos del sistema se desarrolle rápidamente y el resto de las muestras se reserven a perfeccionar los resultados. La detección de un caso problemático permitiría observar una discontinuidad en la tasa de aprendizaje que se debe evitar.

En la Tabla 4 se han analizado diferentes métodos y los errores que alcanzan en la fase final de su desarrollo.

Tabla 4. Errores obtenidos en los diferentes algoritmos de aprendizaje considerados.

Error (horas)	ADAM Lr-Scheduler	ADAM	SGD	Adamax Lr-Scheduler	Adamax
Mínimo	0.0018	0.00173	0.00299	0.00178	0.00117
Máximo	5.4267	5.7405	6.41653	6.20696	6.16996
Medio	1.3735	1.47228	1.58438	1.42906	1.53587

Observando los resultados se puede observar que el método más adecuado es el que combina Adam con *Lr-Scheduler*. Aunque el error máximo sea superior a lo esperado, los resultados de la tasa de error medio cumplen las especificaciones impuestas adecuadamente.

El método Adam es un algoritmo comúnmente utilizado por sus buenos resultados y versatilidad ya que combina características de otros métodos como puede ser el SGD (*Stochastic Gradient Descent*). La principal característica de este método es que es capaz de adaptar la tasa de aprendizaje dependiendo del tamaño del gradiente, de manera que aquellos que supongan variaciones muy grandes frente a lo esperado, tienden a tener menos peso en la tasa de aprendizaje. Además, permite aplicar fácilmente otro tipo de técnicas que permiten mejorar los resultados como son la regularización L1 y L2, el *Batch-Norm* o el *Dropout*.

Por otro lado, el *Lr-Scheduler* es una técnica utilizada durante el aprendizaje de la red neuronal que funciona de manera muy efectiva con otras dinámicas. Consiste en adaptar la tasa de aprendizaje de las diferentes etapas de manera que aquellas que tienen mayor importancia en el resultado tengan mayor peso, alcanzando de esta manera una convergencia rápida y reduciendo la aparición de problemas como son el estancamiento o la divergencia.

Determinada la técnica de aprendizaje se han llevado a cabo diferentes experimentos con la red neuronal para mejorar los errores finales. Por ejemplo, se ha aplicado mecanismos de regularización L1 y L2 (Elastic Net) que afectan a la función de pérdidas. La técnica L1 o LASSO tiende a desactivar aquellos parámetros que considera irrelevantes en determinadas capas. Por otro lado, la técnica L2 o RIDGE afecta y penaliza a los valores más dispersos de los parámetros. El uso combinado de ambas técnicas agiliza y suaviza la convergencia de la red y evitar el sobreajuste o memorización. Aplicando estas técnicas se ha conseguido reducir el error medio alrededor de 0.5 h y el error máximo 2.34 h.

Otro experimento que se ha llevado a cabo es el *Dropout* que consiste en desconectar aleatoriamente un porcentaje variable de neuronas en cada paquete de datos o iteración con el objetivo de mejorar la independencia de las neuronas y mejorar así el sobreajuste. Sin embargo, aunque se observa una

leve mejora en el error mínimo, esta técnica empeora en aproximadamente 1h el error máximo, por lo que su uso ha sido descartado.

También se ha variado el tamaño del lote de datos para ver a respuesta de la red. Las muestras son leídas por la red en lotes o *batches* y no se actualiza e inicia el siguiente hasta que no acaba el anterior. Determinar un tamaño del lote adecuado puede afectar tanto a la eficiencia de la red, ya que un tamaño muy pequeño da lugar a mayor variabilidad de los parámetros y puede empeorar la convergencia; pero también afecta al tiempo de entrenamiento, ya que un mayor tamaño de lote agiliza el proceso.

Por último, también se ha variado el número de capas y neuronas para ver la respuesta de la red, alcanzando la conclusión de que, para esta estructura lo más adecuado es utilizar una red de 7 capas ocultas con 512-1024-2048-4096-2048-1024-512 neuronas respectivamente.

Este mismo proceso de experimentación desarrollado para la duración de ciclo, se ha llevado a cabo en otra red independiente que determine la concentración inicial de boro. Los resultados de los errores se presentan en la Tabla 5.

Tabla 5. Resultados errores finales.

	BORO INICIAL (ppm)	DURACIÓN CICLO (h)
Error Máx	8.14676	4.94893
Error Mín	0.00564	0.00117
Error Medio	1.89113	1.21031
Valor Medio	2639.417304	662.3663264
Error Medio (%)	0.071649526	0.182725171

Aplicadas el conjunto de técnicas y procesos se ha conseguido desarrollar dos redes neuronales independientes que consiguen a partir del vector de posición de los elementos combustibles determinar la concentración de boro inicial y la duración del ciclo con un error respecto a la media de los 25000 casos evaluados de, respectivamente 0.07165 % y 0.18272 %. Estos resultados, además de cumplir notablemente las especificaciones determinadas, permitirían obtener resultados muy fiables que pueden ser utilizados para evaluar rápidamente la distribución de carga óptima.

6.4 RESULTADOS NEUTRÓNICOS BWR CON CONDICIONES CONTORNO TH.

El modelo del código neutrónico con funcionamiento independiente no es del todo autosuficiente y necesita la información de las condiciones a las que han sometidos los elementos combustibles en ciclos anteriores y que, por lo tanto, han determinado sus condiciones isotópicas y el grado de quemado en el que se encuentran inicialmente. Es por ello que, en el primer paso de ciclo o en las primeras pruebas del estudio en el que se analiza el comportamiento del modelo en un estacionario, es imprescindible el fichero externo que abarca la información de los históricos.

En el caso del estudio del ciclo completo, con 243 pasos, además de la información de los históricos iniciales es necesario determinar las condiciones termohidráulicas en cada uno de los pasos de quemado. En este estudio en el que los datos de referencia son situaciones de un ciclo completo, la información inicial de históricos y las condiciones instantáneas están en el mismo documento y ordenadas en cada paso de tiempo. De todas formas, es necesario especificar la ubicación del paquete de datos en el fichero (Figura 46).

```

/
! PASO 1
CNTL
CORE_POWER 109.157
BANK_POS -13
      48 48 48 48 48 48 48
      48 48 48 48 48 48 48 48
      48 48 48 48 48 38 48 48 48 48
      48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48
      48 48 48 48 20 48 48 20 48 48 48 48
      48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48
      48 48 38 48 48 10 48 48 38 48 48
      48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48
      48 48 48 20 48 48 20 48 48 48 48
      48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48
      48 48 48 48 38 48 48 48 48 48
      48 48 48 48 48 48 48 48
      48 48 48 48 46 48 48
DEPL
INP_HST      './COF_BASE_c18_follow_b46_Xe3_DEPFPD3.dep' 1 2
/

/
! PASO 2
CNTL
CORE_POWER 108.846
BANK_POS -13
      48 48 48 48 48 48 48
      48 48 48 48 48 48 48 48
      48 48 48 48 38 48 48 48 48
      48 48 48 48 48 48 48 48 48 48
      48 48 48 48 20 48 48 20 48 48 48
      48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48
      48 48 38 48 48 10 48 48 38 48 48
      48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48
      48 48 48 20 48 48 20 48 48 48 48
      48 48 48 48 48 48 48 48 48 48 48
      48 48 48 48 38 48 48 48 48 48
      48 48 48 48 48 48 48 48
      48 48 48 48 46 48 48
DEPL
INP_HST      './COF_BASE_c18_follow_b46_Xe3_DEPFPD3.dep' 1 3
/
    
```

Figura 46. Especificaciones técnicas de los pasos del seguimiento de ciclo.

Por lo tanto, en cada paso de tiempo el código PARCS lee la información de las condiciones termohidráulicas (densidad, temperatura...) de los distintos materiales que componen el núcleo. Esta información es utilizada para buscar los parámetros neutrónicos (secciones eficaces) en las librerías de datos PMAXS y que son necesarios para que el código resuelva la ecuación de la difusión y determine, mediante métodos numéricos, la población neutrónica en cada nodo del reactor. A partir de especificar el flujo neutrónico, se puede determinar la distribución de potencia y el quemado y la composición isotópica del combustible.

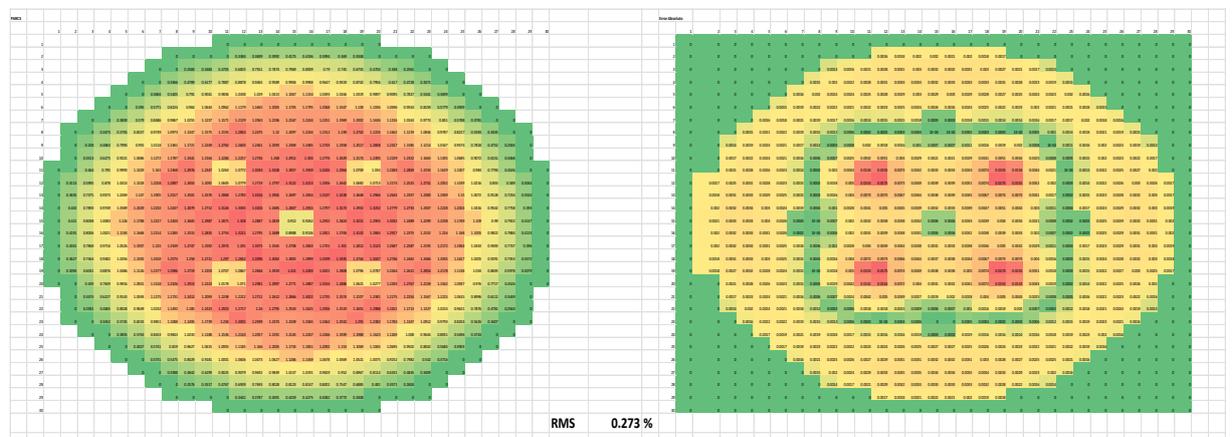


Figura 45. Análisis de resultados del paso inicial.

