



UNIVERSITAT
POLITÈCNICA
DE VALÈNCIA



UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE VALÈNCIA

Escuela Técnica Superior de Ingeniería Industrial

Diseño de núcleo y seguimiento de ciclo para reactor
nuclear LWR con el código acoplado PARCS/PATHS

Trabajo Fin de Máster

Máster Universitario en Seguridad Nuclear y Protección
Radiológica

AUTOR/A: García Sanjuán, Jose

Tutor/a: Miró Herrero, Rafael

Cotutor/a: Barrachina Celda, Teresa María

CURSO ACADÉMICO: 2024/2025

AGRADECIMIENTOS

Me gustaría expresar mis agradecimientos en primer lugar a mi tutor, Rafael Miró, por toda la ayuda y formación proporcionada para la realización de mi Trabajo Final de Máster, y al resto del profesorado del Máster Universitario en Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Universitat Politècnica de València por su asesoramiento, consejos y ayuda durante mi formación. Mención especial a Teresa Barrachina y a Sergio Gallardo por su dedicación.

También a mis amigos por su apoyo y por darme ánimos en los momentos de flaqueza, en especial al Dr. Antela por sus consejos y buen juicio, así como por volver a despertarme el interés por la comunidad científica.

RESUMEN

El objetivo del presente Trabajo Fin de Máster es realizar un diseño de núcleo y seguimiento de ciclo para reactores nucleares LWR, ya sea PWR o BWR, con el código acoplado termohidráulico-neutrónico 3D PARCS/PATHS. Para ello se desarrolla una herramienta con MATLAB® que permitirá generar de manera automatizada tanto el seguimiento de ciclo partiendo de datos de planta de SIMULATE como el diseño de núcleo con combustibles frescos, donde el usuario proporcionará como variables el esquema de distribución de elementos combustibles y los pasos de quemado que desee realizar, junto a los demás parámetros del reactor.

Para refinar el código lo máximo posible, se realizarán una serie de pruebas para determinar cómo maneja PARCS la información de históricos y de valores instantáneos termohidráulicos. Con ese objetivo, se ejecuta por una parte un caso *stand-alone* tomando los históricos almacenados por PARCS y los instantáneos de SIMULATE. A continuación, el caso opuesto, tomando los históricos de SIMULATE y los instantáneos de PARCS acoplado con PATHS.

En cuanto el modelo esté optimizado, se empleará para generar y ejecutar un elevado número de casos con distinta distribución de combustible, cuyos resultados serán procesados por MATLAB® para extraer la información de interés, que se enviará al departamento de informática donde se empleará como material de entrenamiento de una red neuronal dedicada a generar esquemas de recarga óptimos para prolongar al máximo la duración del ciclo, minimizando el coste operacional y económico de la planta nuclear.

Palabras clave: Diseño de núcleo, seguimiento de núcleo, códigos acoplados, LWR

RESUM

L'objectiu del present Treball Fi de Màster és realitzar un disseny de nucli i seguiment de cicle per a reactors nuclears LWR, ja siga PWR o BWR, amb el codi acoblat termohidràulic-neutrònic 3D PARCS/PATHS. Per a això es desenrotlla una ferramenta amb MATLAB® que permetrà generar de manera automatitzada tant el seguiment de cicle partint de dades de planta de SIMULATE com el disseny de nucli amb combustibles frescos, on l'usuari proporcionarà com a variables l'esquema de distribució d'elements combustibles i els passos de cremat que desitge realitzar, a més dels altres paràmetres del reactor.

Per a refinar el codi el màxim possible, es realitzaran una sèrie de proves per a determinar com maneja PARCS la informació d'històrics i de valors instantanis termohidràulics. Amb eixe objectiu, s'executa d'una banda un cas *stand-alone* prenent els històrics emmagatzemats per PARCS i els instantanis de SIMULATE. A continuació, el cas oposat, prenent els històrics de SIMULATE i els instantanis de PARCS acoblat amb PATHS.

Quan el model estiga optimitzat, s'emprarà per a generar i executar un elevat nombre de casos amb distinta distribució de combustible, els resultats del qual seran processats per MATLAB® per a extraure la informació d'interés, que s'enviarà al departament d'informàtica on s'emprarà com a material d'entrenament d'una xarxa neuronal dedicada a generar esquemes de recàrrega òptims per a prolongar al màxim la duració del cicle, minimitzant el cost operacional i econòmic de la planta nuclear.

Paraules clau: Disseny de nucli, seguiment de nucli, codis acoblats, LWR

ABSTRACT

The objective of this Master's Thesis is to carry out core design and cycle monitoring for LWR nuclear reactors, either PWR or BWR, with the coupled 3D thermal-hydraulic-neutronic code PARCS/PATHS. To this end, a tool is developed with MATLAB® that will allow the automated generation of both the cycle monitoring from SIMULATE plant data and the core design with fresh fuels, where the user will provide as variables the fuel element distribution scheme and the burning steps that he wishes to carry out, together with the other reactor parameters.

To refine the code as much as possible, a series of tests will be performed to determine how PARCS handles historical and instantaneous thermohydraulic value information. With this objective, on the one hand, a stand-alone case is executed taking the historical values stored by PARCS and the instantaneous parameters from SIMULATE. Next, the opposite case, taking the SIMULATE historic values and the PARCS instantaneous coupled with PATHS.

As soon as the model is optimized, it will be used to generate and execute a high number of cases with different fuel distribution, the results of which will be processed by MATLAB® to extract the information of interest, which will be sent to the IT department where it will be used as research material to the training of a neural network dedicated to generate optimal recharging maps to maximize the cycle duration, minimizing the operational and economic cost of the nuclear plant.

Key words: Core Design, core follow, coupled codes, LWR

-CAPÍTULO 1-

MEMORIA

CONTENIDO DE LA MEMORIA

1. INTRODUCCIÓN.....	1
1.1. OBJETIVOS	1
1.2. RELACIÓN CON LOS OBJETIVOS DE DESARROLLO SOSTENIBLE (ODS)	2
2. CONTEXTO ACTUAL DE LA ENERGÍA NUCLEAR	3
3. FUNDAMENTOS FÍSICOS DE LA ENERGÍA NUCLEAR	6
3.1. SECCIONES EFICACES	7
3.2. TEORÍA DE LA DIFUSIÓN DE NEUTRONES	9
3.3. CONTROL DE REACTIVIDAD.....	11
3.3.1. MOVIMIENTO DE BARRAS DE CONTROL	13
3.3.2. VENENOS NEUTRÓNICOS	13
3.4. REACTORES DE AGUA LIGERA (LWR).....	16
3.4.1. REACTOR DE AGUA A PRESIÓN (PWR)	16
3.4.2. REACTOR DE AGUA EN EBULLICIÓN (BWR)	19
3.5. SEGUIMIENTO DE CICLO Y DISEÑO DE NÚCLEO	22
3.5.1. SEGUIMIENTO DE CICLO	22
3.5.2. DISEÑO DE NÚCLEO	22
3.6. CÓDIGO PARCS/PATHS.....	23
3.6.1. CÓDIGO PARCS.....	23
3.6.2. CÓDIGO PATHS	25
4. METODOLOGÍA EMPLEADA.....	26
4.1. PROGRAMA GENERADOR DE ARCHIVOS DE ENTRADA DE PARCS/PATHS	26
4.2. <i>SCRIPT</i> DE EJECUCIÓN DE PARCS/PATHS	28
4.3. PROGRAMAS DE EXTRACCIÓN DE RESULTADOS.....	29
4.3.1. EXTRAPOLACIONES PARA PWR.....	31
4.3.2. EXTRAPOLACIONES PARA BWR	32
5. SIMULACIONES REALIZADAS Y RESULTADOS	35
5.1. PWR.....	35
5.2. BWR.....	45
5.2.1. MODELO NEUTRÓNICO EN PARCS	45
5.2.2. MODELO TERMOHIDRÁULICO EN PATHS	52
5.2.3. CÓDIGO ACOPLADO PARCS/PATHS.....	78
5.2.4. DISEÑO DE NÚCLEO <i>BEGINNING OF LIFE</i> (BOL)	98
6. CONCLUSIONES	102
7. BIBLIOGRAFÍA	104

ÍNDICE DE FIGURAS

FIGURA 1. ELECTRICIDAD SUMINISTRADA (TWH) MUNDIALMENTE ENTRE 2004 Y 2023 [4]. 4	
FIGURA 2. PRODUCCIÓN DE ELECTRICIDAD EN ESPAÑA EN 2023 [7].	5
FIGURA 3. TIPOS DE RADIACIÓN PRODUCIDA EN UNA REACCIÓN EN CADENA DE FISIÓN [10].	6
FIGURA 4. SECCIÓN EFICAZ DE FISIÓN DEL U-235 [12].	8
FIGURA 5. SECCIÓN EFICAZ DE FISIÓN VS SECCIÓN EFICAZ DE CAPTURA RADIATIVA DEL U-238.	9
FIGURA 6. EVOLUCIÓN DE LA CONCENTRACIÓN DEL SM-149 CON EL TIEMPO INCLUYENDO PARADA DE REACTOR [8].	14
FIGURA 7. EVOLUCIÓN DE LA CONCENTRACIÓN DEL XE-135 CON EL TIEMPO INCLUYENDO PARADA DE REACTOR [8].	15
FIGURA 8. SECCIÓN DE LA VASIJA DE UN REACTOR PWR [9].	17
FIGURA 9. ELEMENTO COMBUSTIBLE DE UN PWR [8].	18
FIGURA 10. MÓDULO DE COMBUSTIBLE DE UN BWR COMPUESTO POR CUATRO ELEMENTOS COMBUSTIBLES Y LAS BARRAS DE CONTROL CRUCIFORMES [8].	20
FIGURA 11. SECCIÓN DE UN MÓDULO DE COMBUSTIBLE BWR [8].	21
FIGURA 12. SECCIÓN DE LA VASIJA DE UN BWR [9].	21
FIGURA 13. EJEMPLO DE UNA PARTE DEL FICHERO DE ENTRADA DE DATOS GENERALES.	27
FIGURA 14. EJEMPLO DE LOS FICHEROS DE ENTRADA DE LOS PATRONES DE CARGA. ...	27
FIGURA 15. REPRESENTACIÓN DE UN ELEMENTO COMBUSTIBLE Y SUS REGIONES JUNTO UNA BARRA DE CONTROL Y SU POSICIÓN CUANDO ESTÁ TOTALMENTE INSERTADA.	33
FIGURA 16. DURACIÓN DEL CICLO EN FUNCIÓN DE LAS MUESCAS INSERTADAS A FINAL DE CICLO.	33
FIGURA 17. PATRÓN DE CARGA COMPLETO PARA PWR TRAS RECONSTRUIRLO EMPLEANDO GEOMETRÍA $\frac{1}{4}$.	36
FIGURA 18. COMPARACIÓN DE k_{eff} ENTRE EL TRABAJO PREVIO Y EL TRABAJO ACTUAL (CASO 1).	36
FIGURA 19. COMPARACIÓN DE LA CONCENTRACIÓN DE BORO (PPM) ENTRE EL TRABAJO PREVIO Y EL TRABAJO ACTUAL (CASO 1).	37
FIGURA 20. COMPARACIÓN DEL QUEMADO MEDIO (GWD/MTU) ENTRE EL TRABAJO PREVIO Y EL TRABAJO ACTUAL (CASO 1).	37
FIGURA 21. COMPARACIÓN DEL QUEMADO MÁXIMO (GWD/MTU) ENTRE EL TRABAJO PREVIO Y EL TRABAJO ACTUAL (CASO 1).	38
FIGURA 22. COMPARACIÓN DE LA CONCENTRACIÓN DE XENÓN ($1/\text{CM}^3$) ENTRE EL TRABAJO PREVIO Y EL TRABAJO ACTUAL (CASO 15).	38
FIGURA 23. COMPARACIÓN DE LA CONCENTRACIÓN DE SAMARIO ($1/\text{CM}^3$) ENTRE EL TRABAJO PREVIO Y EL TRABAJO ACTUAL (CASO 20).	39
FIGURA 24. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE (K) ENTRE EL TRABAJO PREVIO Y EL TRABAJO ACTUAL (CASO 15).	39
FIGURA 25. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR (K) ENTRE EL TRABAJO PREVIO Y EL TRABAJO ACTUAL (CASO 1).	40
FIGURA 26. COMPARACIÓN DE LA DENSIDAD DEL COMBUSTIBLE (KG/M^3) ENTRE EL TRABAJO PREVIO Y EL TRABAJO ACTUAL (CASO 15).	40
FIGURA 27. FRONTERAS DE PARETO OBTENIDAS EN LA RESOLUCIÓN DE LA RNA [21].	42
FIGURA 28. DURACIÓN DE CICLO EXTRAPOLADA.	43
FIGURA 29. QUEMADO MEDIO EXTRAPOLADO.	43
FIGURA 30. QUEMADO MÁXIMO EXTRAPOLADO.	44
FIGURA 31. PATRÓN DE CARGA DE UN REACTOR BWR-6.	46
FIGURA 32. POSICIÓN DE LOS BANCOS DE BARRAS DE CONTROL DEL CASO BASE.	47

FIGURA 33. REPRESENTACIÓN DEL ADF.....	48
FIGURA 34. COMPARACIÓN DEL PROMEDIO AXIAL DE LA POTENCIA RELATIVA 1D ENTRE SIMULATE Y PARCS SSA PARA EL CASO BASE.....	49
FIGURA 35. COMPARACIÓN DE LA POTENCIA RELATIVA 3D ENTRE SIMULATE Y PARCS SSA PARA EL CASO BASE (POSICIÓN RADIAL 12).	50
FIGURA 36. POTENCIA 2D (CASO BASE SIMULATE).....	51
FIGURA 37. POTENCIA 2D (CASO BASE PARCS SSA).....	51
FIGURA 38. ERROR RELATIVO (%) DE LA POTENCIA 2D DEL CASO BASE ENTRE PARCS SSA Y SIMULATE.....	51
FIGURA 39. CANALES PARA LOS QUE SE MUESTREA EL CAUDAL PARA EL CASO BASE PATHS SSA.....	53
FIGURA 40. DIFERENCIA DE CAUDALES (KG/S) ENTRE PATHS SSA Y SIMULATE PARA EL CASO BASE (PRIMERA PARTE).	54
FIGURA 41. DIFERENCIA DE CAUDALES (KG/S) ENTRE PATHS SSA Y SIMULATE PARA EL CASO BASE (SEGUNDA PARTE).....	55
FIGURA 42. DIFERENCIA DE CAUDALES (KG/S) ENTRE PATHS SSA Y SIMULATE TRAS EL AJUSTE DEL FACTOR DE PÉRDIDAS PARA EL CASO BASE (PRIMERA PARTE).	56
FIGURA 43. DIFERENCIA DE CAUDALES (KG/S) ENTRE PATHS SSA Y SIMULATE TRAS EL AJUSTE DEL FACTOR DE PÉRDIDAS PARA EL CASO BASE (SEGUNDA PARTE).....	57
FIGURA 44. EFECTO DE LAS DISTINTAS OPCIONES DE TABLAS DE VAPOR PARA LA TEMPERATURA DEL MODERADOR (CANAL 71, TIPO DE COMBUSTIBLE 2).	59
FIGURA 45. EFECTOS DE LAS CORRELACIONES TERMOHIDRÁULICAS EN LA TEMPERATURA DEL MODERADOR (CANAL 71).	62
FIGURA 46. EFECTOS DE LAS OPCIONES DEL CHF EN LA TEMPERATURA DEL MODERADOR (CANAL 71).....	62
FIGURA 47. COMPARACIÓN DEL PROMEDIO AXIAL DE LA DENSIDAD DEL MODERADOR ENTRE PATHS SSA Y SIMULATE PARA EL CASO BASE.....	65
FIGURA 48. COMPARACIÓN DEL PROMEDIO AXIAL DE LA FRACCIÓN DE HUECOS ENTRE PATHS SSA Y SIMULATE PARA EL CASO BASE.	66
FIGURA 49. COMPARACIÓN DE LA DENSIDAD DEL MODERADOR PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 1 (CANAL 1).....	67
FIGURA 50. COMPARACIÓN DE LA DENSIDAD DEL MODERADOR PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 2 (CANAL 71).....	68
FIGURA 51. COMPARACIÓN DE LA DENSIDAD DEL MODERADOR PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 3 (CANAL 9).....	69
FIGURA 52. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 1 (CANAL 1) PARA EL CASO BASE.	70
FIGURA 53. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 2 (CANAL 71).....	71
FIGURA 54. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 3 (CANAL 9).....	72
FIGURA 55. DISTRIBUCIÓN DE TEMPERATURA DENTRO DE LA BARRA DE COMBUSTIBLE: PASTILLA-HUELGO-VAINA [27].	73
FIGURA 56. TEMPERATURA DEL MODERADOR PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 2 (CANAL 71) PARA EL CASO BASE.....	75
FIGURA 57. TEMPERATURA DEL MODERADOR PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 1 (CANAL 1) PARA EL CASO BASE.....	76
FIGURA 58. TEMPERATURA DEL MODERADOR PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 3 (CANAL 9) PARA EL CASO BASE.....	77
FIGURA 59. POTENCIA 1D CASO BASE ACOPLADO.....	79
FIGURA 60. POTENCIA 3D CASO BASE ACOPLADO (NODO 12).....	80
FIGURA 61. POTENCIA 2D (CASO BASE ACOPLADO).....	81
FIGURA 62. DESVIACIÓN (%) DEL CASO BASE ENTRE PARCS/PATHS Y SIMULATE.....	81