Cálculo y análisis del seguimiento de núcleo en reactores nucleares de agua ligera (LWR) con acoplamiento termohidráulico-neutrónico 3D: aplicación a PWR y BWR

La información inicial, los datos termohidráulicos, son una fuente de información externa que no cambia en cada paso, por lo tanto, en este apartado únicamente vamos a evaluar los resultados de distribución de potencia calculados por PARCS y comparándolos con los resultados obtenidos por SIMULATE-3; además del valor de la k efectiva durante el ciclo completo y el perfil de quemado para asegurar que lee los parámetros adecuadamente.

Como el análisis completo del ciclo abarcaría la información de 243 pasos de quemado, y realmente el proceso, los cálculos y los resultados son independientes entre pasos al estar leyendo la información de entrada de un fichero externo; se va a proceder a evaluar la distribución de potencia radial en el reactor (izquierda) y el error respecto a los datos de referencia (derecha) de unos pocos pasos que reflejen la calidad del modelo neutrónico (Figura 47).

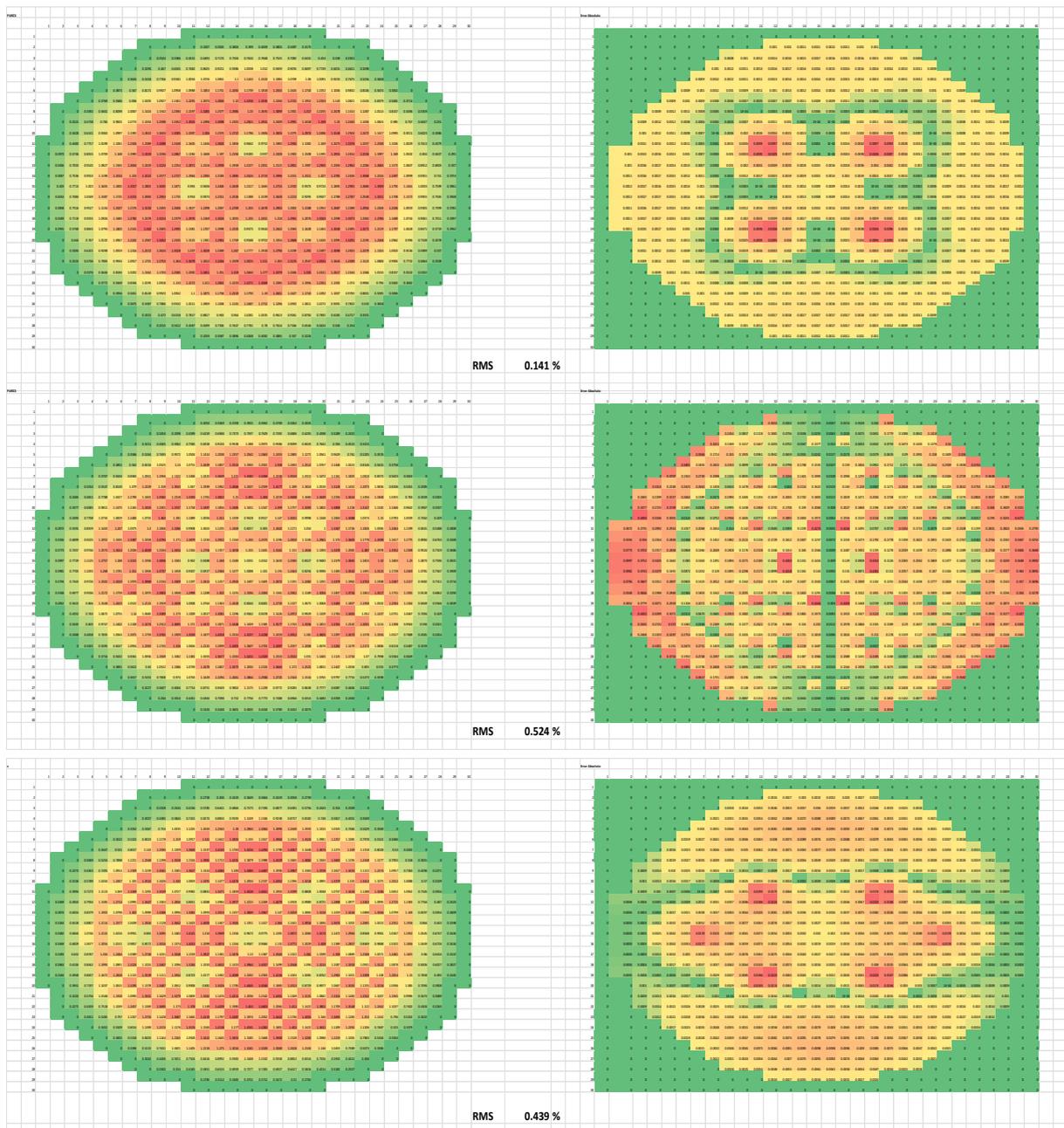


Figura 47. Análisis de resultados pasos 50, 125, 200.

Tras analizar diferentes pasos se puede observar claramente que los resultados del modelo de PARCS (naranja) desarrollado coinciden con los resultados de referencia (azul). En el caso del quemado del combustible, este es un dato de entrada especificado en las tarjetas de cada paso, por lo que tiene sentido que sea totalmente exacto y nos indica que el código funciona como se espera. Cabe destacar el aumento del grado de quemado del combustible conforme aumentan los pasos y, por lo tanto, el tiempo en operación.

Por otro lado, las curvas de potencia axial también muestran resultados muy fieles. La línea gris presenta la diferencia entre los datos obtenidos y los de referencia. Se puede observar que en los primeros pasos este error es mayor frente a los finales, donde el error es mínimo y no hay diferencia entre los datos. De los primeros pasos es destacable la evolución axial del error,

que es mayor en los planos exteriores que en el centro del reactor. Esta información se presenta de manera relativa al número de nodos activos, en este caso ya que se está analizando el perfil axial unidimensional, tenemos 25 planos activos y dos que hacen referencia al reflector inferior y superior. La forma del perfil de potencia es el esperado en un tipo de reactor BWR.

Por otro lado, comparar el valor de la k efectiva durante el ciclo completo nos permite saber si realmente los cálculos se comportan igual que los datos de referencia. En términos de operación, este parámetro es el más importante ya que refleja la reactividad del núcleo, así que es fundamental optimizar los resultados.

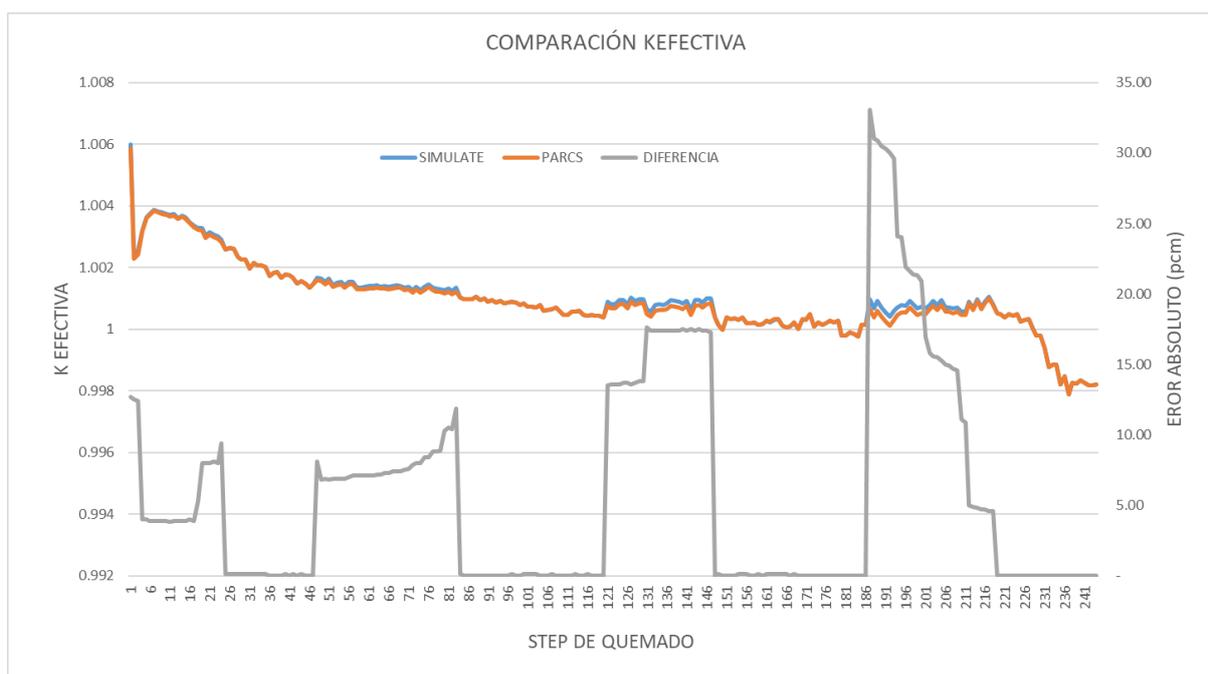


Figura 48. Comparación k efectiva de PARCS respecto a los resultados reales.

En la Figura 48 se observa la evolución del valor de la k efectiva a lo largo de los 243 pasos en los que se divide el ciclo. Como se puede esperar, tiene un valor muy cercano a 1 en todo el tiempo de operación, pero ligeramente descendente conforme aumenta el quemado del combustible. Respecto al error absoluto de los cálculos respecto a los datos de referencia, en ningún momento llegan a ser relevantes (a partir de las 150 pcm), alcanzando el máximo en 33 pcm en el paso 186.

De esta manera se asegura la efectividad y calidad del modelo de PARCS creado y los cálculos neutrónicos realizados por el código, y por lo tanto, es una alternativa segura y fiable para ser utilizada en el desarrollo de este trabajo.