FIGURA 63. DIFERENCIA DE CAUDALES (KG/S) ENTRE PARCS/PATHS Y SIMULATE (PRIMERA PARTE).....	82
FIGURA 64. DIFERENCIA DE CAUDALES (KG/S) ENTRE PARCS/PATHS Y SIMULATE (SEGUNDA PARTE).....	83
FIGURA 65. PROMEDIO AXIAL DE LA DENSIDAD DEL MODERADOR 1D PARA EL CASO BASE ACOPLADO.	84
FIGURA 66. PROMEDIO AXIAL DE LA FRACCIÓN DE HUECOS (%) PARA EL CASO BASE ACOPLADO.	85
FIGURA 67. DENSIDAD DEL MODERADOR 3D (CASO BASE ACOPLADO, TIPO DE COMBUSTIBLE 1, CANAL 1).	87
FIGURA 68. DENSIDAD DEL MODERADOR 3D (CASO BASE ACOPLADO, TIPO DE COMBUSTIBLE 2, CANAL 71).	88
FIGURA 69. DENSIDAD DEL MODERADOR 3D (CASO BASE ACOPLADO, TIPO DE COMBUSTIBLE 3, CANAL 9).	89
FIGURA 70. PROMEDIO AXIAL DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR 1D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO.	90
FIGURA 71. TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO (TIPO DE COMBUSTIBLE 1, CANAL 1).....	91
FIGURA 72. TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO (TIPO DE COMBUSTIBLE 2, CANAL 71).....	92
FIGURA 73. TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO (TIPO DE COMBUSTIBLE 3, CANAL 9).....	93
FIGURA 74. PROMEDIO AXIAL DE LA TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE 1D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO.	94
FIGURA 75. TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO (TIPO DE COMBUSTIBLE 1, CANAL 1).....	95
FIGURA 76. TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO (TIPO DE COMBUSTIBLE 2, CANAL 71).....	96
FIGURA 77. TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO (TIPO DE COMBUSTIBLE 3, CANAL 9).....	97
FIGURA 78. DURACIÓN DEL CICLO (MODELO 2033).	100
FIGURA 79. QUEMADO MEDIO (MODELO 2033).	100
FIGURA 80. QUEMADO MÁXIMO (MODELO 2033).	101
FIGURA 81. PATRÓN DE CARGA GENERADO PARA EL MODELO 2033.	101

ÍNDICE DE TABLAS

TABLA I. RELACIÓN DEL TFM CON LOS ODS.....	2
TABLA II. VARIABLES DE INTERÉS PARA LA OPTIMIZACIÓN CON RNA.....	30
TABLA III. PORCENTAJE DE POTENCIA Y GRADO DE QUEMADO (GWD/MTU) DE CADA PASO DE QUEMADO.....	35
TABLA IV. COMPARACIÓN DE LOS RESULTADOS DEL MODELO FÍSICO (SIMULACIONES) Y LOS RESULTADOS DE LA RNA [21].	44
TABLA V. COMPOSICIONES AXIALES DE LOS ELEMENTOS COMBUSTIBLES (DE DATOS DE PLANTA DE SIMULATE).....	47
TABLA VI. COMPARACIÓN DE k_{eff} ENTRE SIMULATE Y PARCS SSA.....	48
TABLA VII. COMPARACIÓN DEL PROMEDIO AXIAL DE LA POTENCIA RELATIVA 1D ENTRE SIMULATE Y PARCS SSA PARA EL CASO BASE.....	49
TABLA VIII. COMPARACIÓN DE LA POTENCIA RELATIVA 3D ENTRE SIMULATE Y PARCS SSA EN LA POSICIÓN RADIAL 12 PARA EL CASO BASE.....	50
TABLA IX. DATOS TERMOHIDRÁULICOS DE LOS CANALES (OBTENIDOS DE DATOS DE PLANTA DE SIMULATE).....	52
TABLA X. NUEVOS FACTORES DE PÉRDIDA A LA ENTRADA DEL CASO BASE PATHS SSA.....	54
TABLA XI. COMPARACIÓN DE LA ENTALPÍA A LA SALIDA DEL NÚCLEO ENTRE PATHS SSA Y SIMULATE PARA EL CASO BASE.....	58
TABLA XII. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D (K) DE PATHS SSA FRENTE A SIMULATE CON TABLAS DE VAPOR IAPWS (CANAL 71) PARA EL CASO BASE.....	60
TABLA XIII. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D (K) DE PATHS SSA FRENTE A SIMULATE PARA EL CASO BASE (CANAL 71).....	63
TABLA XIV. COMPARACIÓN DEL PROMEDIO AXIAL 1D DE LA DENSIDAD DEL MODERADOR ENTRE PATHS SSA Y SIMULATE PARA EL CASO BASE.....	64
TABLA XV. COMPARACIÓN DEL PROMEDIO AXIAL 1D DE LA FRACCIÓN DE HUECOS ENTRE PATHS SSA Y SIMULATE PARA EL CASO BASE.....	65
TABLA XVI. COMPARACIÓN DE LA DENSIDAD DEL MODERADOR 3D PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 1 (CANAL 1) ENTRE PATHS SSA Y SIMULATE PARA EL CASO BASE...	66
TABLA XVII. COMPARACIÓN DE LA DENSIDAD DEL MODERADOR 3D PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 2 (CANAL 71) ENTRE PATHS SSA Y SIMULATE PARA EL CASO BASE.....	67
TABLA XVIII. COMPARACIÓN DE LA DENSIDAD DEL MODERADOR 3D PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 3 (CANAL 9) ENTRE PATHS SSA Y SIMULATE PARA EL CASO BASE...	68
TABLA XIX. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 1 (CANAL 1) ENTRE PATHS SSA Y SIMULATE PARA EL CASO BASE...	69
TABLA XX. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 2 (CANAL 71) ENTRE PATHS SSA Y SIMULATE PARA EL CASO BASE.....	70
TABLA XXI. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 3 (CANAL 9) ENTRE PATHS SSA Y SIMULATE PARA EL CASO BASE...	71
TABLA XXII. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE 3D PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 2 (CANAL 71) ENTRE PATHS SSA Y SIMULATE PARA EL CASO BASE.....	72
TABLA XXIII. TEMPERATURA DOPPLER TEÓRICA DE PATHS SSA FRENTE A LOS VALORES DE SIMULATE (TABLA X).	74
TABLA XXIV. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE 3D PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 1 (CANAL 1) ENTRE PATHS SSA Y SIMULATE PARA EL CASO BASE.....	76
TABLA XXV. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE 3D PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 3 (CANAL 9) ENTRE PATHS SSA Y SIMULATE PARA EL CASO BASE.....	77

TABLA XXVI. COMPARACIÓN DE <i>keff</i> ENTRE SIMULATE, PARCS SSA Y EL CASO ACOPLADO.	78
TABLA XXVII. QUEMADO MEDIO Y MÁXIMO (GWD/MTU) DE SIMULATE, PARCS SSA Y EL CASO BASE ACOPLADO.	78
TABLA XXVIII. COMPARACIÓN DEL PROMEDIO AXIAL DE LA POTENCIA RELATIVA 1D ENTRE LOS DATOS DE PLANTA DE SIMULATE Y EL CASO BASE ACOPLADO.....	79
TABLA XXIX. COMPARACIÓN DE LA POTENCIA RELATIVA 3D ENTRE LOS DATOS DE PLANTA DE SIMULATE Y EL CASO BASE ACOPLADO (POSICIÓN RADIAL 12).	80
TABLA XXX. COMPARACIÓN DEL PROMEDIO AXIAL DE LA DENSIDAD DEL MODERADOR (KG/M ³) ENTRE LOS VALORES DE PLANTA DE SIMULATE Y EL CASO BASE ACOPLADO.	84
TABLA XXXI. COMPARACIÓN DE LA FRACCIÓN DE HUECOS (%) ENTRE EL CASO BASE ACOPLADO Y LOS VALORES DE PLANTA DE SIMULATE.	85
TABLA XXXII. COMPARACIÓN DE LA DENSIDAD DEL MODERADOR 3D (KG/M ³) ENTRE LOS VALORES DE PLANTA DE SIMULATE Y EL CASO BASE ACOPLADO (TIPO DE COMBUSTIBLE 1, CANAL 1).	87
TABLA XXXIII. COMPARACIÓN DE LA DENSIDAD DEL MODERADOR 3D (KG/M ³) ENTRE LOS VALORES DE PLANTA DE SIMULATE Y EL CASO BASE ACOPLADO (TIPO DE COMBUSTIBLE 2, CANAL 71).	88
TABLA XXXIV. COMPARACIÓN DE LA DENSIDAD DEL MODERADOR 3D (KG/M ³) ENTRE LOS VALORES DE PLANTA DE SIMULATE Y EL CASO BASE ACOPLADO (TIPO DE COMBUSTIBLE 3, CANAL 9).	89
TABLA XXXV. COMPARACIÓN DEL PROMEDIO AXIAL DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR 1D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO FRENTE A LOS VALORES DE PLANTA DE SIMULATE.	90
TABLA XXXVI. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO FRENTE A LOS VALORES DE PLANTA DE SIMULATE (TIPO DE COMBUSTIBLE 1, CANAL 1).	91
TABLA XXXVII. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO FRENTE A LOS VALORES DE PLANTA DE SIMULATE (TIPO DE COMBUSTIBLE 2, CANAL 71).	92
TABLA XXXVIII. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO FRENTE A LOS VALORES DE PLANTA DE SIMULATE (TIPO DE COMBUSTIBLE 3, CANAL 9).	93
TABLA XXXIX. COMPARACIÓN DEL PROMEDIO AXIAL DE LA TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE 1D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO FRENTE A LOS VALORES DE PLANTA DE SIMULATE.	94
TABLA XL. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO FRENTE A LOS VALORES DE PLANTA DE SIMULATE (TIPO DE COMBUSTIBLE 1, CANAL 1).	95
TABLA XLI. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO FRENTE A LOS VALORES DE PLANTA DE SIMULATE (TIPO DE COMBUSTIBLE 2, CANAL 71).	96
TABLA XLII. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO FRENTE A LOS VALORES DE PLANTA DE SIMULATE (TIPO DE COMBUSTIBLE 3, CANAL 9).	97
TABLA XLIII. VALORES DE POTENCIA Y CAUDAL EMPLEADOS EN LAS SIMULACIONES DEL CASO BOL.	98
TABLA XLIV. RESULTADOS DEL MODELO 2033.	99

1. INTRODUCCIÓN

1.1. OBJETIVOS

El principal objetivo de este Trabajo Fin de Máster es realizar un diseño de núcleo y seguimiento de ciclo para reactores nucleares LWR con el código acoplado neutrónico-termohidráulico PARCS/PATHS, para lo cual se desarrolla una metodología automatizada para la generación de archivos de entrada del código PARCS/PATHS que permitan realizar tanto un seguimiento como un diseño de núcleo, aunque en este caso el enfoque irá más centrado en el diseño de núcleo para buscar las configuraciones óptimas de los elementos combustibles que resulten en una mayor duración de ciclo, es decir, que el reactor nuclear esté en funcionamiento operando al 100% de potencia la mayor cantidad de tiempo posible antes de su recarga.

Para ello será necesario diseñar el modelo del reactor a simular para el código empleado, cuyos parámetros de interés se obtendrán de datos reales de planta obtenidos con el código SIMULATE-3, y permiten validar el modelo realizado, tanto la parte neutrónica como la parte termohidráulica. Una vez terminado el modelo, se ejecutará un alto número de simulaciones (10000) para tener una cantidad de datos representativa. Estas simulaciones conllevan un tiempo de computación considerable, así como altos requerimientos de memoria, y ocupan un espacio en disco muy elevado, por lo que su ejecución no es trivial y debe seguirse un proceso de ejecución en lotes y comprimir los archivos de salida.

Los resultados de estas simulaciones se procesarán también de manera automatizada, y se emplearán en un futuro para entrenar a una red neuronal artificial (RNA) que permita obtener el patrón de carga óptimo para alcanzar una mayor duración de ciclo de quemado con una velocidad de ejecución muy superior a las simulaciones. Cabe destacar, no obstante, que la parte de la RNA queda fuera del alcance de este proyecto.

1.2. RELACIÓN CON LOS OBJETIVOS DE DESARROLLO SOSTENIBLE (ODS)

La Agenda 2030 de las Naciones Unidas incluye 17 Objetivos de Desarrollo Sostenible (ODS) diseñados para abordar los mayores desafíos globales. Estos objetivos buscan equilibrar el desarrollo económico, la inclusión social y la sostenibilidad ambiental. La energía nuclear puede contribuir a varios ODS, especialmente al ODS 7 (Energía asequible y no contaminante) y al ODS 13 (Acción por el clima), al proporcionar una fuente energética de bajas emisiones de carbono.

Asimismo, la implementación de una RNA (una tecnología relativamente moderna gracias a los últimos avances en capacidad de computación y ganadora del Premio Nobel de Física del año 2024) para obtener la configuración óptima del combustible en el núcleo de un reactor para una duración de ciclo superior fomenta la innovación en la industria nuclear, lo cual afecta también al ODS 9 (Industria, innovación e infraestructura).

También cabe destacar su conexión con el ODS 3 (Salud y bienestar), el ODS 11 (Ciudades y comunidades sostenibles), y al ODS 12 (Producción y consumo responsable), ya que la energía nuclear puede producir energía de manera estable, continua y responsable que implica una mejora del bienestar general, supliendo la demanda energética global.

Tangencialmente afecta también al ODS 15 (Vida de ecosistemas terrestres), ya que al minimizar los impactos de la minería de uranio al estar optimizando la carga de combustible del reactor puede proteger los ecosistemas terrestres.

En la **Tabla I** se puede encontrar el grado de relación de este Trabajo Fin de Máster con los Objetivos de Desarrollo Sostenibles.

Tabla I. Relación del TFM con los ODS.

Objetivos de Desarrollo Sostenibles	Alto	Medio	Bajo	No procede
ODS 1. Fin de la pobreza.				X
ODS 2. Hambre cero.				X
ODS 3. Salud y bienestar.		X		
ODS 4. Educación de calidad.				X
ODS 5. Igualdad de género.				X
ODS 6. Agua limpia y saneamiento.				X
ODS 7. Energía asequible y no contaminante.	X			
ODS 8. Trabajo decente y crecimiento económico.				X
ODS 9. Industria, innovación e infraestructuras.	X			
ODS 10. Reducción de las desigualdades.				X
ODS 11. Ciudades y comunidades sostenibles.		X		
ODS 12. Producción y consume responsables.		X		
ODS 13. Acción por el clima.	X			
ODS 14. Vida submarina.				X
ODS 15. Vida de ecosistemas terrestres.			X	
ODS 16. Paz, justicia e instituciones sólidas.				X
ODS 17. Alianzas para lograr objetivos.				X

2. CONTEXTO ACTUAL DE LA ENERGÍA NUCLEAR

La ciencia nuclear es el estudio de los núcleos atómicos y su aplicación, incluyendo las centrales nucleares, la teoría atómica y la radiación. En la ciencia nuclear, se requiere la identificación, recopilación, desarrollo y difusión de conocimientos científicos y técnicos básicos para garantizar el funcionamiento seguro, confiable y económico de los sistemas nucleares actuales y desarrollar tecnologías de próxima generación [1].

Actualmente, los reactores de generación II y III están funcionando en todo el mundo y proporcionan la mayor contribución de electricidad baja en carbono en los países de la OECD. Se pone especial interés en aprovechar al máximo estos reactores, prestando cada vez más atención a la seguridad del funcionamiento a largo plazo de estos reactores.

En 2020, la edad media mundial de los reactores nucleares era de 30 años, y el 25% había superado los 40 años de funcionamiento. Por lo tanto, un número cada vez mayor de operadores de reactores nucleares están tomando las medidas necesarias para extender de manera segura las operaciones más allá de los 30 o 40 años de su período operativo inicial a través de inversiones en operaciones a largo plazo (LTO, del inglés *Long Term Operation*) [2].

Con las nuevas normas adoptadas tras el accidente de *Fukushima Daiichi* y con los proyectos de construcción de reactores de generación III y III+ en todo el mundo, se ha producido una mejora general en la seguridad de la generación de energía nuclear [3].

Para lograr un uso seguro y pacífico de la energía nuclear es esencial contar con marcos jurídicos nacionales e internacionales sólidos. El derecho nuclear cubre todos los aspectos de la energía nuclear y más específicamente sus cuatro áreas más importantes: seguridad, protección, salvaguardias y responsabilidad.

A partir de la década de 1920 y hasta la década de 1950, comenzaron a surgir organizaciones internacionales de energía nuclear con un enfoque inicial en los marcos de protección radiológica. En la década de 1960, el derecho nuclear comenzó a desarrollarse seriamente, centrándose en la no proliferación nuclear (incluidas las zonas libres de armas nucleares) y los regímenes de responsabilidad nuclear ante terceros. Durante el decenio de 1970, cuando los principales programas nucleares continuaban su rápido desarrollo en Europa, el Japón y América del Norte, la atención se mantuvo en la no proliferación y en la necesidad de regular el comercio nuclear. Las lecciones aprendidas de los accidentes nucleares de *Three Mile Island* de 1979 y de *Chernobyl* de 1986 ayudaron a impulsar los esfuerzos para mejorar el marco jurídico internacional. Como resultado, en los años 1980-1990 se adoptaron una serie de convenciones internacionales en los siguientes campos:

- gestión de emergencias
- seguridad nuclear
- seguridad de la gestión del combustible gastado y de los residuos radiactivos
- protección física
- protección del medio ambiente
- participación pública

Al mismo tiempo, se modernizaron los regímenes de responsabilidad nuclear. Después de los ataques terroristas del 11 de septiembre de 2001 en los Estados Unidos, la comunidad internacional se concentró en mejorar la seguridad nuclear y el marco jurídico contra el terrorismo. El accidente de *Fukushima Daiichi* en Japón en 2011 fue una llamada de atención que instó a los países a ratificar todos los convenios pertinentes en el campo del derecho nuclear, si aún no lo habían hecho, y a garantizar que todos los convenios se implementaran debidamente en la legislación nacional.

La energía nuclear se utiliza casi exclusivamente para producir electricidad. Según la Agencia Internacional de Energía (AIE), 10 % de la electricidad mundial proviene de fuentes nucleares. En la **Figura 1** se muestra la electricidad suministrada mundialmente a lo largo de los últimos 19 años.