6.5 RESULTADOS TERMOHIDRÁULICOS BWR PATHS CON CONDICIONES CONTORNO NK.

Por otro lado, el modelo desarrollado de PATHS puede ser ejecutado de manera independiente a partir de la información de la distribución de potencia almacenada en el fichero externo con los datos de referencia.

En el proceso de cálculo, el código ubica la fuente de potencia térmica en el centro de las pastillas de combustible. A partir de las características geométricas y térmicas de la vaina determina la distribución de temperatura en la pastilla de combustible y la transmisión de calor a través de la holgura y el material de la vaina hasta llegar al refrigerante. El caudal de refrigerante que recorre cada canal se obtiene a partir de las características mecánicas de los canales, ajustándolo de manera que la caída de presión sea igual en todos ellos, independientemente del tipo de canal evaluado.

Establecida la fuente de calor y el caudal del refrigerante, el código puede determinar las condiciones termohidráulicas de todos los materiales del sistema a partir de las ecuaciones de balance de energía, masa y momento, considerando ambas fases del fluido.

Cuando PATHS funciona sin acoplar no se pueden establecer las condiciones de estudios transitorios, así que los resultados expuestos son referentes a un estado estacionario a partir del modelo desarrollado y la información del primer paso del fichero de referencia.

Con el objetivo de reflejar adecuadamente el comportamiento del reactor y verificar que el modelo de los diferentes tipos de canales es adecuado, se han seleccionado dos canales de cada uno de los diez tipos que van a ser analizados. En los casos en los que ha sido posible, se ha pretendido seleccionar de cada tipo un elemento en la zona central del reactor y otro en la periferia. Esta dinámica de análisis, unido a la simetría inversa que guarda el reactor, nos permite analizar en detalle casi todo el reactor.

El primer paso es verificar que la lectura de potencia del fichero de SIMULATE-3 se esté realizando adecuadamente. El problema principal en este apartado ha sido que los resultados son relativos a diferentes sistemas de referencia. En el caso de los datos de referencia, la información se presenta en función del número de nodos activos que intervienen en ese sistema. De esta manera, el análisis unidimensional es referente a los 25 planos axiales activos, los resultados bidimensionales son relativos a los 624 elementos activos y los tridimensionales a 15600 nodos (624 radiales por 25 axiales). En el caso de los resultados de PATHS los resultados son relativos a 4094.48 en todos los casos, que es el resultado de multiplicar los nodos calefactados axiales (25) por los radiales (624) y dividir el resultado por la altura del núcleo (3.81 metros en este caso). Además, cabe destacar que algunos datos hacen referencia a los resultados en el centro de los nodos y otros son resultados en las caras ($N + 1$ datos). Para poder comparar estos datos correctamente se ha automatizado una hoja EXCEL que pasa la información de PATHS al sistema de referencia de PARCS y SIMULATE.

En la Figura 49 se puede comprobar que la información de distribución de potencia leída por PATHS del fichero de referencia es correcta, tanto en el perfil axial como en el análisis de tres canales seleccionados. El error absoluto producido en los elementos analizados (línea gris) es muy pequeño, del orden de 0.125%, y además guarda una relación proporcional a la potencia. Se puede deducir que el error realmente no se encuentra en el código, si no en las aproximaciones del proceso de normalización necesario para la representación y comparación de los resultados.

La densidad es un dato termohidráulico relacionado directamente con el resto a través de las tablas de agua; por lo que se puede confirmar que, si este valor coincide, el resto también lo harán. Además, este parámetro tiene relación directa con el caudal que trasiega el canal y se puede observar claramente la zona en la que el título de vapor aumenta. De esta manera, al ser un valor que permite

deducir o intuir el resto, se ha determinado que este sea el dato de referencia a la hora de determinar la calidad de los cálculos y el alcance de los objetivos en esta parte del trabajo.

La comparación de la evolución de la densidad del refrigerante en el reactor calculada por PATHS respecto a los resultados de SIMULATE nos permite detectar errores y posibles mejoras en el diseño de la simulación térmica y mecánica de los canales con el objetivo de ajustar el modelo y mejorar los resultados termohidráulicos.

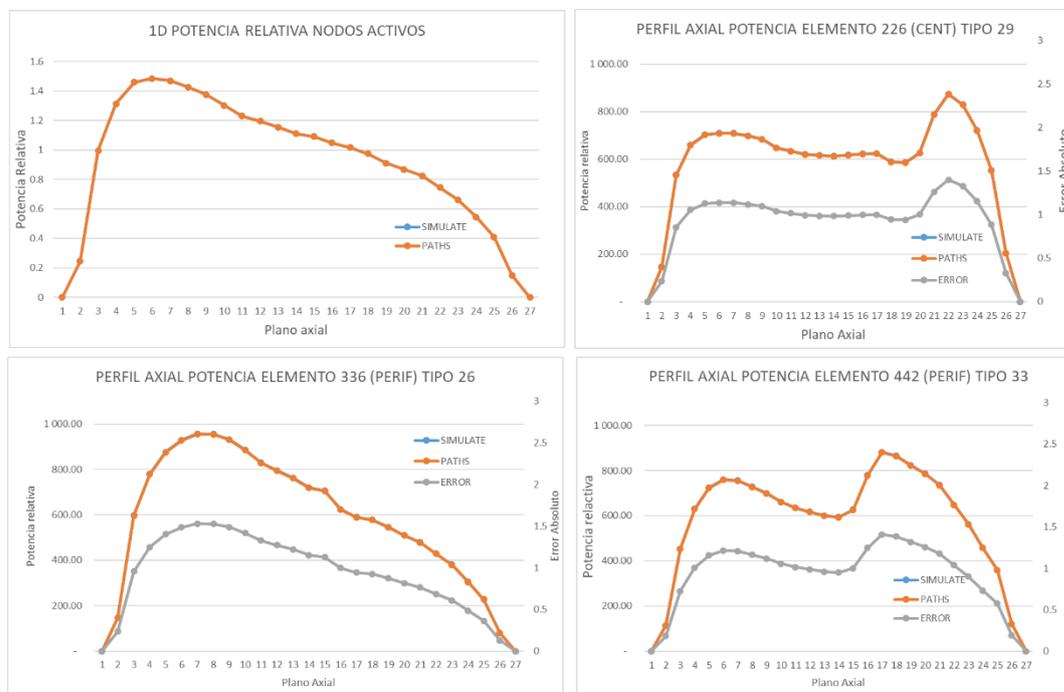


Figura 49. Distribución de potencia en el reactor.

En la Figura 50 se puede observar el análisis del perfil de densidad de 10 canales, uno por cada tipo, respecto a los resultados de referencia utilizados. En todas las gráficas se observa una evolución similar entre ambas curvas y el error absoluto es muy bajo, sin embargo, llaman la atención aquellos canales en los resultados difieren (canal 397 y 313) conforme se acercan a la salida del reactor (plano axial 27).

En la zona inicial por la que entra el refrigerante frío, que sería el primer nodo ya que los resultados son especificados de la zona inferior del reactor a la superior; los perfiles sí coinciden, y la evolución de la densidad difiere levemente conforme asciende el fluido en el reactor. Por lo tanto, se puede deducir que realmente el problema no se encuentra en el reparto de caudales en los canales, que estaría relacionado con las tarjetas que determinan las pérdidas de carga, si no posiblemente con la especificación de los datos de transmisión de calor.

Otra de las características que se ha observado es que ambos elementos están posicionados en la zona de la periferia del reactor donde el fluido que recorre el baipás, que como se ha explicado antes no se considera en los cálculos del código, tiene mayor influencia y puede afectar a los resultados finales.

Además, cabe destacar que la naturaleza unidimensional de PATHS no es la misma que otros códigos maduros que utilizan cálculos tridimensionales (TRACE) que consideran el movimiento radial del flujo, que es especialmente notable en las zonas superiores del núcleo.

Por lo tanto, en vista a que este ha sido el modelo más cercano a la realidad que se ha conseguido, a partir de la información accesible y considerando las limitaciones del código; se ha considerado que este modelo final es adecuado y fiable para continuar con la siguiente fase del proyecto.

Cálculo y análisis del seguimiento de núcleo en reactores nucleares de agua ligera (LWR) con acoplamiento termohidráulico-neutrónico 3D: aplicación a PWR y BWR