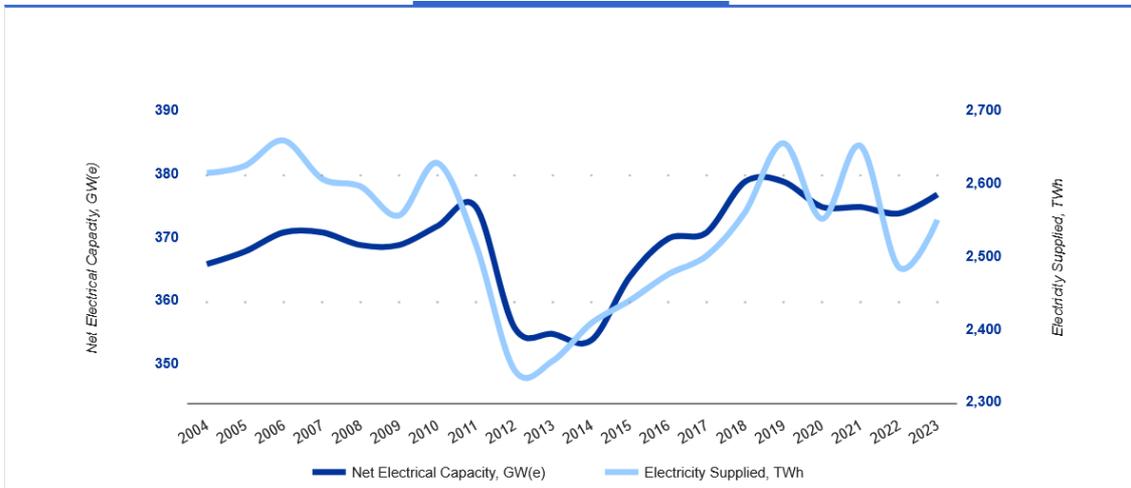


Figura 1. Electricidad suministrada (TWh) mundialmente entre 2004 y 2023 [4].

Entre otros usos potenciales, la Organización Internacional de Energía Atómica (OIEA) indica que la energía nuclear también se utiliza en la producción de hidrógeno, calefacción urbana y calentamiento de procesos para la industria (producción de metales, fabricación de vidrio y cemento), refinación y producción de gas de síntesis [5].

Tales usos hoy en día constituyen menos del 1% de la energía nuclear utilizada. Además, la OIEA señala el considerable potencial de la energía nuclear en la cogeneración (producción simultánea de electricidad y calor). Las centrales nucleares existentes, en lugar de liberar el calor, podrían usarlo para calefacción o refrigeración, obtención de hidrógeno o producción de agua dulce.

Según el artículo 194, apartado 2, del Tratado de Funcionamiento de la Unión Europea, cada Estado miembro decide de forma independiente sobre su propia combinación energética y el uso de la energía nuclear. Sin embargo, hay reglas y estándares comunes en materia de energía nuclear, cuya base es el Tratado de la Comunidad Energética Atómica Europea (Tratado Euratom) firmado en 1957. Todos los actuales Estados miembros de la UE son parte y se ha mantenido prácticamente sin cambios a lo largo de los años. Las normas comunes de la UE también surgen de la Directiva de Seguridad Nuclear y la Directiva para la Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado.

Actualmente, 12 de los 27 Estados miembros de la UE (Bélgica, Bulgaria, Chequia, Finlandia, Francia, Hungría, Países Bajos, Rumania, Eslovaquia, Eslovenia, España y Suecia) albergan centrales nucleares en su territorio. Austria, Croacia, Chipre, Dinamarca, Estonia, Irlanda, Grecia, Italia, Letonia, Lituania, Luxemburgo, Malta, Polonia y Portugal no producen energía nuclear. Recientemente, Alemania decidió eliminar por completo la producción de energía nuclear, optando por las centrales de carbón.

Actualmente, España cuenta con cinco centrales nucleares activas, con siete reactores operativos que generan aproximadamente el 20% de la electricidad del país como se muestra en la **Figura 2**. A pesar de su importante aporte energético, España ha adoptado una política de eliminación progresiva de la energía nuclear, con planes para cerrar todas las plantas antes de 2035. Esta decisión forma parte de un compromiso más amplio de transición hacia fuentes de energía renovable y descarbonización. A lo largo de los años, España ha logrado una notable reducción en el uso de energía nuclear, priorizando inversiones en otras tecnologías limpias y sostenibles [6].

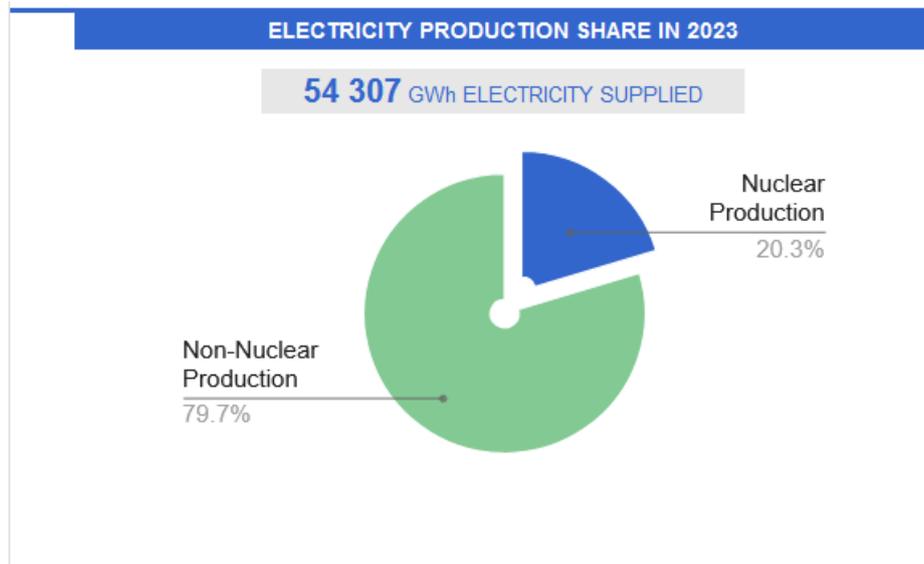


Figura 2. Producción de electricidad en España en 2023 [7].

3. FUNDAMENTOS FÍSICOS DE LA ENERGÍA NUCLEAR

La fisión nuclear es el proceso mediante el cual un núcleo pesado, como el Uranio-235, se divide en dos o más núcleos más ligeros al absorber un neutrón, liberando una gran cantidad de energía debido al defecto de masa del núcleo atómico [8], además de más neutrones que pueden causar nuevas fisiones en lo que se denomina una reacción en cadena como se muestra en la **Figura 3**. Este fenómeno es la base del funcionamiento de los reactores nucleares, permitiendo la generación de energía controlada. La liberación de neutrones en este proceso es fundamental para mantener una reacción en cadena sostenida, clave para la producción continua de energía en un reactor nuclear [9].

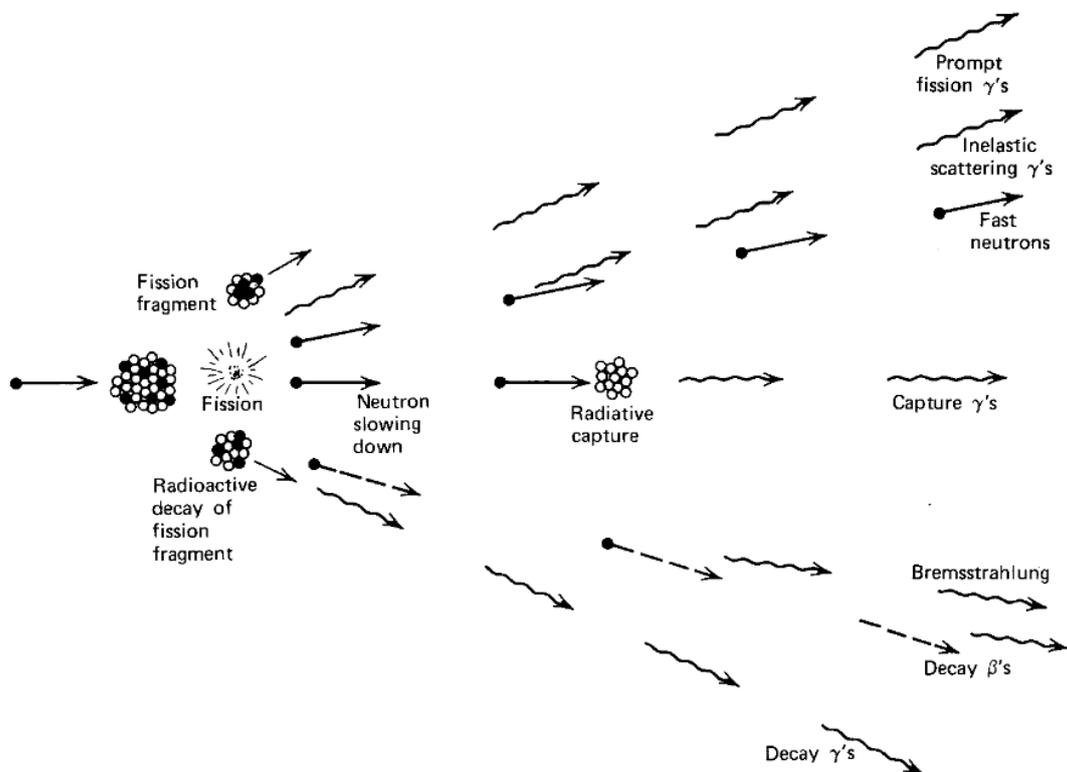


Figura 3. Tipos de radiación producida en una reacción en cadena de fisión [10].

El 97% de la energía recuperable se deposita directamente en el material combustible, mientras que el resto se deposita en el refrigerante o en materiales estructurales debido a los neutrones y a las gammas, un tipo de radiación fotónica de alta energía.

Existen varios isótopos capaces de fisión, y en función de la energía necesaria para sobrepasar el umbral a partir del cual ocurre esta interacción los divide en dos grupos: los isótopos fisiles y los fisionables. Los fisiles son aquellos cuyo umbral energético es tan bajo que los neutrones con menos energía son capaces de sobrepasarlo, es lo que se conoce como neutrones térmicos, con una energía cinética media de 0.625 eV. Por el contrario, los fisionables son aquellos que requieren de mayores energías en los neutrones que colisionan con sus núcleos para producir la fisión, y son empleados en reactores rápidos, una variante de los reactores nucleares en los que no es necesario moderar (ralentizar) los neutrones [10].

Algunos isótopos fisiles son el U-233, el U-235, el Pu-239 y el Pu-241, de los cuales únicamente se encuentra en la naturaleza el U-235, aunque en pequeñas cantidades (alrededor del 0.711% del uranio es U-235, siendo el resto U-238), razón por la que es el combustible más utilizado globalmente. No obstante, y aunque es posible operar un reactor nuclear con esa pequeña concentración de U-235, el rendimiento aumenta considerablemente mediante el proceso de enriquecimiento, capaz de aumentar esta concentración mediante diferentes procesos industriales. Por otra parte, algunos isótopos fisionables son el Th-232, el U-238, el Pu-240 y el Pu-242 [10].

Sin embargo, existe una tercera vía para producir las fisiones nucleares, y es a través de lo que se conoce como isótopos fértiles. Cuando ciertos isótopos absorben neutrones, se hacen inestables y a través de sus desintegraciones eventualmente transmutan en un isótopo fisil. Un ejemplo de esto es el U-238, que al absorber un neutrón pasa a ser U-239. En este caso, mediante el decaimiento beta negativo, uno de sus neutrones pasa a convertirse en un protón, liberando un electrón y transmutando a Np-239 con un periodo de semidesintegración de unos 23 minutos. A continuación, ese isótopo de neptunio sufre otra desintegración beta negativa con un periodo de semidesintegración de 2.3 días y transmuta en Pu-239. El periodo de semidesintegración (generalmente denotado como $t_{1/2}$) no es más que el tiempo que tarda la mitad de la concentración de un mismo isótopo en decaer o desintegrarse, emitiendo distintos tipos de partículas en función de cada isótopo con el objetivo de alcanzar un estado más estable, y que depende de su constante de desintegración propia (λ) [10].

Otro de estos isótopos fértiles es el torio 232, que junto al U-238, también se encuentra en bastante abundancia en la naturaleza. Este mecanismo de fisión ha abierto la puerta a los FBR (*Fast Breeding Reactors*), aunque este estudio se centra exclusivamente en los LWR (*Light Water Reactors*). Aun así, dado que en estos reactores hay grandes cantidades de U-238, y dado que no todos los neutrones de fisión capturados producen una fisión, sino que también puede darse la captura radiativa, cabe destacar que parte de la energía obtenida en este tipo de reactores proviene de este isótopo a través de su conversión a Pu-239.

3.1. SECCIONES EFICACES

Las secciones eficaces (o *cross-sections* en inglés) son un concepto fundamental en la física de reactores nucleares, ya que determinan la probabilidad de interacción entre neutrones y núcleos en un material. Este concepto es crucial para comprender la dinámica de los neutrones dentro del reactor y, por ende, el comportamiento global del sistema nuclear.

En términos simples, la sección eficaz se refiere a un área imaginaria que representa la probabilidad de que un proceso de interacción nuclear, como la fisión (*fission*), la dispersión (*scattering*), o la captura (*absorption*), entre otras, ocurra cuando un neutrón incide sobre un núcleo. Se mide en unidades de área, típicamente en *barns* (1 barn = 10^{-28} m²) [8].

Las secciones eficaces se clasifican según el tipo de interacción nuclear:

- Sección Eficaz de Fisión (σ_f): Indica la probabilidad de que un neutrón incidente cause la fisión del núcleo. Es un parámetro clave para los materiales fisibles como el Uranio-235 o el Plutonio-239.
- Sección Eficaz de Captura Radiativa (σ_c): Representa la probabilidad de que un neutrón sea absorbido por el núcleo sin causar fisión, como en el caso del Uranio-238, que se transforma en Plutonio-239 tras capturar un neutrón.
- Sección Eficaz de Dispersión (σ_d): Se refiere a la probabilidad de que un neutrón sea dispersado por un núcleo, cambiando su dirección y/o energía sin ser absorbido. Este proceso es importante para la moderación de neutrones en reactores de agua ligera.

La sección eficaz de fisión es una medida de la probabilidad de que la interacción entre un neutrón y un núcleo atómico produzca un núcleo compuesto con la suficiente energía como para superar el umbral a partir del cual se produce la fisión con altas probabilidades, y es distinto para cada isótopo [8]. Además, depende de la energía del neutrón incidente [11].

Como se aprecia en la **Figura 4**, las secciones eficaces de fisión con isótopos fisiles (aquellos que al absorber un neutrón directamente pasan el umbral de fisión) presentan zonas de resonancias que corresponden a la formación de estados excitados del núcleo compuesto, que pueden producirse en caso de que el neutrón incidente tenga una alta energía cinética previo a la colisión. Del mismo modo, se puede observar que las probabilidades de que ocurra una interacción de fisión son mayores en la región térmica (neutrones con energías menores a 0.625 eV) [8], y es por ello por lo que en los reactores térmicos como los LWR (*Light Water Reactors*) se utilicen elementos moderadores, que absorben parte de la energía de los neutrones para termalizarlos.

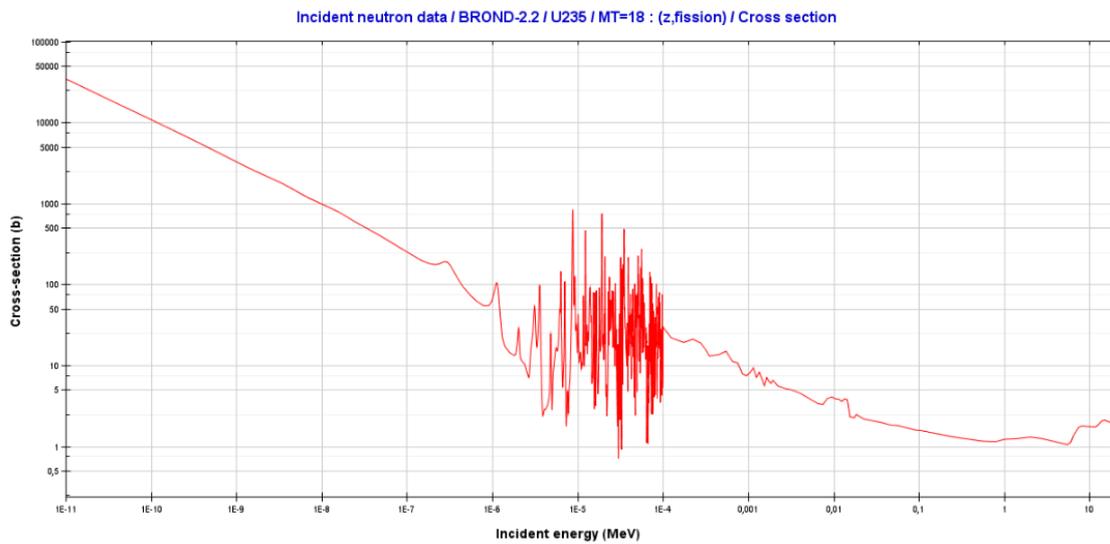


Figura 4. Sección eficaz de fisión del U-235 [12].

Por otra parte, en la **Figura 5** se aprecia cómo el uranio-238 tiene una probabilidad de fisión notablemente inferior a la del U-235, además de ser inferior a su propia sección eficaz de captura radiativa. Como se mencionaba anteriormente, esto hará que para neutrones incidentes con baja energía, sea mucho más probable que el U-238 transmute en Pu-239, otro isótopo físil.