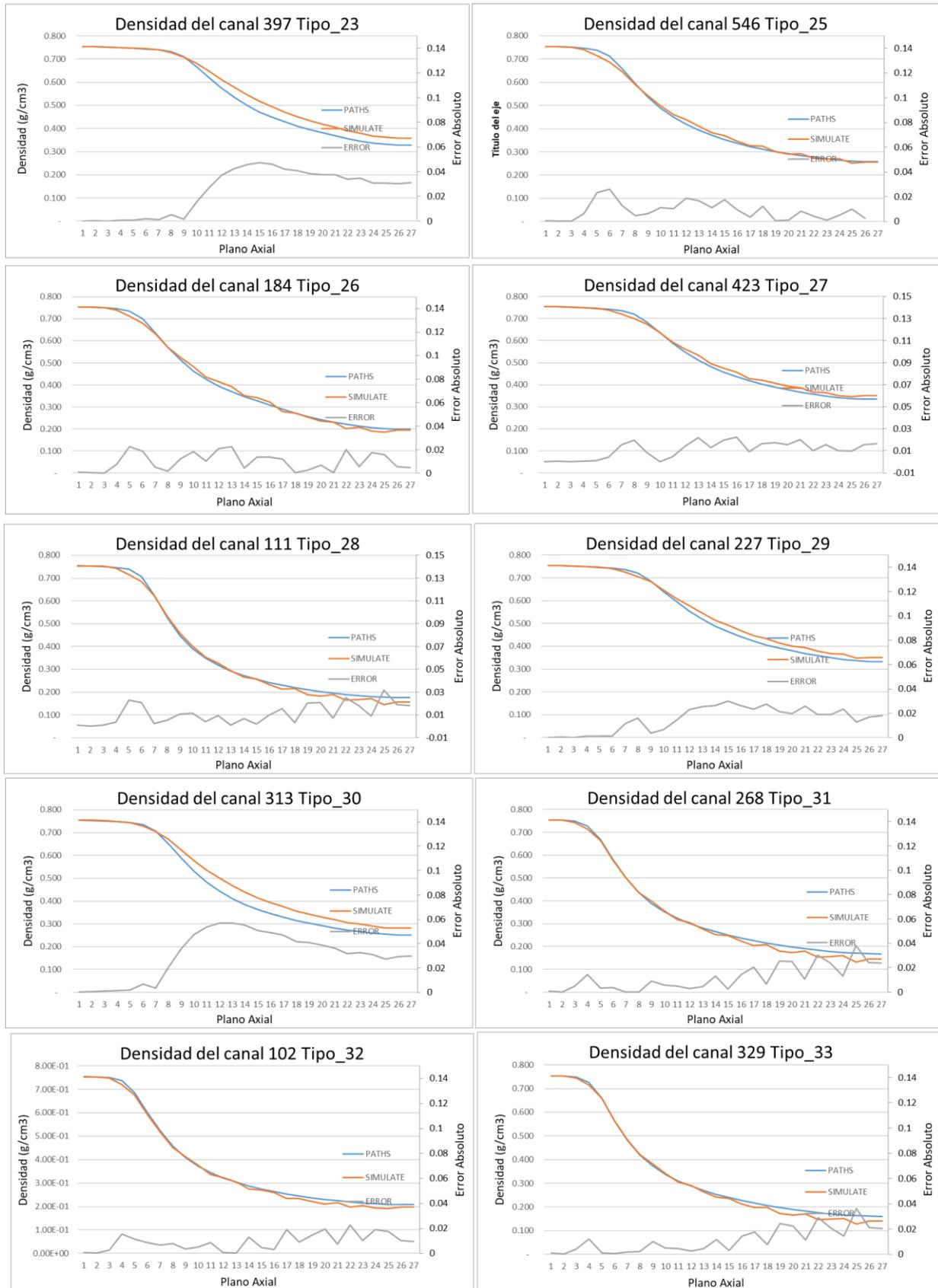


Figura 50. Perfil de densidad en diferentes canales.

6.6 RESULTADOS DEL ACOPLAMIENTO TH/NK PARA BWR CON PARCSv3.42/PATHSv1.08.

Verificada la efectividad de ambos modelos independientes de PARCSv3.42 y PATHSv1.08 leyendo respectivamente las condiciones de contorno termohidráulicas y neutrónicas del fichero de datos externos; podemos proceder al siguiente paso que consiste en el acoplamiento de ambos códigos.

El objetivo de este acoplamiento consiste en iniciar el bucle en el que ambos códigos forman una simbiosis de retroalimentación de información en el que cada uno calcula los parámetros necesarios por el otro para realizar sus cálculos propios. El código neutrónico requiere de las condiciones termohidráulicas de los materiales del reactor para, a partir de las librerías de secciones eficaces, poder determinar los parámetros neutrónicos requeridos para resolver la Ecuación de la Difusión. Por otro lado, el código neutrónico obtiene la solución del flujo y la distribución neutrónica en el reactor y lo expresa como parámetros de distribución de potencia térmica, que son necesarios por el código termohidráulico para resolver las ecuaciones y calcular las condiciones de temperatura, presión y densidad de los diferentes materiales.

El primer paso para establecer el acoplamiento es especificar en las tarjetas de ambos ficheros los parámetros que determinan esta operación. Las tarjetas son las mismas que se han desarrollado previamente, en el caso del fichero de PATHS se adapta la tarjeta TH_IPATHS y se elimina TH_USEDEP; en el caso del PARCS se determina en el paso inicial la ruta del fichero de entrada PATHS (tarjeta INT_TH).

Además, diferencia del modelo PWR estudiado previamente, los elementos combustibles que tenemos en cuenta en el patrón de carga de este reactor no pueden considerarse completamente frescos, es decir, tendrán un grado de quemado que depende de los ciclos anteriores, las condiciones de operación (potencia, temperatura, controles...) y otros parámetros que afectan al quemado de los elementos. Todas estas condiciones se ven reflejadas en la información de históricos, que son los resultados necesarios previos al primer paso de cálculo.

Esta información es necesaria que se aporte inicialmente, pero en el resto de pasos la tarjeta cambia y determina que esas condiciones las extraiga directamente de los resultados de PATHS.

Por lo tanto, aunque la solución del ciclo completo puede obtenerse a partir de los cálculos de los códigos acoplados, es necesario que el primer paso arranque con la información de los históricos.

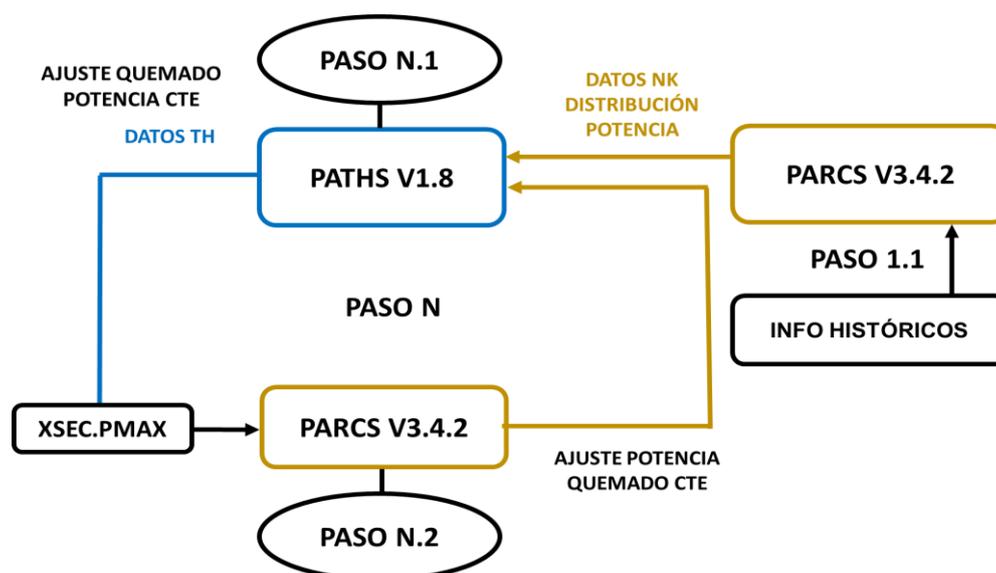


Figura 51. Proceso de cálculo del bucle acoplado.

En la (Figura 51) se presenta esquematizado el proceso de cálculo y escritura de la información en el fichero de resultados (con extensión .DEP). Se puede observar como la obtención de la información del primer paso se fuerza a que sea diferente respecto al resto de pasos del ciclo para que el código extraiga la información de históricos del fichero de referencia. El resto de los pasos continúa con el desarrollo del bucle anteriormente explicado.

Otra de las diferencias detectadas que afectan al diseño del fichero de entrada respecto al funcionamiento independiente consiste en la manera en la que el código imprime la información. En la ejecución acoplada en el fichero de salida se imprimen dos paquetes de información por cada uno de los pasos (menos para el primero). En su funcionamiento, el código parte de la información del paso anterior ($N - 1$), actualiza los valores de potencia a los establecidos en el fichero de entrada, pero no el quemado, y recalcula toda la información a modo de estimación de los resultados (paso N.1). Posteriormente y a partir de esos resultados, reajusta los valores de quemado del combustible y obtiene los cálculos finales del paso con todos los parámetros actualizados (paso N.2). Este inesperado proceso supone diferentes problemas.

Por una parte, en las especificaciones de los pasos se determina de donde se extrae la información. Inicialmente se extraía la información por bloques consecutivos (el paso N extraía del bloque de resultados $N - 1$), sin embargo, esta dinámica es diferente ya que ahora el paso N debe extraer la información de paso $N - 2$. Esto se solucionó rápidamente haciendo una pequeña modificación en el programa previamente desarrollado que extrae las especificaciones de los pasos del fichero de referencia y las adapta e imprime en el input de PARCS.

Por otro lado, el realizar dos cálculos por cada paso se refleja en los ficheros de salida, que duplican su tamaño. Esto es un problema importante ya que estos ficheros ya son bastante extensos por el número de pasos, 8 veces más que en el PWR, y de nodos del sistema, 4 veces mayor; complicando la gestión de los resultados y, en un futuro, la generación de modelos como fuente de información de otra red neuronal.

Por último, cabe destacar que este proceso de doble paso alarga el tiempo de cálculo mucho más de lo esperado ya que también se ve afectado por la complicada gestión de los ficheros que se generan y en los que imprime la información.

Sin embargo, y aunque es necesario y posible optimizar este proceso, el objetivo del presente trabajo es valorar la calidad del acoplamiento y de la simulación de ambos códigos. Para ello, se procede a comprobar la evolución durante todo el ciclo de la k efectiva y los perfiles de distribución de potencia, densidad del moderador y temperatura del combustible de 4 pasos seleccionados a modo de muestra del total. La peculiar dinámica del paso inicial, que es la misma que sigue el funcionamiento de PARCS independiente, permite descartar ese paso, así que se ha seleccionado para el análisis el primer paso (Figura 52), el último (Figura 53), el step 100 (Figura 54) y el 200 (Figura 55).

Con el objetivo de simplificar la presentación de resultados, se ha optado por analizar para cada parámetro el perfil axial (gráfica roja con puntos) y el perfil detallado de 3 canales respecto a los 10 tipos considerados.