Incident neutron data / ENDF/B-VII.1 / U238 // Cross section

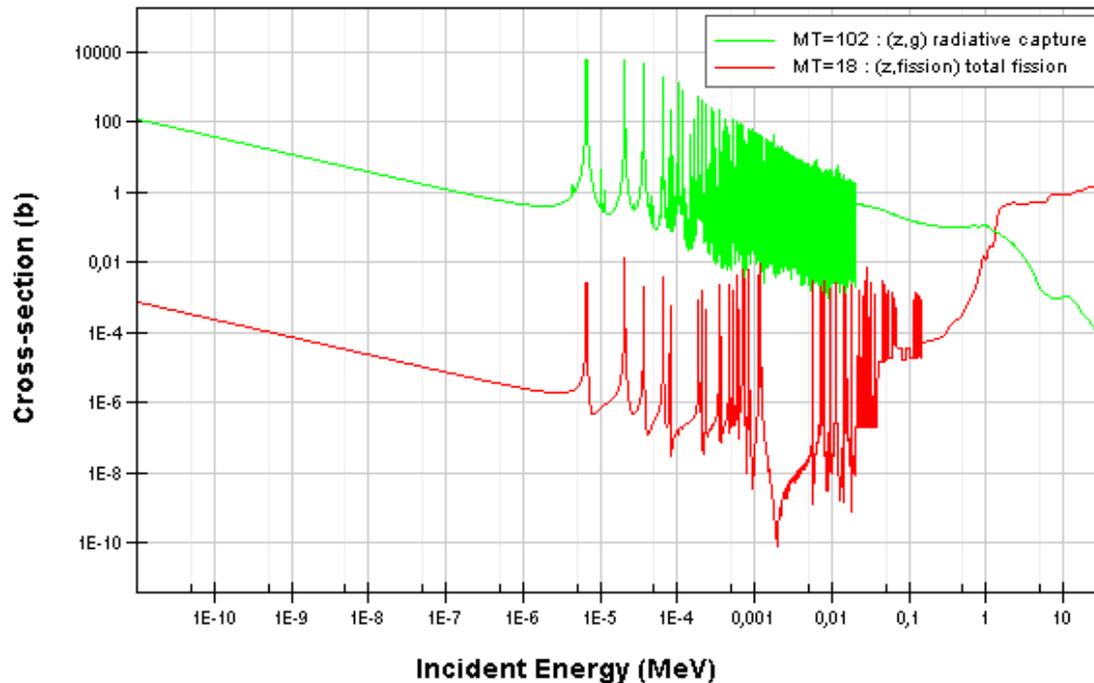


Figura 5. Sección eficaz de fisión vs sección eficaz de captura radiativa del U-238.

En la ingeniería de reactores nucleares, las secciones eficaces son utilizadas en el modelado y simulación de la distribución de neutrones dentro del núcleo, así como en el análisis de la criticidad y la reactividad del reactor. Los cálculos precisos de secciones eficaces permiten predecir el comportamiento del reactor bajo diversas condiciones operativas y son esenciales para el diseño seguro y eficiente de los sistemas de reactor.

Las secciones eficaces son esenciales para el cálculo de la tasa de fisión y la evaluación de la reactividad. Según el análisis presentado en [13], estas secciones eficaces se calculan a partir de modelos que consideran múltiples parámetros como la energía de los neutrones, la densidad del combustible y el entorno material. En el contexto de este TFM, estos valores serán clave para definir correctamente los parámetros de entrada en el código PARCS/PATHS y así modelar el comportamiento del reactor.

3.2. TEORÍA DE LA DIFUSIÓN DE NEUTRONES

Calcular el ratio de las distintas reacciones de los neutrones con los materiales de las diversas partes de un reactor nuclear es una tarea fundamental de la física de reactores, y requiere el conocimiento de las secciones eficaces y su dependencia energética, así como de la distribución espacial y energética de los neutrones a lo largo y ancho del reactor [8].

Se pretende estudiar el comportamiento de la población neutrónica, que con frecuencia se dispersan tras chocar con otros núcleos atómicos hasta que finalmente son absorbidos o se fugan a través de las paredes del reactor. La mayoría de los estudios tratan el movimiento de los neutrones como si se tratase de un proceso de difusión. Podría asumirse que los neutrones se difunden desde regiones de alta densidad neutrónica hacia regiones de menor densidad de neutrones, del mismo modo que el calor se transmite de cuerpos calientes a otros más fríos.

Desgraciadamente, el tratamiento del transporte de neutrones como un proceso de difusión tiene una validez limitada, ya que los procesos de difusión se caracterizan por colisiones frecuentes que dan lugar a trayectorias irregulares, casi aleatorias. Ya que las secciones eficaces de las colisiones nucleares son tan pequeñas (del orden de 10^{-24} cm²), los neutrones tienden a recorrer largas distancias entre interacciones [10].

Si bien es cierto que la ecuación del transporte de neutrones de Boltzmann es más fundamental y precisa en cuanto a modelizar el comportamiento neutrónico, por simplicidad se ha optado generalmente en emplear la ecuación de la difusión de neutrones, no sin añadirle algunos parches para corregir las disconformidades con la realidad que presenta en algunas regiones, como en las fronteras entre celdas o cerca de materiales altamente absorbentes [10], ya que asume algunos comportamientos del flujo neutrónico, como por ejemplo que es más probable la dispersión que la absorción de neutrones en el medio, una variación espacial lineal de la distribución neutrónica, y que la dispersión es isotrópica (todas las direcciones de dispersión tienen la misma probabilidad) [8].

Una pequeña fracción de los neutrones de fisión son retardados o diferidos (representada por β), y aparecen como producto de las desintegraciones de algunos productos de fisión. A estos productos de fisión en estas circunstancias se les denomina precursores, y generalmente se agrupan en seis grupos de precursores en función de su vida media [10]. Por lo tanto, $\beta = \sum_f \beta_i$, siendo β_i la fracción de neutrones de fisión retardados del grupo i .

También es necesario resaltar que alrededor de un 4% de la energía de fisión aparece en forma de calor debido a estas desintegraciones, por lo que en caso de apagar el reactor, este calor residual continuaría produciéndose y seguirá siendo necesaria la refrigeración del núcleo hasta que la concentración de precursores sea nula. En caso contrario, la temperatura aumentaría lo suficiente como para dañar la estructura del elemento combustible, aspecto que se estudia en numerosos análisis de seguridad [10].

La concentración en equilibrio de estos neutrones se representa mediante la siguiente expresión de balance [8]:

$$\frac{dC_0}{dt} = 0 = \beta \nu N_f \sigma_f \nu N_0 - \lambda C_0 = \frac{\beta}{l} N_0 - \lambda C_0 \quad (1)$$

Donde:

- C_0 es la población de neutrones diferidos de los precursores.
- β es la fracción de neutrones diferidos.
- ν es la tasa de neutrones de fisión producidos.
- N_f es la densidad de núcleos del combustible.
- σ_f es la sección eficaz microscópica de fisión.
- ν es la velocidad de los neutrones.
- λ es la constante de desintegración de los productos de fisión.
- l es el tiempo medio requerido para que un neutrón de fisión se ralentice y se absorba o se fugue, determinado por la expresión $l = \frac{1}{\nu \Sigma_f \nu}$, cuyo valor suele ser de alrededor de 10^{-4} s para reactores térmicos y de 10^{-6} s para reactores rápidos.
- N_0 es la población de neutrones.

Implementando los precursores en la ecuación de balance de flujo neutrónico para dos grupos de energía e i grupos de precursores, obtenemos la ecuación de la difusión de neutrones:

$$\frac{1}{v_1} \cdot \frac{d\Phi_1}{dt} = -D_1 \nabla^2 \Phi_1 - (\Sigma_{a1} + \Sigma_{12}) \Phi_1 + (1 - \beta)(\nu \Sigma_{f1} \Phi_1 + \nu \Sigma_{f2} \Phi_2) + \sum_{i=1}^{ng} \lambda_i C_i \quad (2)$$

$$\frac{1}{v_2} \cdot \frac{d\Phi_2}{dt} = -D_2 \nabla^2 \Phi_2 + \Sigma_{12} \Phi_1 - \Sigma_{a2} \Phi_2 \quad (3)$$

$$\frac{dC_i}{dt} = \beta_i (\nu \Sigma_{f1} \Phi_1 + \nu \Sigma_{f2} \Phi_2) - \lambda_i C_i \quad (4)$$

Donde:

- D_1 y D_2 : Coeficientes de difusión.
- Σ_{a1} y Σ_{a2} : Secciones eficaces macroscópicas de absorción.
- $\nu \Sigma_{f1}$ y $\nu \Sigma_{f2}$: Secciones eficaces macroscópicas de fisión, donde ν es el número medio de neutrones generados por fisión.
- Σ_{12} : Sección eficaz macroscópica de transporte (solamente se toma en cuenta la de los neutrones que pasan del grupo 1 al 2, siendo el grupo 1 el de neutrones rápidos y 2 el grupo de neutrones térmicos).
- β_i : La fracción de neutrones diferidos para cada grupo de precursores, que se colapsa a un solo grupo de energía: β ($\beta = \sum_i \beta_i$).
- λ_i : La constante de desintegración de cada grupo de precursores.

Ya que las dimensiones de un reactor crítico dependen de la fracción de neutrones que se fugan, se pueden reducir las dimensiones mediante el uso de elementos reflectores, que además ayudan a mantener una distribución radial de flujo neutrónico uniforme al aumentar la población de neutrones en la periferia [8].

3.3. CONTROL DE REACTIVIDAD

Para alcanzar las condiciones de criticidad y por tanto conseguir una reacción en cadena autosostenida, se debe cargar el reactor con una mayor cantidad de combustible que la necesaria estrictamente para que la k_{eff} sea igual a la unidad. Dicho de otro modo, se debe comenzar el proceso de operación con un reactor supercrítico. Esto se debe a que durante la operación este combustible se va quemando, y además aparecen productos de fisión absorbentes de neutrones como el xenón y el samario. Del mismo modo, en los reactores intrínsecamente seguros como es el caso de los reactores actuales, un aumento de la temperatura del combustible provoca un efecto Doppler que aporta reactividad negativa [10].

No obstante, esta supercriticidad del reactor debe ser vigilada y controlada, ya sea para ajustar k_{eff} como para adaptarse a las demandas de potencia o para apagar el reactor. Esto se consigue mediante elementos absorbentes de neutrones, y suele tratarse de una combinación del movimiento de barras de control, venenos consumibles como el gadolinio, o la concentración de boro en un reactor de agua a presión.

La reactividad de un reactor puede expresarse de la siguiente manera:

$$\rho = \frac{k - 1}{k} \quad (5)$$

Donde ρ es la reactividad total del sistema, que viene definida por:

$$\rho_{total} = -\rho_{CR} - \rho_{PPM} - \rho_{TFUEL} + \rho_{DENS} - \rho_{XESM} \quad (6)$$

Donde:

ρ_{CR} es la reactividad insertada mediante el movimiento de las barras de control. Con una mayor inserción de barras de control, menor será la reactividad total. Se emplea el movimiento de las barras de control como método de ajuste de la reactividad variando su grado de inserción.

ρ_{PPM} es la reactividad insertada por la concentración de ppm (partes por millón) de boro diluido en el refrigerante, solamente posible en reactores de agua a presión. Es negativa.

ρ_{TFUEL} es la reactividad insertada en función de la temperatura del combustible. Si la temperatura aumenta, la reactividad total será menor para evitar que este efecto escalase la reactividad y alcanzase un estado supercrítico (es intrínsecamente seguro), y así directamente reducir la propia temperatura del combustible, lo que de nuevo hará que la reactividad total aumente para compensar y mantener la criticidad.

ρ_{DENS} es la reactividad insertada en función de la densidad del moderador. Este parámetro está más relacionado con la fracción de huecos, es decir, la cantidad de vapor que se encuentra dentro del núcleo del reactor. Un aumento de la fracción de huecos implica menor cantidad de moderador en la región, lo cual se traduce en un menor número de neutrones termalizados. Dado que estos neutrones son los que provocan las fisiones en un reactor nuclear térmico, la reactividad será negativa en regiones con más vapor.

ρ_{XESM} es la reactividad negativa debida a la aparición de venenos neutrónicos como productos de fisión. Esta reactividad no se contempla al inicio de la operación, pero va en aumento hasta que estos productos de fisión alcanzan su concentración en equilibrio. Una vez se para el reactor, esta reactividad va desapareciendo conforme se desintegran estos productos de fisión, aunque siempre puede quedar algunos elementos residuales si no se espera el tiempo suficiente antes de la puesta en marcha.

En este estudio el principal foco de atención se pone en las barras de control y en los venenos neutrónicos, puesto que son los parámetros que más adelante permitirán conocer el punto exacto en el que se produce el EOC (*End Of Cycle*), momento en el que el reactor se vuelve subcrítico y termina ese ciclo, tras el cual se procederá a su recarga, con distintos patrones de carga en función de las necesidades y requisitos de cada empresa.

3.3.1. MOVIMIENTO DE BARRAS DE CONTROL

Las barras de control de un reactor tienen distintas funciones, ya sea controlar la reactividad para regular la potencia, realizar lo que se denomina *shim control*, es decir, compensar el exceso de reactividad inicial y así obtener una mejor distribución de potencia y un quemado más eficiente, o provocar el *SCRAM*, lo cual apagaría el reactor en caso de necesidad.

Compuestas por materiales absorbentes de neutrones, como por ejemplo aleaciones de plata, indio y cadmio, su forma varía en función del tipo de reactor en el que se encuentran. Más adelante se especificará cómo son las barras de control en los dos tipos de reactores en los que se centra este estudio, que son el reactor de agua a presión y el reactor de agua en ebullición.

A la hora de su diseño, se deben tener en cuenta numerosos aspectos, desde el grosor de estas barras (un grosor demasiado elevado provocaría depresiones en la distribución de potencia, que se desea mantener uniforme), hasta la resistencia del material empleado, pues debe ser capaz de soportar las condiciones extremas que se alcanzan en el núcleo de un reactor, poniendo especial cuidado en la resistencia térmica, a la corrosión y a los daños debidos a la radiación.

En un reactor nuclear, las barras de control se distribuyen de manera uniforme en distintos bancos, y cada uno de ellos afecta de manera distinta a la reactividad. Esto es lo que se conoce como el valor de barra, que depende de distintos parámetros como el ratio de superficie de barra en contacto con un cierto volumen de combustible, la absorción de neutrones o la distancia de difusión del combustible. Es importante conocer el valor de barra de las barras de control de un reactor, ya que de este modo se puede prever cómo afectará la inserción de cada barra a la distribución de potencia. Esto se debe a la gran tasa de absorción de las barras de control, que inevitablemente afecta al flujo neutrónico en cada región del núcleo cercana a estas [10].

3.3.2. VENENOS NEUTRÓNICOS

Los venenos neutrónicos se pueden clasificar en dos tipos: aquellos que se insertan desde el inicio de la operación para compensar el exceso de reactividad inicial y aquellos que aparecen como productos de fisión, como ya hemos visto anteriormente.

En el primer grupo predominan el óxido de gadolinio y el ácido bórico. El óxido de gadolinio se implementa directamente en la pastilla de combustible de algunos combustibles del núcleo de manera heterogénea para afectar a regiones concretas de este, mientras que el ácido bórico se encuentra disuelto de manera uniforme en el fluido moderador, generalmente agua ligera. Es importante destacar de estos tipos de venenos que su quemado debe ser más rápido que el del combustible, para así asegurar que no se alcanzará un punto en el que la reactividad del combustible no sea suficiente para contrarrestar la reactividad negativa de los venenos. También es necesario que transmuten mediante captura de neutrones en elementos poco absorbentes de neutrones, ya que así se garantiza que su presencia prolongada no suponga un problema para el flujo neutrónico. La ventaja de este tipo de venenos es por tanto la capacidad de prolongar el tiempo de operación del reactor sin necesidad de implementar sistemas de control mecánicos, así como mejorar la distribución de potencia [10].

En el segundo grupo se encuentran principalmente el xenón 135 y el samario 149. Mientras que el Xe-135 aparece directamente como producto de fisión, el Sm-149 aparece como parte del ciclo de desintegraciones del neodimio 149, que sí es un producto de fisión directo, mediante radiación beta. Dado que el periodo de semidesintegración del Nd-149 es de tan solo 1.7 h, se asume que el prometio 149 (padre del Sm-149) aparece directamente a la hora de calcular su concentración.

En la **Figura 6** se aprecia la evolución de la concentración de Sm-149 en un reactor que opera durante un ciclo, después se para, y más adelante arranca de nuevo. Al principio la concentración de Sm-149 es nula, puesto que no se han producido fisiones. A continuación, durante el ciclo de operación, esta concentración aumenta hasta alcanzar el equilibrio. Esto se debe a que alcanza un punto en el que la tasa de generación de Sm-149 es equivalente a la tasa de Sm-150 que se forma cuando el Sm-149 absorbe neutrones dada su elevada sección eficaz de absorción. Una vez apagado el reactor, al no haber un flujo neutrónico que pueda provocar que aparezca Pm-149, y a su vez, todo ese Pm-149 se desintegra mediante decaimiento beta en Sm-149, aumenta su concentración hasta alcanzar un nuevo valor de equilibrio, mayor que el que había originalmente dado que en este caso parte de una concentración en equilibrio en lugar de nula. Finalmente, al arrancar de nuevo el reactor, el Sm-149 se quemará rápidamente disminuyendo su concentración hasta que vuelve a producirse Pm-149 y de nuevo alcanza su concentración en equilibrio [8].

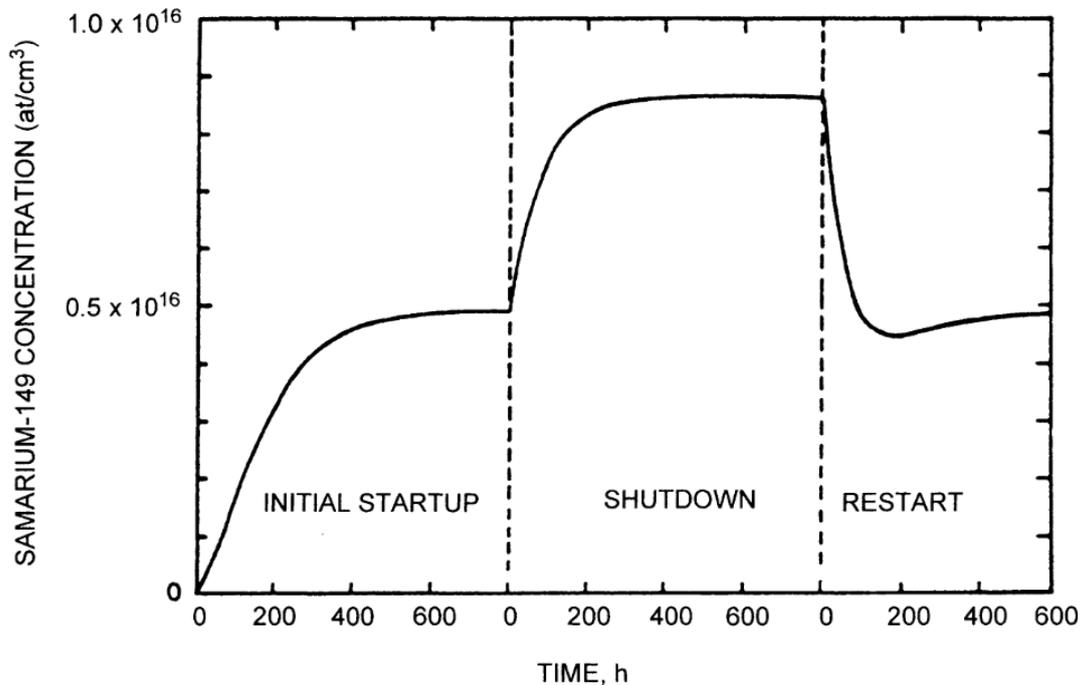


Figura 6. Evolución de la concentración del Sm-149 con el tiempo incluyendo parada de reactor [8].

Si bien el Xe-135 aparece directamente como producto de fisión, también puede aparecer debido a decaimiento beta de otros productos de fisión como el telurio-135 (pasando por yodo-135 en su camino). Además, a diferencia del Sm-149, el Xe-135 puede desaparecer no solo por captura de neutrones (a Xe-136) sino también por su propio decaimiento beta (a cesio-135).

En la **Figura 7** se muestra la evolución de la concentración de Xe-135 a lo largo del tiempo del mismo modo que se mostró anteriormente para el Sm-149. A principio de ciclo, con una concentración nula de Xe-135, esta crece hasta que alcanza el equilibrio. La diferencia se encuentra en el momento en que se para el reactor, donde partiendo de su concentración en equilibrio se produce un pico de xenón. Esto se debe a la relativamente rápida velocidad de desintegración del I-135 en comparación con la del Xe-135, que hace que por un periodo de tiempo aumente la concentración del Xe-135 hasta que se agote el I-135. A continuación, debido a su propio decaimiento beta, el Xe-135 decaerá rápidamente hasta alcanzar una concentración nula, a no ser que se arranque de nuevo el reactor. En este caso, el Xe-135 seguirá decayendo hasta que haya pasado el tiempo suficiente para que se forme de nuevo Te-135 y Xe-135 en las cantidades necesarias para alcanzar de nuevo su valor de concentración en equilibrio [8].

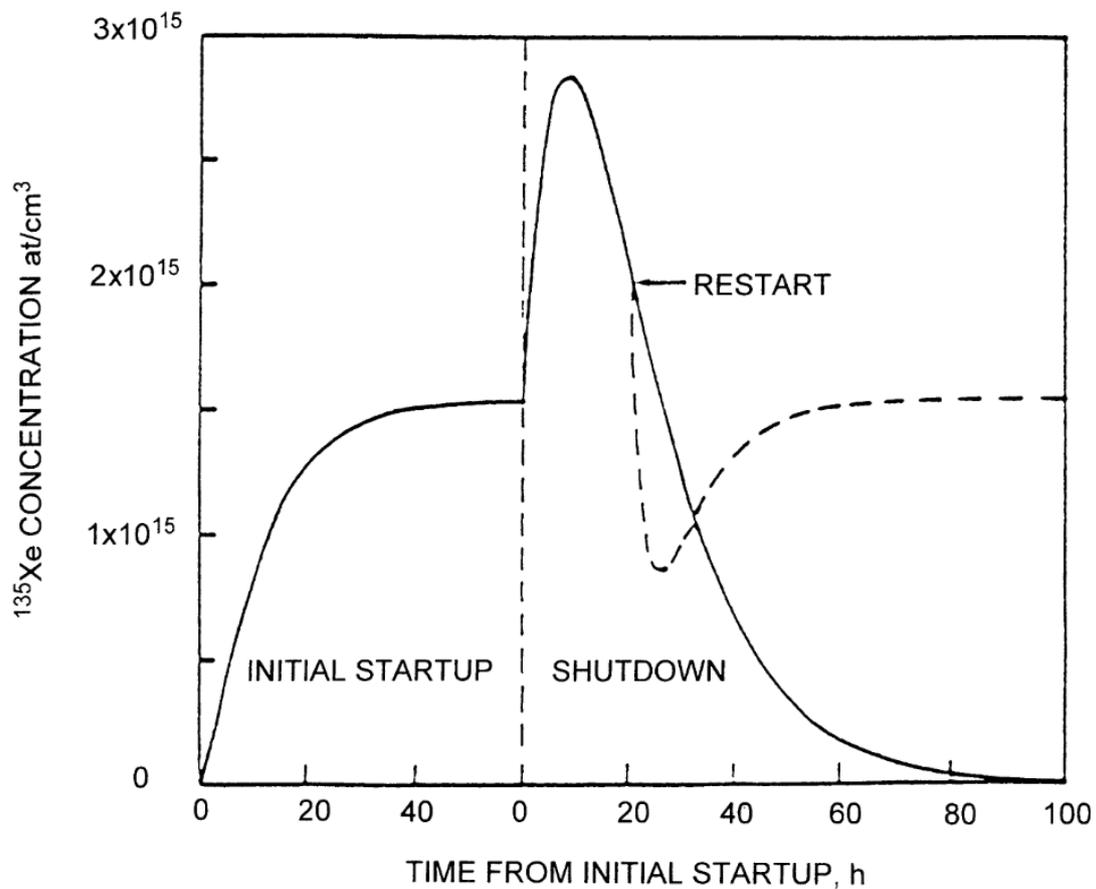


Figura 7. Evolución de la concentración del Xe-135 con el tiempo incluyendo parada de reactor [8].

Tanto la concentración de Xe-135 como de Sm-149 en el núcleo del reactor hacen que cambien las composiciones de este, por lo que las secciones eficaces ya no son las mismas que en un inicio cuando su concentración era nula. Esto hace que los análisis de seguimiento de núcleo deban tener en cuenta estas concentraciones a la hora de realizar las simulaciones.

3.4. REACTORES DE AGUA LIGERA (LWR)

Los reactores de agua ligera (LWR, del inglés *Light Water Reactor*) son los más comunes en la industria nuclear. En los PWR, el agua actúa tanto como moderador como refrigerante, pero no cambia de fase debido a la alta presión dentro de la vasija. En cambio, en los BWR, el agua cambia de fase directamente en el núcleo, generando vapor que acciona las turbinas para producir electricidad [9]. Las diferencias clave entre estos dos tipos de reactores afectan tanto al diseño como al seguimiento de núcleo, siendo la configuración de los bancos de barras de control uno de los factores que serán analizados a continuación.

En un PWR, debido a la relativamente corta distancia de migración de los neutrones térmicos (alrededor de 6 cm), las barras de control se distribuyen de manera uniforme por todo el elemento combustible. Consiste en un cabecero con forma de araña que sostiene las barras de control, que se insertan completamente para provocar la parada del reactor (*SCRAM*).

Por otra parte, en un BWR, por diseño, se trata de barras cruciformes que separan los cuatro elementos combustibles adyacentes. En este caso se insertan hidráulicamente desde el pleno inferior, ya que el valor de la reactividad es mayor en la región monofásica del núcleo. Del mismo modo, la ausencia de boro disuelto en el agua en este tipo de reactores obliga al control de reactividad mediante el movimiento de las barras de control, por lo que es mucho más probable que el grado de inserción de estas varíe con cada paso de quemado frente al de un PWR [8].

3.4.1. REACTOR DE AGUA A PRESIÓN (PWR)

Los PWR son con diferencia el tipo de reactor más predominante en el mundo, con más de 275 reactores operativos [14], y en la **Figura 8** se observa cómo es la estructura de la vasija. Los elementos combustibles de un PWR generalmente tienen unas dimensiones de unos 20 cm x 20 cm x 4 m de alto, y consisten en un esqueleto mecánico con un arreglo de 17 x 17 barras de combustible como se muestra en la **Figura 9**. Estas dimensiones pueden variar de un reactor a otro, y son meramente orientativas. Las barras de combustible están formadas por una vaina de un material poco absorbente de neutrones como es el Zircaloy, y en su interior se alojan las pastillas de combustible, UO_2 (óxido de uranio), de 1 cm de diámetro y alrededor de 2 cm de alto [9]. El enriquecimiento varía entre el combustible de distintos elementos combustibles en función del objetivo que desee alcanzar la planta nuclear, pero suele rondar entre el 0.7% (uranio natural) y poco más del 5%. Por otra parte, el refrigerante fluye entre las varillas desde el pleno inferior hacia el pleno superior, aunque en la realidad existen flujos cruzados que permiten generar ciertas turbulencias. La presión es lo suficientemente alta (alrededor de 16 MPa) para que no hierva (puesto que entra a una temperatura de unos 290 °C y sale cerca de los 325 °C), y de ahí proviene el nombre de estos reactores, que generan típicamente entre 900 y 1500 MWe de energía eléctrica [8].

El control de reactividad se realiza mediante la disolución de ácido bórico en el refrigerante, cuya concentración se reduce paulatinamente para compensar el quemado del combustible y que se debe reducir del mismo modo para compensar la aparición de otros venenos neutrónicos como el Xe-135 y el Sm-149. Del mismo modo, esta concentración de boro facilita una menor intervención de las barras de control a la hora de arrancar y parar el reactor. Estas barras de control, como se menciona anteriormente, consisten en un cabezal en forma de araña que sostiene diferentes barras generalmente de aleaciones de Ag-In-Cd o de B_4C , y se insertan desde el pleno superior de la vasija por accionamiento magnético en caso de *SCRAM* [8].

Generalmente, el núcleo de estos reactores tiene unas dimensiones de 3.5 m x 3.5 m x 4 m, y contiene entre 90 y 125 toneladas métricas de UO_2 . Cada cierta altura se añaden unas rejillas

espaciadoras que proporcionan estabilidad estructural al núcleo, dentro del cual es habitual que se produzcan vibraciones debido a la operación.

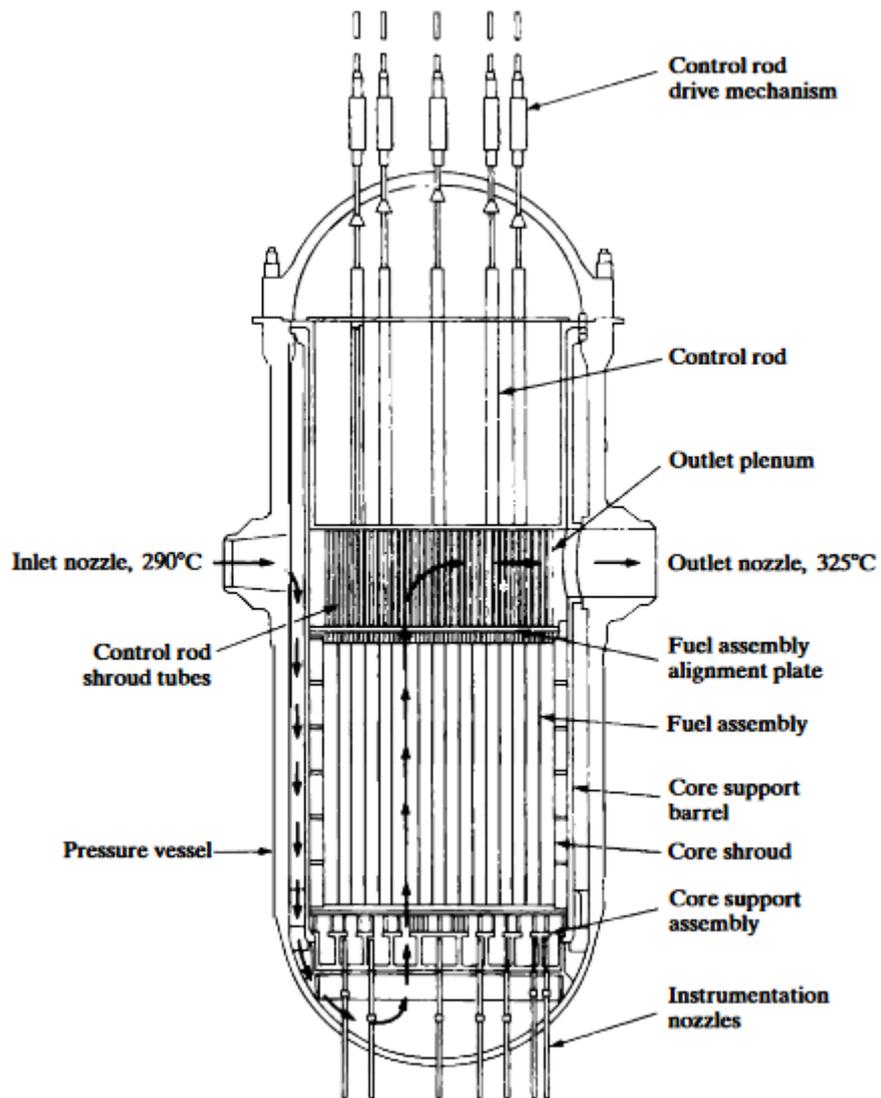


Figura 8. Sección de la vasija de un reactor PWR [9].

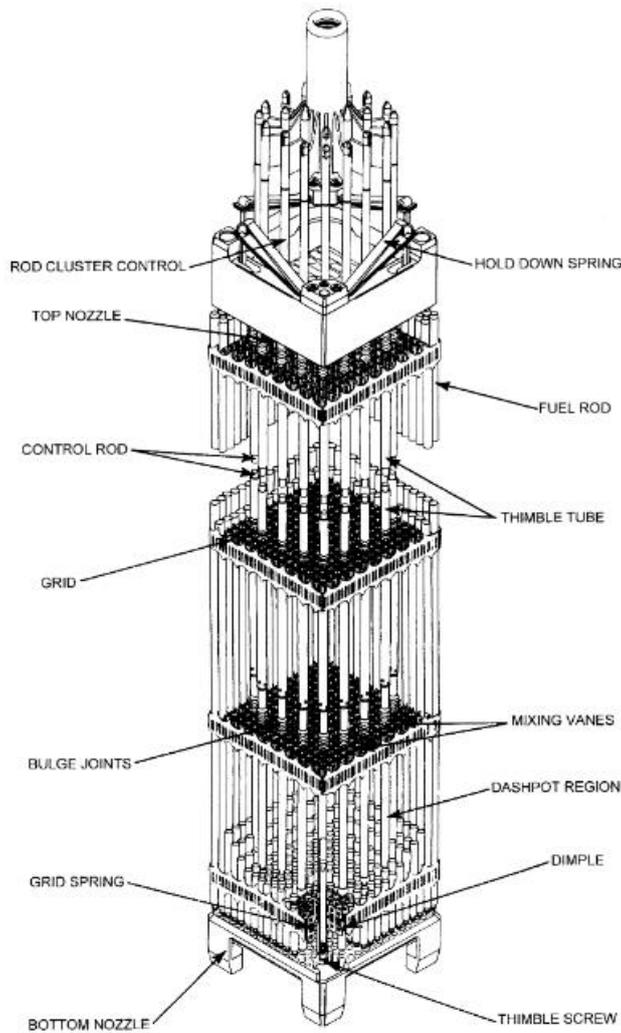


Figura 9. Elemento combustible de un PWR [8].

Como el agua no hierve en el núcleo, esta debe ser transformada en vapor a través de un circuito secundario en el que se encuentran los generadores de vapor. El agua sale calentada de la vasija y se dirige a través de la rama caliente hasta los generadores de vapor. Usualmente cuenta con cuatro lazos, en cada cual se encuentra un generador de vapor con un cierto nivel de agua más fría del circuito secundario. A través de ellos circula el agua proveniente del núcleo, por miles tubos en forma de U invertida, y este intercambio de calor produce el vapor en el circuito secundario, que se redirige a un circuito terciario donde mueve las turbinas que producen la energía eléctrica. Una vez realizado este intercambio de calor, el agua del circuito primario vuelve al núcleo a través de unas bombas de refrigeración, por lo que se denomina la rama fría. De este modo, se mantiene un circuito cerrado con el agua del primario, evitando así que pueda contaminar el agua del secundario. Por otra parte, el vapor condensado en las turbinas se devuelve al generador de vapor, para que siempre mantenga un nivel de agua más o menos constante. La eficiencia de este proceso es de alrededor del 32 o 33% [9].

3.4.2. REACTOR DE AGUA EN EBULLICIÓN (BWR)

Los elementos combustibles de un reactor de agua en ebullición generalmente tienen unas dimensiones de 14 cm x 14 cm x 4 m de alto, con un arreglo en la actualidad de 10 x 10 barras de combustible con un enriquecimiento similar al de los PWR y que varía en función de los objetivos de quemado marcados por cada empresa. Cada elemento combustible está envuelto en un revestimiento metálico que evita los flujos cruzados entre distintos elementos combustibles, y está hecho de material poco absorbente de neutrones como es el zircaloy. Un módulo de combustible se compone de cuatro de estos elementos combustibles agrupados con una barra de control cruciforme entre medias de B_4C como se muestra en las **Figuras 10 y 11**. Se debe tener en cuenta por tanto que el efecto de estas barras de control no será el mismo para cada cara del elemento combustible [8].

A la hora de distribuir el combustible en un BWR, los combustibles se distribuyen de manera que la distribución de potencia radial y axial del elemento combustible sea lo más plana posible [8]. Debido a la distribución del fluido de esta tecnología (monofásico en la parte inferior y bifásico en el resto, la distribución axial suele presentar un incremento en la parte inferior dado que el agua líquida es mejor elemento moderador que el vapor, y esto suele compensarse mediante el uso de barras de combustible de distintas longitudes.