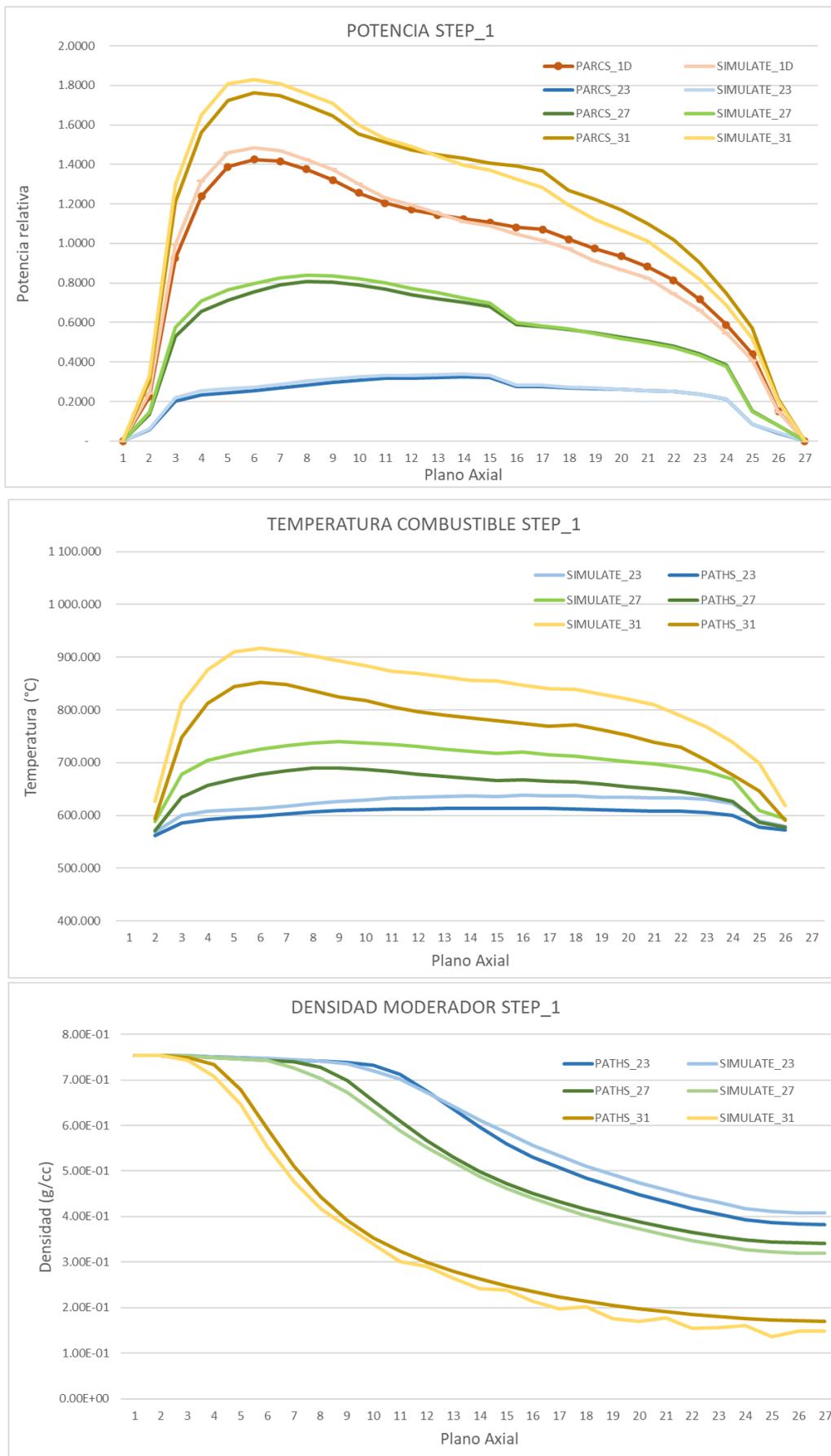


Figura 52. Resultados STEP 1.

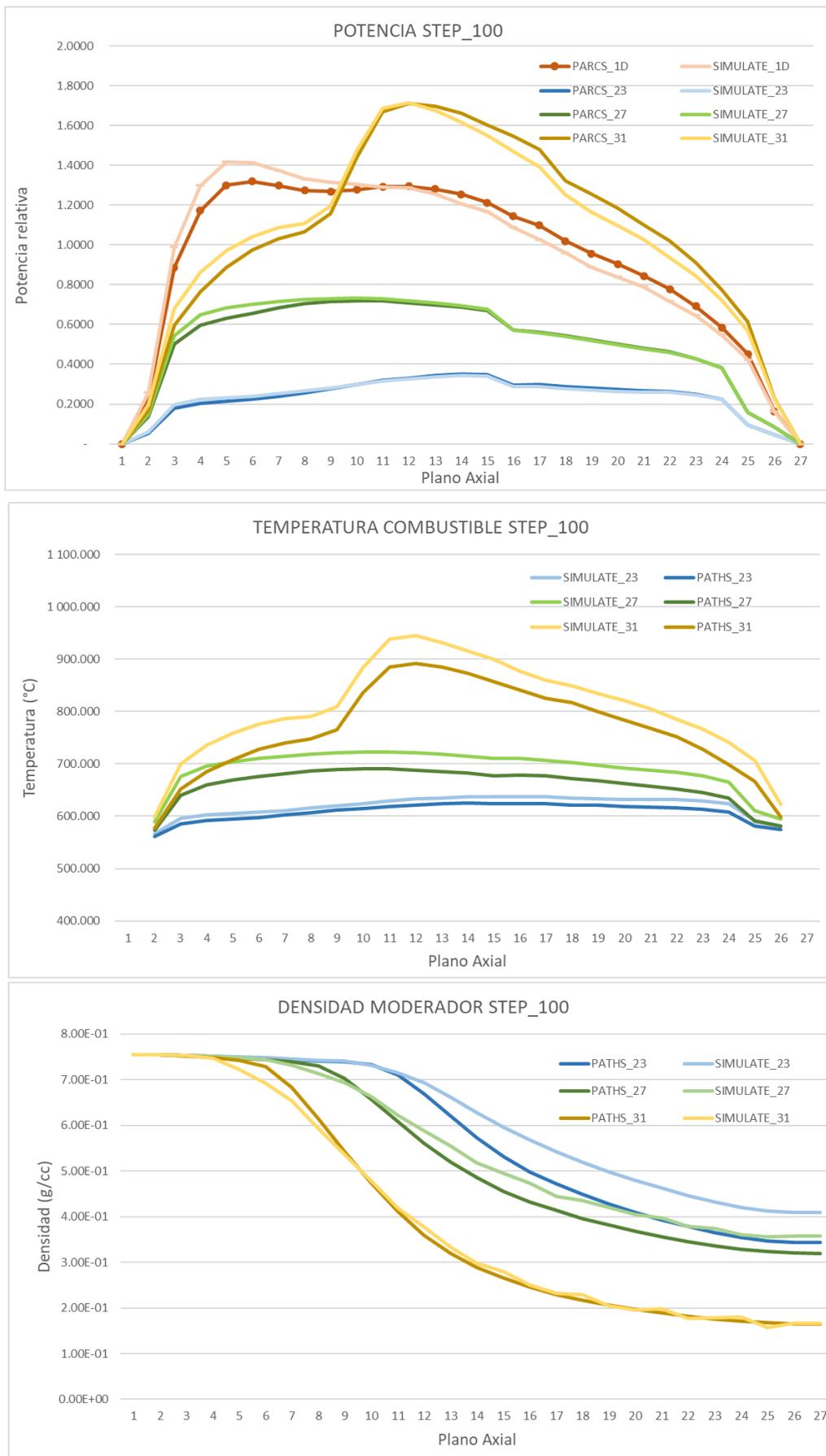


Figura 53. Resultados STEP 100.