El núcleo de un BWR contiene alrededor de entre 140 y 160 toneladas de combustible de UO_2 , y tiene un tamaño similar al de un PWR [8]. En este caso, la presión se establece a alrededor de 7.2 MPa, lo cual permite al fluido alcanzar la temperatura de saturación y evaporarse. Esto elimina la necesidad de los generadores de vapor, ya que al producirse vapor en el núcleo, se aprovecha directamente colocando por encima un separador y un secador que aseguran un vapor puro que circulará hacia la turbina en lo que se conoce como ciclo directo. El problema de esta tecnología es que el agua, y por tanto el vapor, están contaminados radiactivamente, por lo que todos los elementos (turbinas, condensadores, bombas, etc.) deben estar protegidos frente a la radiación [9].

En la **Figura 12** se puede observar el recorrido que realiza el refrigerante en un BWR. El agua se introduce por unas toberas y circula por el bajante, donde una bomba de chorro la impulsa hacia el pleno inferior del reactor. El agua que no se bombea de esta forma, se recircula a través de las bombas de recirculación, que permiten regular el caudal que se suministra al núcleo. Por otra parte, el agua del pleno inferior circula a través del núcleo, donde ocurre la ebullición, y el vapor asciende hasta el separador y el secador (que liberan al vapor de prácticamente toda el agua que haya acumulada) y se dirigirá a la turbina a través de una tobera superior. El resto de agua repite el ciclo circulando hacia la bomba de chorro. En este caso, la eficiencia es algo más elevada que en un PWR, siendo de alrededor del 33 o 34% [9].

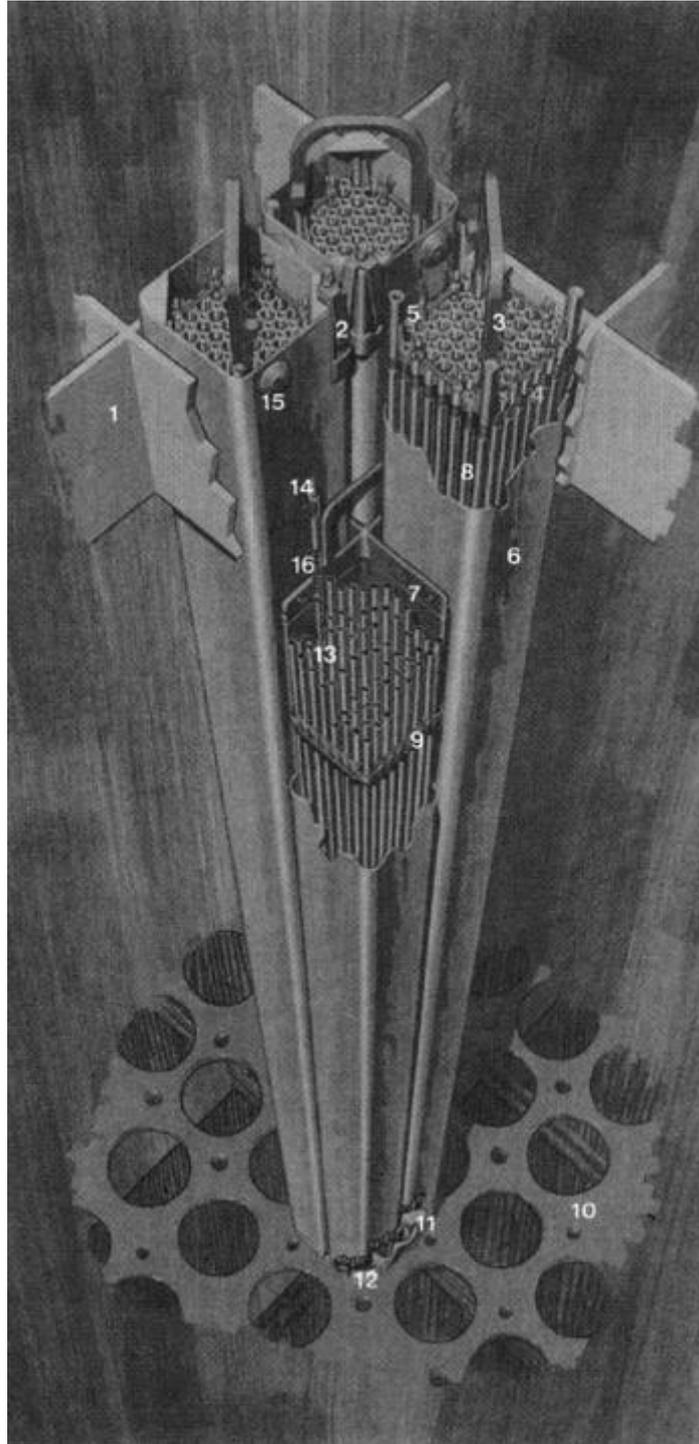


Figura 10. Módulo de combustible de un BWR compuesto por cuatro elementos combustibles y las barras de control cruciformes [8].

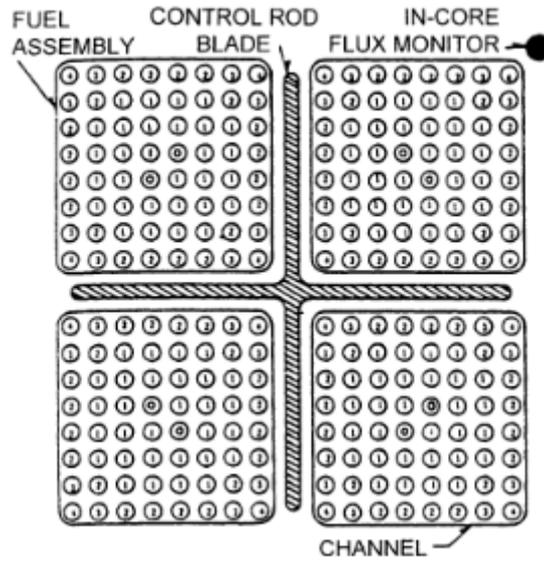


Figura 11. Sección de un módulo de combustible BWR [8].

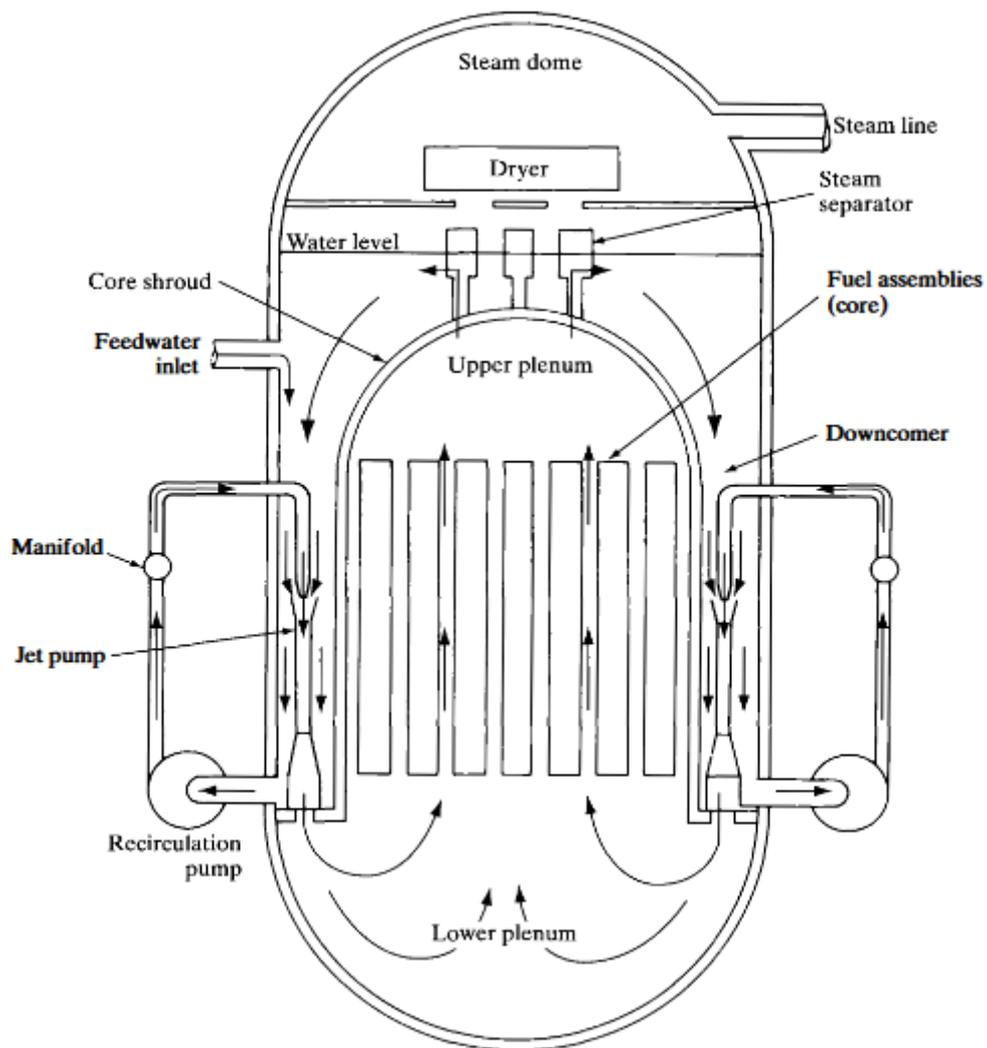


Figura 12. Sección de la vasija de un BWR [9].

El control de reactividad a largo plazo se realiza mediante la implementación de Gd_2O_3 , que se mezcla de manera uniforme en algunos pines de combustible distribuidos por todo el núcleo estratégicamente. Por otra parte, el control de reactividad a corto plazo se lleva a cabo mediante el movimiento de las barras de control y de la recirculación del flujo másico. Este control de reactividad por recirculación se basa en que un aumento del flujo másico reduce la temperatura del refrigerante y por tanto, la fracción de huecos. Puesto que el agua líquida modera mucho mejor que el vapor, esto provoca un aumento de la tasa de fisiones. Esto hace que aumente la potencia y por tanto la temperatura del refrigerante, lo cual reduce la reactividad, hasta que el reactor sea de nuevo crítico pero a un mayor nivel de potencia. Alternativamente, reducir el caudal produce un efecto de reducción de potencia [8].

3.5. SEGUIMIENTO DE CICLO Y DISEÑO DE NÚCLEO

3.5.1. SEGUIMIENTO DE CICLO

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 [8].

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 [8].

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 [11].

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 sea igual a la unidad [9].

3.5.2. DISEÑO DE NÚCLEO

El diseño de núcleos de reactores implica la disposición del combustible nuclear y otros materiales de manera que se optimice tanto la seguridad como la eficiencia del reactor. La principal herramienta empleada en la ingeniería nuclear para afrontar esta materia consiste en simular modelos del comportamiento de los neutrones en el reactor mediante el uso de distintos programas y códigos. Este análisis debe tener en cuenta no solo la parte neutrónica, sino también la interacción de otros aspectos del diseño de núcleo, incluyendo un análisis termohidráulico del enfriamiento del núcleo, análisis estructurales de los componentes del núcleo, rendimiento, etc. [10].

El trabajo recopilatorio de [13] proporciona una revisión exhaustiva de los avances en el diseño de núcleos en España, con un enfoque particular en la optimización del ciclo de combustible y el seguimiento del comportamiento del núcleo durante la operación. Se ha automatizado la generación de múltiples configuraciones de distribución de combustible (conocido como “flushing”) mediante MATLAB®, tomando como referencia las metodologías que las centrales nucleares emplean para optimizar los patrones de carga. Un aspecto crucial del diseño de núcleo es la generación de miles de configuraciones diferentes que cumplan con restricciones físicas y de seguridad, lo cual presenta un problema que requiere técnicas avanzadas de automatización para determinar el esquema de recarga óptimo [15]. En la generación de los mapas de combustible hay distintos tipos de combustible (con distintos niveles de enriquecimiento y quemado, desde el combustible fresco hasta el más quemado) [13], y cuentan con una serie de restricciones neutrónicas sobre su distribución, generalmente restringiendo que dos combustibles del mismo tipo no pueden estar adyacentes (arriba, abajo o a los lados en el mapa de combustible 2D).

Aunque inspirado en las metodologías existentes, este trabajo presenta diferencias significativas que destacan su innovación, centrándose únicamente en el diseño y seguimiento del núcleo, y utiliza diferentes herramientas de simulación. Específicamente, se emplean PARCS/PATHS dada su ventaja como códigos libres para modelar tanto PWR (*Pressurized Water Reactor*) como BWR-6 (*Boiling Water Reactor*), lo que amplía el alcance y la aplicabilidad de las herramientas desarrolladas. Esta diversificación en los códigos utilizados y la inclusión de distintos tipos de reactores representan una innovación significativa, permitiendo una mayor flexibilidad y adaptabilidad en el diseño y seguimiento de núcleos para diferentes plantas nucleares [13].

3.6. CÓDIGO PARCS/PATHS

3.6.1. CÓDIGO PARCS

PARCS (*Purdue Advanced Reactor Core Simulator*) es un código neutrónico 3D oficial de la U.S. NRC (*United States Nuclear Regulatory Commission*) que se utiliza para simular el comportamiento neutrónico en los reactores nucleares y para realizar análisis del sistema relacionados con la física de reactores. Consiste en un simulador tridimensional del núcleo 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 [16]. Se trata de un problema de autovalores y autovectores regido por las ecuaciones de balance en cada uno de los nodos que definen el núcleo del reactor, teniendo en cuenta parámetros como el flujo neutrónico promedio por nodo, la densidad de precursores, la corriente de neutrones promedio por nodo, etc. [17].

El principal uso de PARCS es realizar cálculos tridimensionales con modelos reales representando las características del reactor. Los principales aspectos del modelo del cálculo de la cinética del reactor incluyen la representación geométrica, las secciones eficaces y la realimentación termohidráulica. Se ha extendido no solamente a reactores de agua ligera (LWR), sino también a reactores de agua pesada (HWR, del inglés *Heavy Water Reactors*) como el CANDU (*CANada Deuterium Uranium*), e incluso reactores que utilizan gas como refrigerante (HTGR, *High-Temperature Gas-cooled Reactor*) [16]. En el caso de este trabajo, se realizarán archivos de entrada automatizados para LWR.

Las principales características del código PARCS son la capacidad para realizar: [18]

- Cálculo de autovalores
- Cálculo de transitorios
- Cálculo de transitorios de xenón
- Cálculo del quemado de combustible
- Cálculo de instantáneos e históricos de los parámetros neutrónicos y termohidráulicos

Todos estos parámetros serán parte del *input* de PARCS de una forma u otra, bien mediante el bloque XSEC o bien en el bloque DEPL si se está realizando un quemado, mediante la combinación de la tarjeta PMAXS_F en dicho bloque y la tarjeta TREE_XS=T en el bloque CNTL.

Para más información se puede consultar el manual de PARCS (*Volume 1: Input Manual*), donde se define cada bloque y cada tarjeta. Actualmente se encuentra en la versión v.3.4.2.

PARCS puede emplear varios métodos de cálculo distintos, o combinarlos. Los más empleados son el de diferencias finitas (FDM, *Finite Difference Method*) y los métodos nodales. Esto se define en el bloque PARAM del *input* del código. Para este trabajo, se empleará un método nodal híbrido que combina la eficiencia del Modelo Nodal Analítico (ANM, *Analytic Nodal Model*) con la estabilidad del Método de Expansión Nodal (NEM, *Nodal Expansion Method*). El resultado, el método de distribución nodal (CMFD, del inglés *Coarse-Mesh Finite Difference*) 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 alcanzar grandes dimensiones 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 [16].

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 necesarias para 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, conlleva a una situación de compromiso entre la fiabilidad de los resultados 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.

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

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. Esto permite al analista conocer la posición exacta en el núcleo de los valores obtenidos, tanto de forma radial como axial. Usualmente se obtienen tablas que representan las coordenadas x e y de cada plano axial del núcleo.

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).

3.6.2. CÓDIGO PATHS

Se puede realizar un acoplamiento directamente entre los cálculos neutrónicos realizados por PARCS con los cálculos ejecutados por un código termohidráulico, como pueden ser TRACE, RELAP5 o PATHS (*PARCS Advanced Thermo Hydraulic Simulator*), siendo este último un código desarrollado por los desarrolladores del propio PARCS para conseguir un código acoplado NK/TH (*neutron kinetics + thermohydraulics*). Esto permite a PARCS seleccionar el valor correspondiente en las librerías de secciones eficaces, creando una retroalimentación entre la parte neutrónica y la parte termohidráulica.

Esta realimentación toma en una primera instancia las condiciones de contorno proporcionadas al principio del problema, y en función de tales parámetros como pueden ser la densidad del refrigerante, la temperatura del combustible, la concentración de boro en un PWR, el grado de inserción de barras de control en un BWR o el grado de quemado del combustible, entre otros, selecciona en las tablas de secciones eficaces los valores correspondientes para realizar el cálculo neutrónico. Una vez obtenida la distribución de potencia y flujo neutrónico, calcula los valores termohidráulicos de nuevo, que se volverán a emplear de la misma forma para la selección de secciones eficaces.

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. Aunque también emplea estos balances, PATHS es un código unidimensional, y no tiene en cuenta el caudal del bypass ni los flujos cruzados, entre otras cosas. 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.

Por ello, es una alternativa más rápida a la hora de realizar la simulación que el acoplamiento con códigos tridimensionales como TRACE, además de la facilidad de trabajar con códigos similares diseñados para ejecutarse en conjunto. Su fiabilidad se ha demostrado recientemente en anteriores etapas de este trabajo [19].

Sin embargo, y aunque no es el objetivo que pretenden alcanzar, no permiten cálculos de situaciones transitorias del reactor y estudios de seguridad detallados [20].

4. METODOLOGÍA EMPLEADA

4.1. PROGRAMA GENERADOR DE ARCHIVOS DE ENTRADA DE PARCS/PATHS

Para generar los archivos de entrada de forma automática, se necesitan varios parámetros físicos que definen el modelo del reactor, y se pueden dividir entre parámetros neutrónicos, termohidráulicos y geométricos [10]. En función del análisis que se desee realizar (SSA, *Steady State Alone* o CSS, *Coupled Steady State*), podrán realizarse simulaciones del comportamiento neutrónico del núcleo mediante PARCS o del comportamiento neutrónico y termohidráulico en el caso acoplado PARCS/PATHS.

Se han dividido los parámetros de entrada en dos ficheros: uno que contiene la gran mayoría de los datos necesarios para la generación del modelo y de los pasos de quemado (número de simulaciones, tipo de núcleo, dimensiones del núcleo, número de elementos combustibles, de tipos de combustibles y de las barras de control junto con sus posiciones, potencia, parámetros termohidráulicos, condiciones del quemado, etc.) como se muestra en la **Figura 13**, y otro en el que se enumeran los diez mil casos generados de distribuciones diferentes de los elementos combustibles (**Figura 14**).

Estos diez mil casos se han generado empleando distintos programas en MATLAB®: uno que emplea simetría $\frac{1}{4}$ para convertir en un mapa completo los cuartos inferiores derechos del patrón de carga de un PWR generado aleatoriamente con antelación siguiendo ciertas restricciones por otro programa (*expand_matrix.m*) [21], y otro que genera un mapa completo para BWR de manera aleatoria partiendo de un patrón de carga predefinido que actúa como base a partir de la cual se generarán los 9999 restantes, manteniendo los reflectores en su posición (*generate_load_patterns.m*). También se brinda la posibilidad de mantener los tipos de elementos combustibles fijos en su misma posición si el usuario así lo necesita.

Ambos ficheros de entrada mencionados se introducen en otro programa de MATLAB® que crea tantos directorios y ficheros de entrada (uno de PARCS y otro de PATHS) como casos se deseen simular, permitiendo al usuario decidir de qué número parte hasta qué número llega, estando cada número asociado a uno de los diez mil patrones de carga generados previamente (*generate_input.m*).

El programa distingue entre PWR y BWR, y también permite al usuario activar algunas *flags* que modifican la generación, como por ejemplo la posibilidad de mover las barras de control tras cada paso de quemado o escoger si se trata de un estudio de seguimiento o de diseño de núcleo, así como si se desea realizar un estudio neutrónico (NK, *Neutron Kinetics*) con PARCS o acoplarlo con PATHS u otros códigos TH (*Thermal Hydraulics*) [18, 21, 23], aunque solamente es capaz de generar archivos de entrada termohidráulicos de PATHS. En caso de utilizar otro código TH, deberá generarse aparte. También permite al usuario decidir entre una opción de quemado por defecto (con potencia al 100% y un *step* de 0.5 GWd/MTU [Gigavatio-día por tonelada métrica de uranio]) o personalizar cada paso de quemado, permitiendo seleccionar el número de pasos de quemado a realizar.

Para realizar los cálculos, PARCS necesita tener acceso a las secciones eficaces de cada composición que se encuentra en el núcleo. Se han generado previamente estas secciones eficaces [23] para distintos reactores, y el usuario debe seleccionar la ubicación de dichos archivos en el fichero de entrada pertinente, relacionando así cada composición con su sección eficaz, y del mismo modo, definir las composiciones de cada elemento combustible presente en el patrón de carga generado, desde combustibles hasta reflectores.

4.2. SCRIPT DE EJECUCIÓN DE PARCS/PATHS

En vista de que se requiere ejecutar diez mil casos para obtener una cantidad de resultados significativa para entrenar una red neuronal artificial (RNA), el tiempo de ejecución es un factor a tener en cuenta, ya que cada caso tarda alrededor de 1h 30 min para PWR y entre 4 y 5 h para BWR. El mayor coste de tiempo de simulación del BWR se debe a que el modelo consta de cuatro veces más nodos que un PWR (648 frente a 157), y esta diferencia afecta no solo al tiempo de computación sino también a la memoria y al espacio en disco requeridos.

Con el fin de atajar estas restricciones de tiempo y espacio, se ha optado por generar mediante MATLAB® un *script* en *bash* (Linux) que permite la ejecución simultánea de 32 casos en paralelo (o más si se desea ampliar con más procesadores) aprovechando así al máximo la capacidad de procesado de los nodos empleados para realizar las simulaciones (*generate_parcs_run_script.m*). A pesar de ello, el tiempo de simulación sigue siendo elevado, siendo de 3.5 días para 5000 casos de PWR empleando 32 procesadores y de alrededor de 15 días para 1250 casos de BWR con el mismo número de procesadores.

Además, el *script* filtra los archivos de salida de interés para cada caso y los comprime para ahorrar espacio en disco, ya que al tratar con un alto número de casos, se generan todavía más archivos de salida de un peso nada despreciable. Estos archivos contienen la información de los valores históricos de cada paso de quemado, así como los parámetros termohidráulicos instantáneos, entre otros.

Para poner en perspectiva la diferencia de requerimientos de espacio en disco entre PWR y BWR, para PWR no hubo problemas empleando dos discos de 1.3 TB y 1.7 TB en dos nodos diferentes para los 10000 casos divididos en dos tandas de 5000 tras el filtrado y compresión de archivos de salida; pero cada caso de BWR ocupaba sobre 24 GB sin comprimir y 5 GB comprimidos, lo cual multiplicado por los 1250 casos en los que se han dividido los 10000 casos de BWR suponía un total de 30 TB sin comprimir y sobre 7 TB comprimidos. El motivo del excesivo peso en los archivos de salida del BWR está ligado a cómo PATHS escribe los archivos de salida, almacenando los valores termohidráulicos instantáneos para cada iteración que realiza hasta converger. En vista de que era inviable reducir el número de iteraciones máximas y los criterios de convergencia en pos de resultados más fiables, se ha tenido que modificar el código fuente de PARCS/PATHS para que seleccionando la tarjeta VERBOSITY 1 de PATHS, solamente escriba el resultado de la última iteración. Esto ha reducido el tamaño de los archivos de salida a valores más manejables: 0.7 GB para un solo caso sin comprimir y 875 GB para los 1250 casos sin comprimir, que se reduce a 237.5 GB tras comprimirlos.

Del mismo modo, se tiene la diferencia de memoria: 128 GB de RAM han sido suficientes para lanzar 5000 casos de un PWR pero no para 1250 de un BWR, ambos empleando 32 procesadores en paralelo. Por lo tanto, se ha decidido emplear 1 TB de RAM para BWR, aunque 512 GB serían más que suficientes, pues según los cálculos realizados, bastaría con más de 224 GB (cada caso requería unos 7 GB), pero se debe tener en cuenta que los nodos suelen tener más procesos en marcha que también consumen recursos.

4.3. PROGRAMAS DE EXTRACCIÓN DE RESULTADOS

Los archivos de salida de interés tras el filtrado son los siguientes:

- Archivo.parcs_dpl, donde se almacena la información de los pasos de quemado (cabe destacar que cada paso de quemado genera dos líneas de resultados iguales (PT).
- Archivo.parcs_dep, donde se almacena toda la información referente a los históricos e instantáneos que el propio PARCS lee en cada paso de quemado.
- Archivo.parcs_out, donde se pueden comprobar valores como k_{eff} , la distribución radial y axial de potencia, etc.
- Archivo.paths_pth, donde se almacena la información termohidráulica relevante como el flujo másico, la presión, la fracción de huecos, la entalpía y densidad del combustible, y la temperatura del moderador.
- Archivo.paths_xth, donde se almacena la información relevante sobre la temperatura del combustible, temperatura del moderador, o PCT (*Peak Cladding Temperature*).

El objetivo de este estudio es encontrar el caso de mayor duración, para lo cual se realiza una extrapolación lineal en base a valores de la concentración de boro o del grado de extracción de barras de control extraídas en PWR y BWR respectivamente en puntos de quemado calculados, empleando los puntos más cercanos al EOC (*End of Cycle*), momento en el cual la concentración de boro es nula en un PWR o $k_{eff} < 1$ con las barras de control totalmente extraídas en un BWR, y por tanto, el reactor se considera subcrítico. Estos valores se extraen de los archivos .parcs_dpl y .parcs_dep.

Estas extrapolaciones son necesarias debido al comportamiento del código, ya que al seleccionar los pasos de quemado de forma discreta, no se puede garantizar que la concentración de boro alcanzase el valor límite (0 ppm) entre el penúltimo y el último paso registrado, y lo mismo ocurre con la extracción de las barras de control.

A la hora de gestionar los resultados de los ficheros .paths_pth y .paths_xth, en caso de haber empleado la tarjeta VERBOSITY 2 en PATHS, estos contendrán los resultados de cada iteración, pero solamente son relevantes los de la última iteración donde converge el código. Para ello están los programas de MATLAB® *filtro_pth_sum.m* y *filtro_xth_sum.m*, que reescriben los archivos antes mencionados eliminando el resto de las iteraciones.

Finalmente, se ha generado un programa de MATLAB® que extrae la información de interés de los archivos de salida ya filtrados y la reescribe aplicando las extrapolaciones antes mencionadas en un formato tabulado que facilita su identificación y su posterior gestión (*write_DPL_PWR.m* y *write_DPL_BWR.m*). También se han generado otros programas que buscan los valores máximos de parámetros restrictivos como la PCT o la entalpía del combustible, y las registran en un nuevo fichero de salida junto a su posición axial y su canal (*write_PCT.m* y *write_h.m*). De esta forma es más sencillo asegurarse de que se cumplen los criterios de seguridad establecidos por el capítulo 15 de la NUREG-0800 de la U.S.NRC [24].

Las variables que se obtienen de estos últimos programas de MATLAB® y que en futuros proyectos se emplearán para la optimización del diseño de núcleo con inteligencia artificial (IA) mediante modelos subrogados usando Redes Neuronales Artificiales (RNA) se pueden observar en la **Tabla II**. Para *write_DPL_PWR.m* se obtienen el paso de quemado de fin de ciclo (PT), duración del ciclo extrapolada (días), concentración inicial de boro (ppm), quemado medio extrapolado (GWd/MTU), quemado máximo extrapolado (GWd/MTU), potencia pico 3D máxima, toneladas métricas de combustible empleado, potencia pico 1D inicial, potencia pico 2D inicial, *Axial Offset* y CHFR (*Critical Heat Flux Ratio*). Para *write_DPL_BWR.m* se obtienen el paso de quemado de fin de ciclo (PT), duración de ciclo extrapolada (días), número de muescas de barras de control insertadas al inicio del ciclo (*notches*), fracción de huecos inicial (%), y el resto a partir del quemado medio son los mismos que en el caso del PWR.

Tabla II. Variables de interés para la optimización con RNA.

PWR	BWR
Paso de quemado de fin de ciclo	Paso de quemado de fin de ciclo
Duración del ciclo extrapolada (días)	Duración del ciclo extrapolada (días)
Concentración inicial de boro (ppm)	Muestras insertadas al inicio de ciclo (<i>notches</i>)
Quemado medio extrapolado (GWd/MTU)	Fracción de huecos inicial (%)
Quemado máximo extrapolado (GWd/MTU)	Quemado medio extrapolado (GWd/MTU)
Potencia pico 3D máxima	Quemado máximo extrapolado (GWd/MTU)
Combustible empleado (MTU)	Potencia pico 3D máxima
Potencia pico 1D inicial	Combustible empleado (MTU)
Potencia pico 2D inicial	Potencia pico 1D inicial
<i>Axial Offset</i>	Potencia pico 2D inicial
CHFR	<i>Axial Offset</i>
	CHFR

También se ha desarrollado un programa que busca en el fichero de los resultados del quemado el ciclo de mayor duración (*write_best_cycle.m*) que también es capaz de proporcionar el grado de inserción inicial de las barras de control, la potencia pico 3D máxima y el grado de quemado del combustible, lo que permite encontrar el caso óptimo (mayor duración, menor inserción de barras inicial para evitar su desgaste y menor quemado para mayor aprovechamiento de combustible).

4.3.1. EXTRAPOLACIONES PARA PWR

Tras la simulación y el filtrado pertinente, se obtiene un fichero para cada uno de los diez mil casos simulados que proporciona los resultados para cada paso del quemado (.parcs_dpl), siendo los datos más relevantes la duración del ciclo (en este fichero solamente se indica la duración de cada paso de quemado en días, no el total acumulado, por lo que la herramienta desarrollada en MATLAB® se encargará de acumularlos), el quemado medio (GWd/MTU), el quemado máximo (GWd/MTU), la concentración de boro (ppm) y la potencia pico 3D máxima.

Las extrapolaciones en función de la concentración de boro se realizan empleando los valores de los días acumulados, del quemado medio y del quemado máximo de los dos pasos de quemado anteriores al que PARCS identifica como fin de ciclo (cuando la concentración de boro es 0.1 ppm ya que no utiliza el valor exacto de 0 ppm). Se representa en una gráfica y se obtiene la línea de tendencia y su ecuación de recta para cada parámetro mencionado.

Para realizar las extrapolaciones lineales se emplea la siguiente expresión:

$$días_{extrapolados} = boro_1 + \frac{boro_2 - boro_1}{d_2 - d_1} (boro_{EOC} - d_1) \quad (7)$$

Donde:

$días_{extrapolados}$ es la duración del ciclo extrapolada

$boro_1$ es la concentración de boro del paso de quemado anterior a EOC

$boro_2$ es la concentración de boro del paso de quemado dos veces anterior a EOC

d_2 son los días acumulados hasta el paso de quemado anterior a EOC

d_1 son los días acumulados hasta el paso de quemado dos veces anterior a EOC

$boro_{EOC}$ es la concentración de boro en EOC para la que se extrapola, y por tanto vale 0.

Esta misma expresión puede usarse para las extrapolaciones del quemado medio y del quemado máximo manteniendo los valores de la concentración de boro. Este proceso se ha llevado a cabo de forma semiautomatizada a través de una hoja de cálculo en Excel para verificar los resultados del programa en MATLAB®.

4.3.2. EXTRAPOLACIONES PARA BWR

En este tipo de reactores, $k_{eff} < 1$ (EOC) coincide con el momento en el que todas las muescas de las barras de control están completamente extraídas, por lo que se ha realizado una extrapolación en base al grado de inserción de estas.

Resulta más complicado realizar la extrapolación en comparación al PWR debido a que las muescas (*notches*) insertadas no son una variable lineal como la concentración de boro, ya que las barras de control destinadas al control de la reactividad pueden insertarse o extraerse en función de la necesidad, mientras que el resto realmente comienzan el ciclo completamente extraídas, a diferencia de lo que se ha supuesto en el Caso BOL que se simulará en este trabajo, donde todas comienzan totalmente insertadas.

Además, el valor de las muescas insertadas que muestra el archivo de resultados .parcs_dpl no es correcto, ya que PARCS toma el parámetro CR_AXINFO del bloque GEOM como si fuera 0. Esto implica que PARCS está tratando las barras de control completamente insertadas como si estuvieran insertadas hasta la parte más superior del reactor, incluyendo el reflector superior, en lugar de su posición real en el núcleo activo (a 27.50 cm respecto la parte superior incluyendo el reflector superior). En la **Figura 15** se muestra la representación de un elemento combustible con sus medidas y hasta dónde deberían alcanzar las barras de control completamente insertadas. Se representan como 27R y 1R los reflectores superior e inferior, y con 26F, 25F, 3F y 2F algunos de los nodos que representan el combustible del núcleo activo. Mientras PARCS interpreta que las barras de control se insertan hasta el final de 27R, lo cierto es que solamente rebasan ligeramente 26F. La diferencia implica un error de 894 muescas insertadas en final de ciclo, ya que debido a la longitud de las barras (365.76 cm), restándosela a la altura del núcleo incluyendo reflectores (411.48), se obtiene un valor de 45.72 cm, que son precisamente lo que ocupan 1R, 2F y 3F. Teniendo en cuenta que las muescas se mueven a intervalos de 7.62 cm, 45.72 entre 7.62 equivale a 6 muescas insertadas por cada banco de barras de control, que multiplicado por los 149 bancos de barras de control que hay en el núcleo, se obtiene esa diferencia de 894 muescas.

Mientras que lo óptimo sería extrapolar para el valor de muescas insertadas igual a 0 en EOC como se muestra en la **Figura 16** (donde a partir de los 100 días aproximadamente sigue una curva cuadrática de la cual se podría obtener su ecuación para la extrapolación), esto presenta dos problemas: primero, la ya mencionada diferencia de muescas insertadas en EOC, y segundo y más importante, el hecho de que PARCS no funciona del todo bien a la hora de realizar problemas de este estilo. A pesar de indicar en el archivo de entrada mediante la tarjeta SEARCH ROD 0.9999 en el bloque CNTL (es decir, PARCS buscará la posición de las barras de control para que k_{eff} sea igual a 0.9999), la realidad es que debido a su tolerancia interna k_{eff} fluctúa entre 0.996 y 1.000 generalmente, en lugar de afinar y alcanzar 1.000 en todas las ocasiones. Esto se acentúa más para el caso de tomar SEARCH ROD 1.000, lo cual genera un error a la hora de realizar las extrapolaciones.

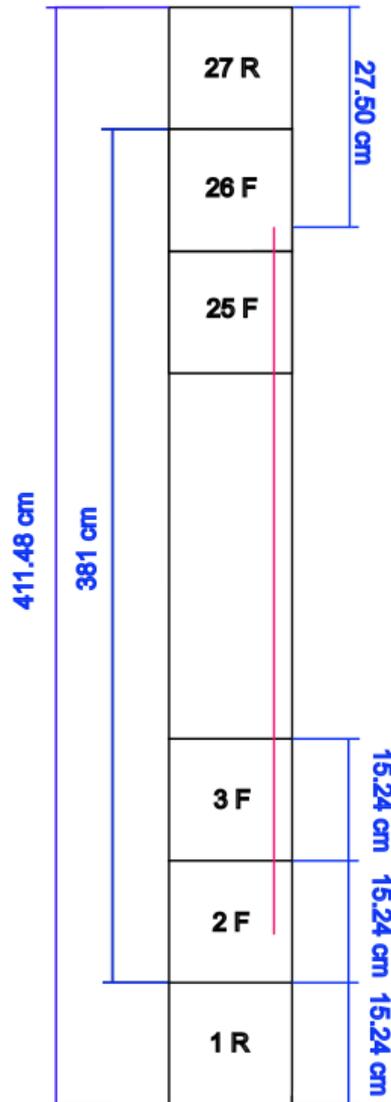


Figura 15. Representación de un elemento combustible y sus regiones junto una barra de control y su posición cuando está totalmente insertada.