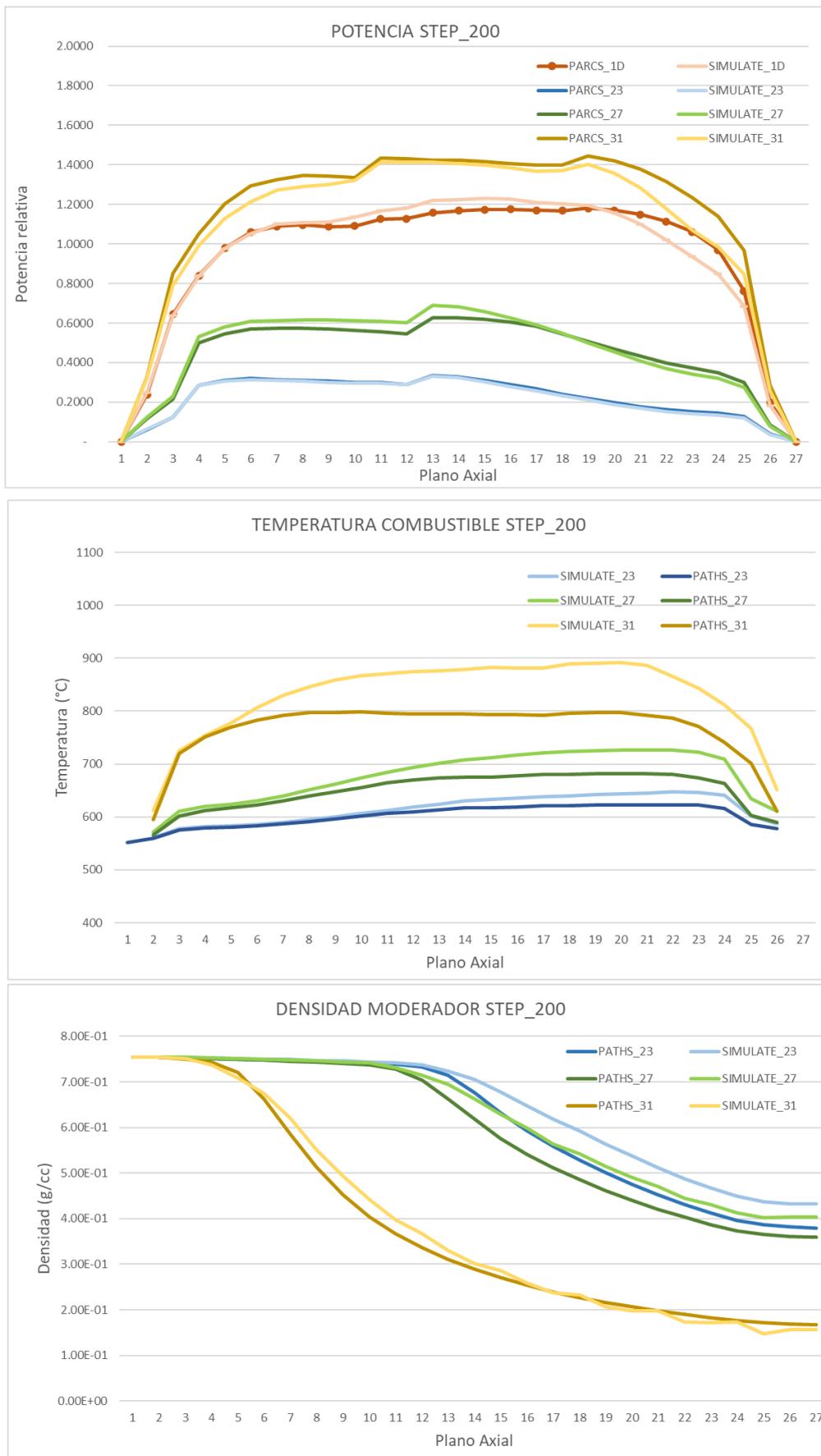


Figura 54. Resultados STEP 200.

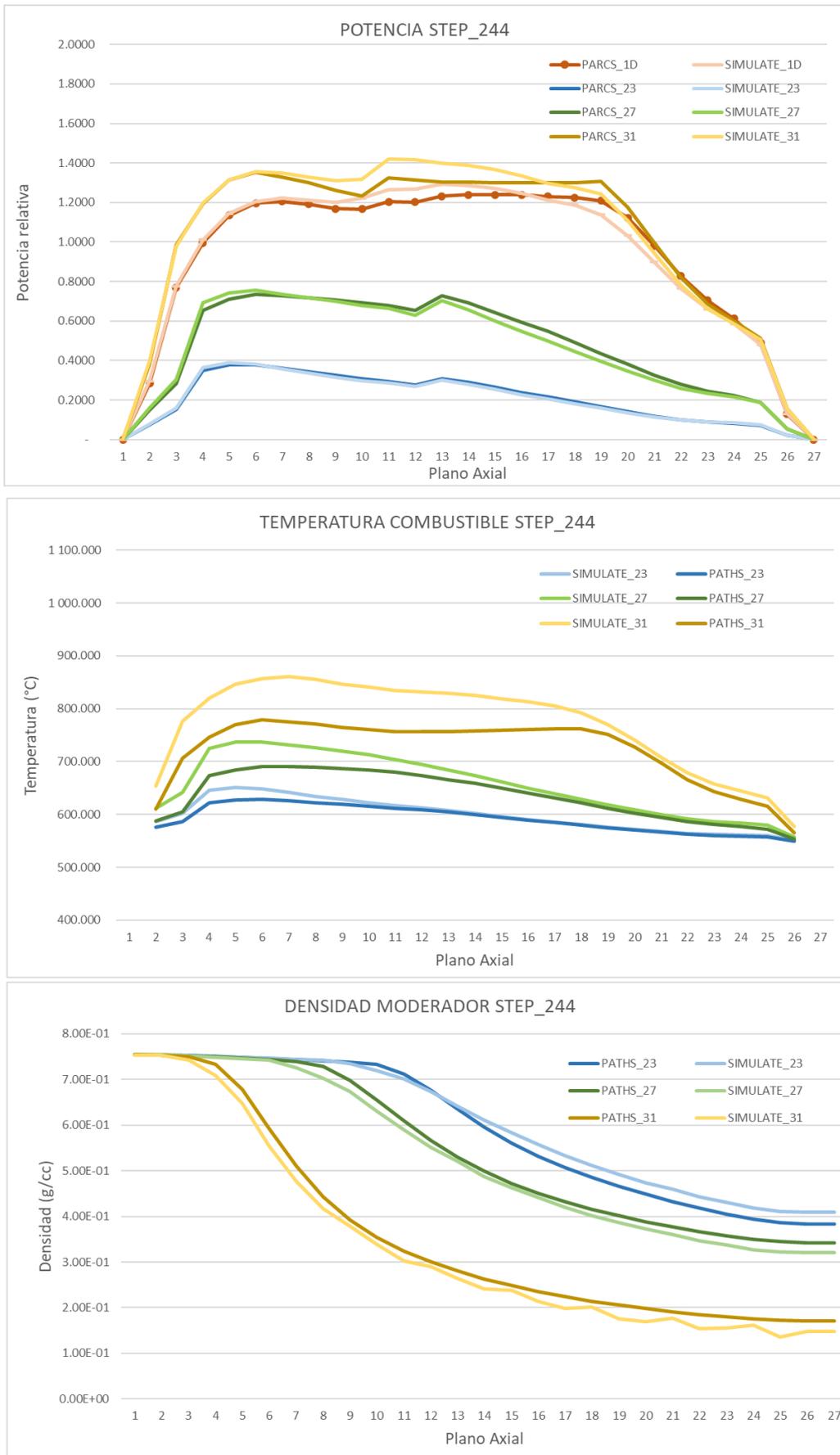


Figura 55. Resultados STEP 243.

En las gráficas anteriores se puede observar la distribución de las características neutrónicas, térmicas e hidráulicas explicadas. En el caso de la potencia térmica (primera gráfica) se puede observar que los resultados obtenidos son muy fieles a los utilizados como referencia en todos los casos. Aunque se observe que en algunos elementos el error sea ligeramente superior, en términos de potencia absoluta la diferencia es pequeña y esperable por las limitaciones del código.

En el caso de la distribución de temperatura del combustible, sí se detecta mayor diferencia, principalmente en el perfil axial. Este parámetro está relacionado por una parte con el perfil de potencia térmica, que se acaba de observar que es adecuado; y por otra parte con las características geométricas y térmicas de los componentes en el interior de la vaina. Estas especificaciones es información complicada de obtener y que supone un nivel de detalle en la simulación que escapa a este estudio y a los objetivos del código.

También cabe destacar que la función de distribución de temperatura puede cambiar dependiendo del código y los resultados, en este caso referentes a la temperatura media del combustible, pueden esperarse diferentes. Sin embargo, en esta primera fase del estudio interesa que, aunque sean mejorables, el error obtenido no afecte al resto de resultados obtenidos.

Los resultados sobre la evolución de la densidad del moderador permiten determinar la calidad de los cálculos termohidráulicos. Los perfiles obtenidos son muy cercanos a los datos de referencia. Las pequeñas diferencias observadas se pueden relacionar fácilmente con el funcionamiento unidimensional del código termohidráulico. Las mayores diferencias se encuentran principalmente en la zona superior del reactor (plano axial 3), donde la calidad del vapor es mayor tras el cambio de fase del refrigerante durante el recorrido por el núcleo y destaca la influencia de no considerar el flujo transversal entre los canales.

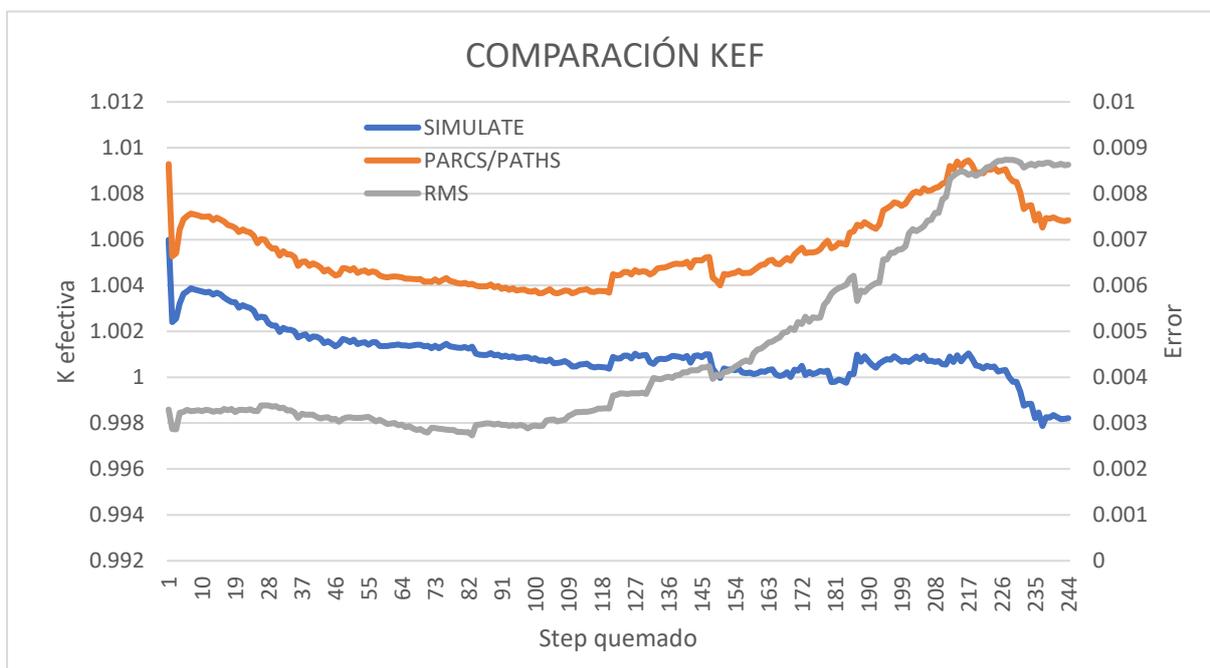


Figura 56. Comparación k efectiva.

Por último, la k efectiva es un dato muy importante donde los errores deben ser mínimos para poder reflejar de manera fiable la operación durante todo el ciclo. En la Figura 56 se observa la comparación de los resultados obtenidos en los 244 pasos del acoplamiento PARCS/PATHS respecto a los datos de referencia.

Observando los resultados, se puede ver una diferencia notable, constante de 300 pcm (o 0.00300) inicialmente y que aumenta al final del ciclo hasta llegar a las 850 pcm. Aunque la magnitud de esta diferencia es pequeña, la influencia en el funcionamiento del reactor es muy notable, ya que supondría que el reactor es supercrítico y, por lo tanto, no sería operable. Sin embargo, se puede observar que la forma en la que evoluciona este parámetro es igual, lo que hace intuir que el modelo y el código calculan bien, pero hay algún parámetro que está mal ajustado y que es el causante del aumento de la reactividad.

Los venenos neutrónicos son isótopos que aparecen durante la operación como productos de fisión o por decaimiento de estos. Son especialmente importantes en física de reactores ya que tienen una sección eficaz de absorción notablemente superior al resto de elementos, lo que supone una reactividad negativa incorporada que aparece durante el funcionamiento del reactor y que desaparece por decaimiento de estos elementos cuando no está siendo operado. Los más importantes son el Xe-135 y el Sm-149.

Durante la operación del reactor estos isótopos transmutan a otros tras la absorción de neutrones, se queman, y también se producen nuevos por las reacciones de fisión que siguen ocurriendo. Este balance lleva a la concentración a un estado de equilibrio que depende de la población neutrónica, o con otro enfoque la potencia.

Determinar la evolución de su concentración, junto con los precursores de neutrones diferidos, es fundamental durante las maniobras de operación del reactor (estudios transitorios), que es donde este equilibrio se ve alterado. Sin embargo, durante la operación estacionaria no hay variaciones significativas y, por lo tanto, su concentración debería ser constante y proporcional a la potencia de funcionamiento.

En los estudios no acoplados de PARCS y PATHS, la concentración de estos isótopos es leída de los ficheros de información externa, por este motivo no se ha detectado anteriormente. Detectada la importancia de este parámetro, se introduce la tarjeta oportuna XE_SM en el fichero de entrada de PARCS y se especifica que se calcule la concentración en equilibrio de los isótopos en función de la potencia en cada paso.

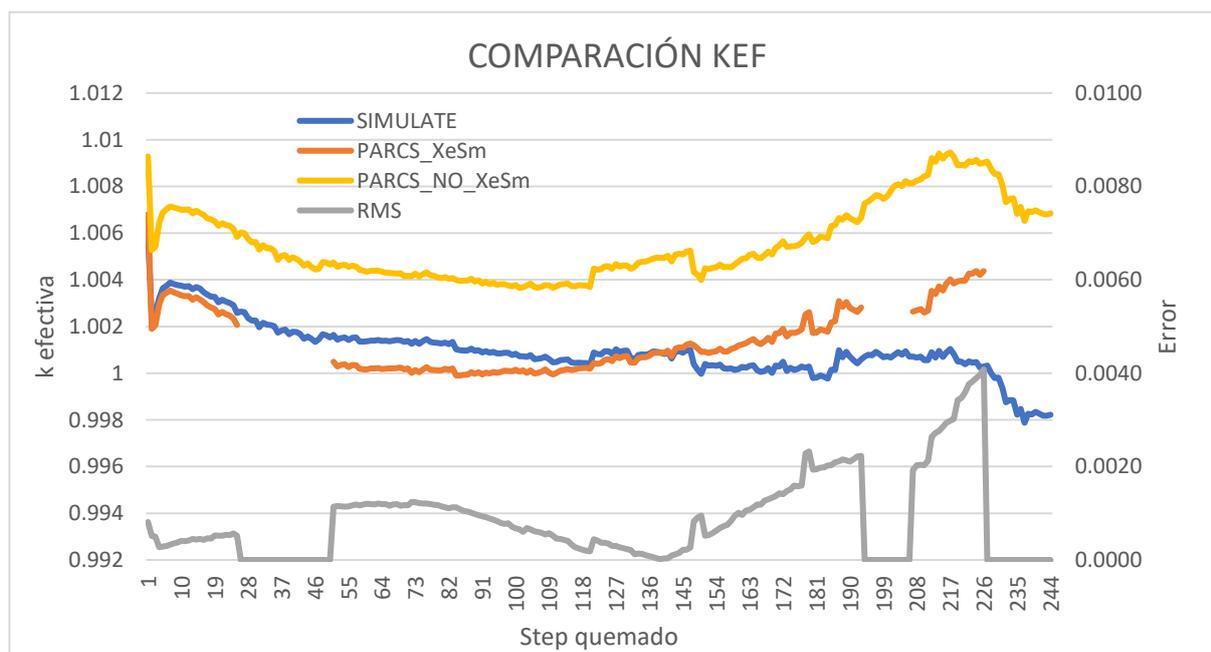


Figura 57. Comparación k efectiva teniendo en cuenta la evolución de venenos.

En la (Figura 57) se puede observar la evolución de la k efectiva con los nuevos ajustes y la comparación entre el caso anterior en el que no se consideraba la evolución del Xe-135 y del Sm-149. Aunque en algunos pasos (el step 26 y step 193) no tenemos información por un error en el proceso de cálculo numérico (convergencia) a estudiar, se puede observar que el error se ha reducido notablemente frente al caso anterior; especialmente en los pasos iniciales, donde el error ha pasado de 300 pcm a 50 pcm.

Aunque en los pasos finales (*coastdown*), se puede apreciar un ligero aumento de la k efectiva respecto a los resultados de referencia, también se han mejorado y se considera dentro de los límites aceptables. Estos errores se pueden asociar tanto a las limitaciones del código termohidráulico como al proceso de creación del modelo, que puede ser mejorable implementando datos más detallados de los elementos combustibles considerados.

CONCLUSIONES

En el proyecto en el que se desarrolla el presente trabajo pretende determinar el proceso de diseño y el alcance de una metodología de cálculo de parámetros neutrónicos y termohidráulicos en el diseño de núcleo de reactores LWR basada en la obtención de resultados mediante el uso de la inteligencia artificial y redes neuronales. El objetivo es poder analizar rápidamente información sobre el funcionamiento del ciclo de operación del reactor y optimizar en materia de seguridad, eficiencia energética y beneficio económico el patrón de carga, que determina la posición en la que se disponen en el núcleo del reactor los diferentes elementos combustibles durante la operación.

La primera parte del proceso consiste en simular el seguimiento de ciclo mediante el acoplamiento entre el código neutrónico PARCS y el termohidráulico unidimensional PATHS y verificar la calidad del modelo y los resultados respecto a otros códigos ya maduros y otros resultados de referencia. Desarrollada la simulación del reactor en cuestión, se han creado programas que automatizan la creación y ejecución de modelos con patrones de carga aleatorios, y posteriormente extraen y filtran la información relevante para la construcción de la red neuronal.

La última fase del proyecto consiste en utilizar los datos obtenidos como información de entrada para entrenar la red, utilizando diferentes métodos de aprendizaje y técnicas desarrolladas para optimizar su funcionamiento y poder obtener resultados con errores aceptables dentro de las especificaciones establecidas.

El estudio parte de un modelo de reactor PWR donde la simulación PARCS/PATHS ya ha sido verificada y se han ejecutado 25000 modelos. Los resultados obtenidos de los programas de extracción de información han derivado en el desarrollo de dos redes neuronales para determinar parámetros de boro inicial y duración de ciclo que permiten obtener la matriz de carga óptima en términos de maximizar el beneficio económico de la planta.

En esta misma rama de la simulación del reactor PWR, se ha mejorado la calidad de los cálculos al actualizar el código a la nueva versión de PARCS v3.42/PATHS v1.08, que además permite obtener nuevos resultados relacionados con parámetros de seguridad; y se ha procedido a la ejecución y filtrado de resultados de 10000 casos que servirán como fuente de información de futuras redes.

Por último, se han desarrollado los modelos para un reactor tipo BWR, que supone un reto por su complejo funcionamiento y magnitud. Inicialmente se verifican los resultados obtenidos en el

funcionamiento independiente de ambos códigos para, posteriormente, llevar a cabo su acoplamiento, volver a comprobarlos y confirmar la efectividad de las simulaciones realizadas.

De esta manera se considera que los objetivos impuestos para el desarrollo del trabajo, aunque limitados por el alcance de este, han sido alcanzados. Se ha determinado el proceso creación de modelos de simulación, verificado el acoplamiento de los códigos con la nueva versión de PARCS en ambos diseños de reactores de agua ligera, desarrollado los programas de creación y ejecución de modelos aleatorios y de filtrado y extracción de resultados y, finalmente, se han evaluado las diferentes metodologías de aprendizaje y técnicas de mejora de la red neuronal para su utilización como herramienta en la optimización del diseño del patrón de carga.

TRABAJOS FUTUROS

En el caso del modelo PWR, actualizar la versión del código permite un mayor alcance de resultados, pero también supone una mejora en la calidad del proyecto. Además, el desarrollo de los programas de gestión de datos para la red neuronal es fundamental para el avance ya que automatiza la extracción de datos y determina el formato y parámetros de entrada a la red, permitiendo el crecimiento de otras fases futuras.

La proyección futura de esta fase, habiendo automatizado, ejecutado y extraídos los datos de la nueva versión; se enfocaría principalmente en el desarrollo y mejora de la red neuronal, que ya ha mostrado buenos resultados en la versión anterior. El enfoque apunta principalmente a intentar definir una metodología para extraer parámetros de potencia más detallados e intentar unificar las redes que, actualmente, son diferentes para cada resultado.

En el caso del diseño del modelo BWR, definir los modelos de los códigos, verificar la calidad del acoplamiento y conseguir realizar el seguimiento de núcleo, aunque haya sido de un solo caso, establece las bases para el desarrollo de esta rama del proyecto.

Los siguientes estudios relacionados deben centrarse, por una parte, en la mejora de los resultados obtenidos en el seguimiento si se obtienen datos de referencia más detallados y completos. Por otro lado, hay que intentar optimizar el número de pasos a calcular por el código con el objetivo de reducir el tiempo de computación. Por último, es necesario plantear la automatización de generación de casos en los que, aunque los programas creados del modelo PWR también sirven para este modelo, la estrategia de distribución del patrón de carga y los resultados objetivo a alcanzar por la red neuronal deberán ser definidos.

PRESUPUESTO

Para finalizar, en este apartado se va a proceder a cuantificar económicamente el coste completo del trabajo realizado. Para ello se subdivide el trabajo en diferentes etapas que coinciden con las fases realizadas del proyecto, estableciendo las horas trabajadas por el estudiante, el tutor y la cotutora del trabajo de fin de máster.

Cabe destacar que, como se ha mencionado, este trabajo ha tenido participación de otros departamentos, profesores, doctorandos y personal externo cuyas horas trabajadas y sueldo unitario son datos complicados de obtener, por lo que se reflejaron en términos de porcentaje en el término PERSONAL.

El sueldo unitario establecido para el estudiante del máster se fija en base al sueldo medio de un ingeniero junior (20 €/h) mientras que del resto de personal se establece el sueldo de un ingeniero senior (50 €/h).

La primera parte a tener en cuenta consiste en el tiempo requerido para conocer el estado del proyecto, investigando sobre trabajos previos y artículos relacionados con etapas anteriores. Además, también se tiene en cuenta el tiempo requerido al aprendizaje de los códigos PARCS y PATHS y la ayuda necesaria aportada por los tutores para ambas tareas. En esta fase inicial no hubo apoyo de personal externo.

Tabla 6. Coste asociado a la fase inicial.

CONCEPTO	HORAS TRABAJADAS (h)	PRECIO UNITARIO (€/h)	TOTAL (€)
Estado del proyecto	10	20	200
Aprendizaje de PARCS	15	20	300
Aprendizaje de PATHS	15	20	300
Apoyo tutores	10	50	500
Personal (0 %)	0	50	0
TOTAL (€)			1300.00

La siguiente fase está relacionada con el tratamiento de la información de los ficheros ya ejecutados del modelo PWR en la versión previa. Por una parte, se considera la labor de gestión de los 25000 modelos en los nodos de Quasar y los programas de Matlab[®] desarrollados que facilitaron la disposición ordenada, comprobación y detección de casos defectuosos. También se considera el tiempo relacionado con los conocimientos adquiridos sobre redes neuronales y las reuniones con el personal responsable en su desarrollo computacional. Por último, se tiene en cuenta la labor de gestión de resultados y la creación de programas que extraen y comprueban la información de los ficheros.

En este apartado también se estima el tiempo de trabajo del personal externo en el desarrollo informático de la red neuronal y el de los tutores, no solamente en materia de apoyo al estudiante, también en su implicación activa en reuniones y otras tareas del proyecto.

Tabla 7. Coste asociado a la segunda fase del trabajo.

CONCEPTO	HORAS TRABAJADAS (h)	PRECIO UNITARIO (€/h)	TOTAL (€)
Básicos LINUX	3	20	60
Gestión modelos v3.2	15	20	300
Básicos Red Neuronal	15	20	300
Extracción resultados v3.2	50	20	1000
Apoyo tutores	20	50	1000
Personal	40	50	2000
TOTAL (€)			4660.00

La siguiente fase consiste en el desarrollo y actualización del código PARCS a la nueva versión 3.4.2, adaptación de los programas de creación de ficheros y ejecución de los 10000 modelos establecidos para esta segunda etapa de datos. Aunque los programas de gestión y extracción son parecidos a los utilizados en la versión anterior, ha sido necesario adaptarlos y generar los nuevos programas que sirven de filtro de los ficheros _XTH y _PTH generados por PATHS y de donde se extrae la información de la distribución de temperatura en vaina.

Tabla 8. Coste asociado a la tercera fase.

CONCEPTO	HORAS TRABAJADAS (h)	PRECIO UNITARIO (€/h)	TOTAL (€)
Modelo PARCS v3.42	60	20	1200
SCRIPTS ejecución	10	20	200
Extracción resultados v3.42	40	20	800
Apoyo tutores	20	50	1000
Personal	0	50	0
TOTAL (€)			3200.00

La siguiente fase corresponde al desarrollo del modelo del reactor BWR. El modelo de PARCS sí se encontraba en una fase más avanzada, por lo que inicialmente supuso menos tiempo de trabajo. El desarrollo del modelo de PATHS requirió de la búsqueda de especificaciones técnicas de los componentes del sistema y los elementos considerados, que además en este caso son muy heterogéneos y la información es costosa de encontrar y filtrar.

Por otro lado, desarrollados ambos modelos con funcionamiento independiente, se procede al acoplamiento de los códigos. Inicialmente no se esperaban complicaciones en este aspecto, pero se descubrieron diferentes problemas, costosos de detectar, que se solucionaron mediante programas auxiliares (por ejemplo, para adaptar el formato de PARCS a la información requerida por PATHS) o pequeñas variaciones y las consiguientes pruebas.

En este apartado también ha habido personal externo vinculado al que se ha recurrido a modo de consulta principalmente.

Tabla 9. Coste asociado a la cuarta fase.

CONCEPTO	HORAS TRABAJADAS (h)	PRECIO UNITARIO (€/h)	TOTAL (€)
Modelo PARCS BWR	40	20	800
Modelo PATHS BWR	80	20	1600
Acoplamiento de códigos	50	20	1000
Apoyo tutores	20	50	1000
Personal	10	50	500
TOTAL (€)			4900.00

Por último, se deben considerar otro tipo de gastos asociados al tiempo de extracción de resultados y de redacción del trabajo, gastos del equipo propio y del grupo de investigación, licencias de programas.

Tabla 10. Otros costes asociados al trabajo.

CONCEPTO	HORAS TRABAJADAS (h)	PRECIO UNITARIO (€/h)	TOTAL (€)
Resultados	20	20	400
Redacción memoria	50	20	1000
Licencia PARCS/PATHS	0	0	0
Licencia Matlab® UPV	0	0	262
Equipo propio	300	0.2	60
Equipo Quasar	10000	0.2	2000
Discos duros	0	0	70
TOTAL (€)			3792.00

Agrupando todos los gastos y aplicando impuestos, gastos generales y beneficio industrial:

Tabla 11. Coste final.

Concepto	Coste (€)
Fase 1	1300
Fase 2	4660
Fase 3	3200
Fase 4	4900
Otros	3792
TOTAL	17852
Gastos generales (15 %)	2677.8
Beneficio Industrial (6 %)	1071.12
TOTAL ANTES DE IMPUESTOS	21600.92
IVA (21 %)	4536.19
TOTAL	26137.11

El coste final del trabajo es de 26137.11 €. Las horas totales trabajadas por el estudiante ascienden a 543 h, las de los tutores a 70 h y la del personal asociado al proyecto se estima en 50 h.

BIBLIOGRAFÍA

BIBLIOGRAFÍA

- CARLSON, R. (1979). *Reactor Core Physics Design and Operating Data for Cycles 1, 2 and 3 of Surry Unit 1 PWR Power Plant*. Georgia Institute of Technology , Atlanta.
- Foro Nuclear. (2021). *La tecnología nuclear, imprescindible para alcanzar los Objetivos de Desarrollo Sostenible*. Retrieved from <https://www.foronuclear.org/actualidad/a-fondo/>
- Framatom ANP. (2001). *Framatom ANP report BAW-10237*.
- GE Nuclear Energy. (n.d.). *BWR/6 General Description*.
- GSU. (n.d.). *Georgia State University, PWR System*. Retrieved from www.hyperphysics.phy-astr.gsu.edu
- IAEA. (2018). *CLIMATE CHANGE AND NUCLEAR POWER 2018*. Vienna: IAEA.
- LAMARSH, J. R., & BARATTA, A. J. (2001). *Introduction to Nuclear Engineering* (Third edition ed.). Prentice Hall.
- NEA. (2020). *National Inventories and Management Strategies fro Spent Nuclear Fuel and Radioactive Waste*. OECD.
- NRC, Univ Michigan, Information Systems Laboratories. (2022). *PATHS 1.08 INPUT MANUAL*.
- NUREG-0800, NRC. (n.d.). *LOSS-OF-COOLANT ACCIDENTS RESULTING FROM SPECTRUM OF POSTULATED PIPING BREAKS WITHING THE REACTOR COOLANT PRESSURE BOUNDARY*.
- OMIE, R. (n.d.). *Red Eléctrica Española*. Retrieved from OMIE: <https://www.ree.es/es/datos/mercados>
- Purdue Advanced Reactor Core Simulator. (n.d.). *Purdue University*. Retrieved from www.engineering.purdue.edu
- RoU. (n.d.). Retrieved from Review of the Universe: www.universe-review.ca
- Ruiz, K. S. (2022). *Análisis y modelado de combustibles nucleares avanzandos en estacionarios y durante rampas de potencia*. Universidad Cuyo.

UE. (2020). *Reglamento (UE) 2020/852 Taxonomía de Actividades Sostenibles*.

United Nations. (2022). *The Sustainable Development Goals Report*.

US DOE. (n.d.). *Nuclear Physics and Reactor Theory, Vol.2*.

US NRC. (n.d.). *United States Nuclear Regulatory Commission*. Retrieved from www.nrc.gov:
www.nrc.gov

US NRC, UM. (n.d.). *PARCS v3.3 Theory Manual*. Retrieved from www.engineering.purdue.edu

US Nuclear Regulatory Commission. (n.d.). *United States Nuclear Regulatory Commission*. Retrieved from
www.nrc.gov

USNRC. (n.d.). *Pressurized Water Reactor (PWR) Systems*.