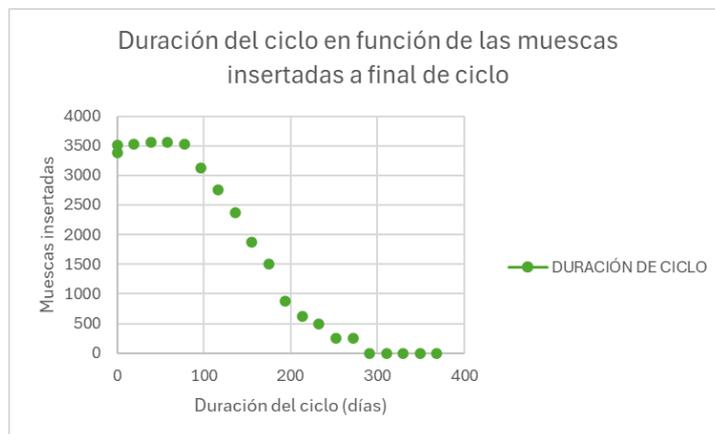


Figura 16. Duración del ciclo en función de las muescas insertadas a final de ciclo.

Por lo tanto, en pos de la generalización del método, se opta por buscar en el archivo de salida `.parcs_dep` el apartado *CR Banks* de cada PT, donde se muestra correctamente (sin la diferencia observada en el fichero `.parcs_dpl` de 894 muescas) el grado de extracción (y no inserción) de las barras de control con respecto a los criterios establecidos en el archivo de entrada de PARCS (siendo 0 equivalente a la barra totalmente insertada y 48 a totalmente extraída). Los valores del grado de extracción de barras de control empleados son el resultado de realizar una suma del número de bancos de barras de control con su grado de extracción para todos los bancos de barras de control (7152 se corresponde a los 149 bancos a 48, es decir, completamente extraídas, mientras que, por ejemplo, 7027 se correspondería con 125 bancos a 47 y 24 a 48).

No obstante, se sigue teniendo el problema de la criticidad antes mencionado, y aunque lo ideal sería establecer como criterio para EOC el grado de extracción a 7152 y $k_{eff} = 1$, estas circunstancias obligan a eliminar este último criterio por el momento hasta que se actualice el código a una versión más exacta.

Finalmente, tras una serie de pruebas, se ha decidido extrapolar empleando el paso de quemado anterior al final de ciclo y el paso tres veces anterior, ya que la diferencia entre las *notches* de los puntos empleados debe ser significativa (de al menos 125 muescas) para evitar casos en los que al estar muy juntos los puntos la tendencia sea errónea o directamente sean el mismo y la pendiente sea infinita.

5. SIMULACIONES REALIZADAS Y RESULTADOS

5.1. PWR

Con el modelo realizado previamente por los trabajos de [20, 26], se ha empleado el código generador desarrollado en este trabajo para recrear los archivos de entrada de PATHS y PARCS satisfactoriamente, permitiendo al usuario realizar modificaciones si así lo desea sin modificar el código, a diferencia del trabajo previo. Esto ha permitido verificar el correcto funcionamiento de la herramienta, así como de los ajustes realizados a los programas extractores y gestores de resultados como se observará más adelante. Esta verificación es fundamental para después dar el salto a la generación de archivos para un reactor BWR, puesto que se contaba con datos para comparar con el PWR.

Para ello, se ha generado un diseño de núcleo personalizado en el que se fija manualmente la potencia en cada paso de quemado, así como la duración de cada paso de quemado. En la **Tabla III** se pueden encontrar los parámetros de quemado personalizados que se han establecido para el ciclo. Dichos parámetros se han extraído del trabajo previo de [25] para reunir las mismas condiciones a la hora de comparar los resultados.

En la **Figura 17** se puede observar un ejemplo de un patrón de carga de un PWR generado aleatoriamente para realizar las simulaciones, de 17x17 con 7 tipos diferentes de combustibles y un elemento reflector radial (identificado como 22 en la imagen). El criterio escogido para la creación del patrón de carga consiste en evitar que haya combustibles adyacentes del mismo tipo (a excepción del más exterior).

Tabla III. Porcentaje de potencia y grado de quemado (GWd/MTU) de cada paso de quemado.

STEP	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
CORE POWER (%)	99.87	99.78	99.9	99.9	99.83	100.23	99.86	100.16	99.9	99.81
TIME STEP (GWd/MTU)	-0.2027	-1.3342	-1.1779	-1.1407	-0.0769	-1.3024	-1.2557	-1.1397	-0.8107	-0.5478
STEP	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20
CORE POWER (%)	99.81	100.01	99.81	99.7	99.96	99.96	100.16	100.18	99.7	98.62
TIME SETP (GWd/MTU)	-1.1378	-1.344	-1.1755	-0.0372	-1.1362	-1.1751	-1.3389	-1.135	-0.6163	-0.0403
STEP	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30
CORE POWER (%)	97.39	95.73	100.00	100.0	100.0	100.0	100.0	100.0	100.0	100.0
TIME STEP (GWd/MTU)	-0.0322	-0.12	-0.5	-0.5	-0.5	-0.5	-0.5	-0.5	-0.5	-0.5
STEP	31	32	33	34	35					
CORE POWER (%)	100.0	100.0	100.0	100.0	100.0					
TIME STEP (GWd/MTU)	-0.5	-0.5	-0.5	-0.5	-0.5					

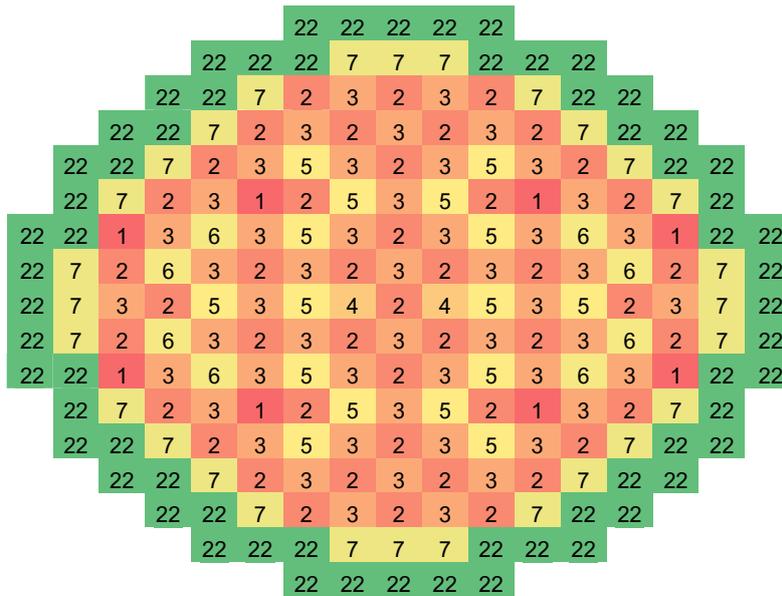


Figura 17. Patrón de carga completo para PWR tras reconstruirlo empleando geometría $\frac{1}{4}$.

A continuación se muestran las comparaciones realizadas: k_{eff} , concentración de boro (ppm), quemado medio (GWd/MTU), quemado máximo (GWd/MTU), temperatura del combustible (K), temperatura del moderador (K), densidad del combustible (kg/m^3) y concentración de xenón y samario ($1/\text{cm}^3$), en función de los pasos de quemado (discretos). Se muestran solamente las gráficas más representativas, mientras que en el **Anexo II** se pueden encontrar más comparaciones de estos resultados.

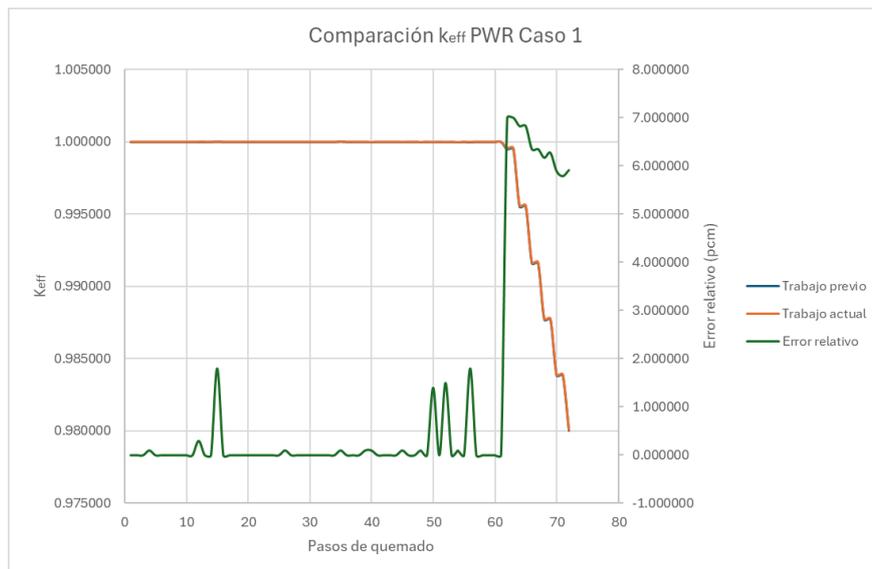


Figura 18. Comparación de k_{eff} entre el trabajo previo y el trabajo actual (Caso 1).

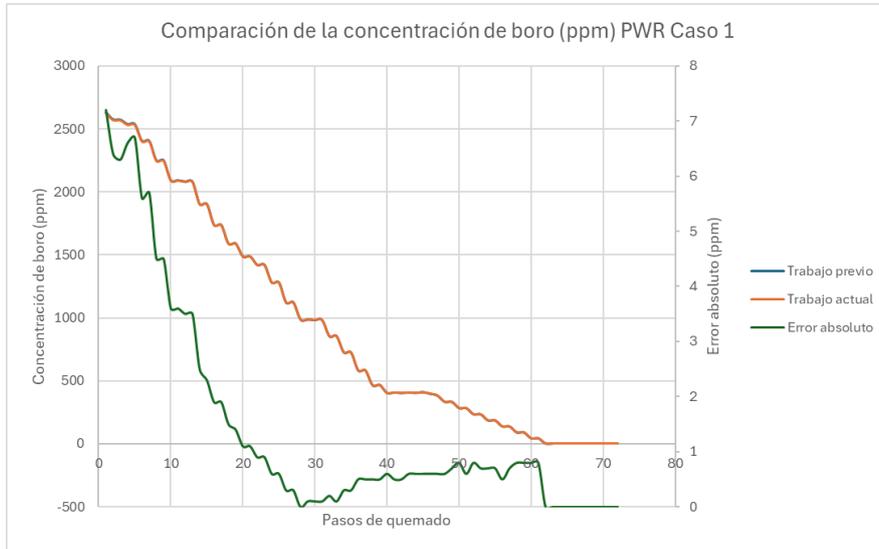


Figura 19. Comparación de la concentración de boro (ppm) entre el trabajo previo y el trabajo actual (Caso 1).

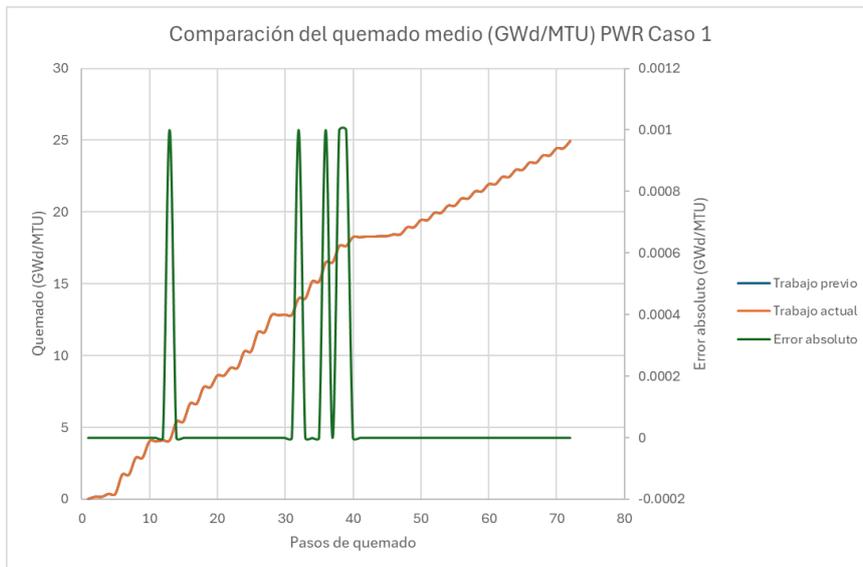


Figura 20. Comparación del quemado medio (GWd/MTU) entre el trabajo previo y el trabajo actual (Caso 1).

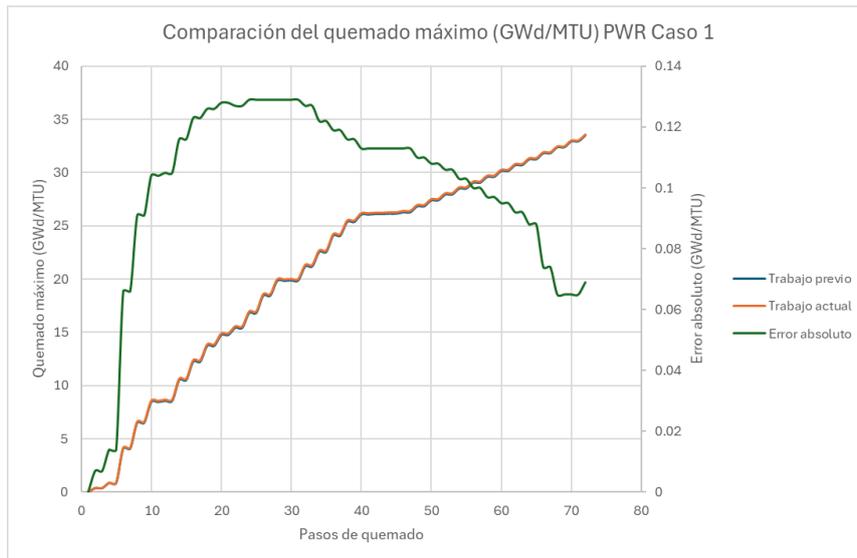


Figura 21. Comparación del quemado máximo (GWd/MTU) entre el trabajo previo y el trabajo actual (Caso 1).

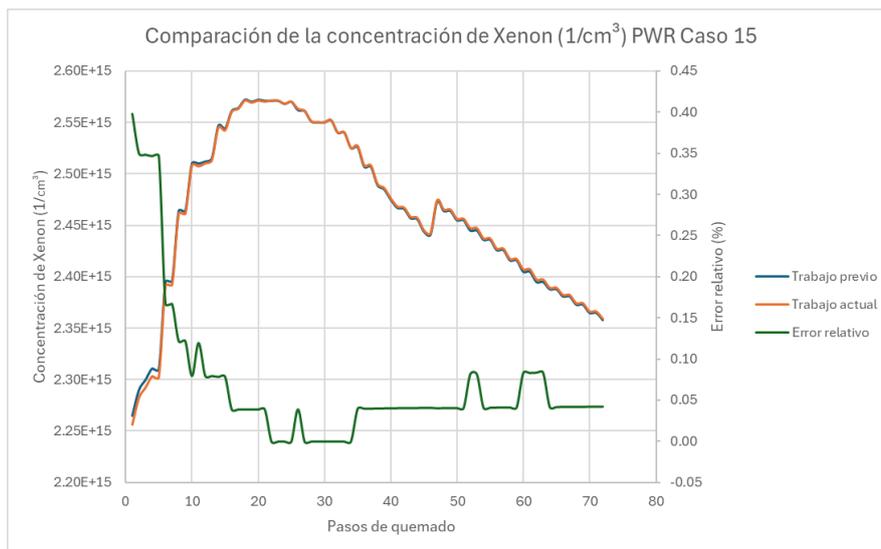


Figura 22. Comparación de la concentración de xenón (1/cm³) entre el trabajo previo y el trabajo actual (Caso 15).

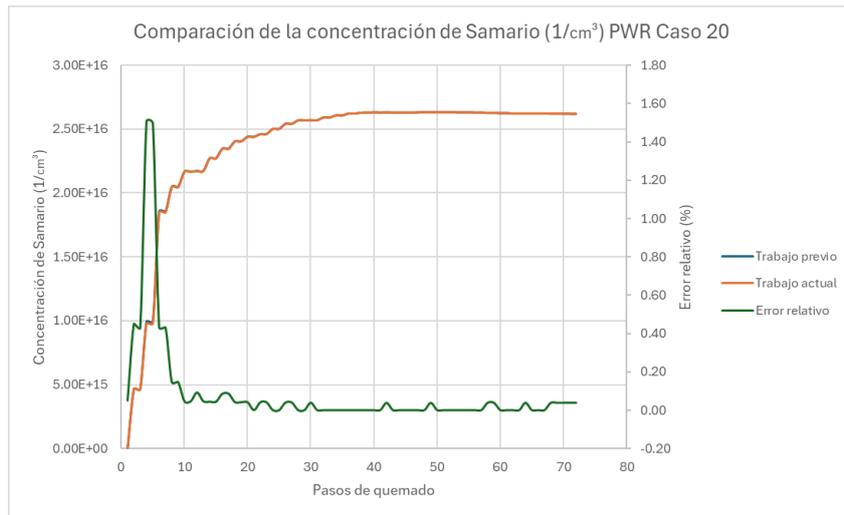


Figura 23. Comparación de la concentración de samario ($1/\text{cm}^3$) entre el trabajo previo y el trabajo actual (Caso 20).

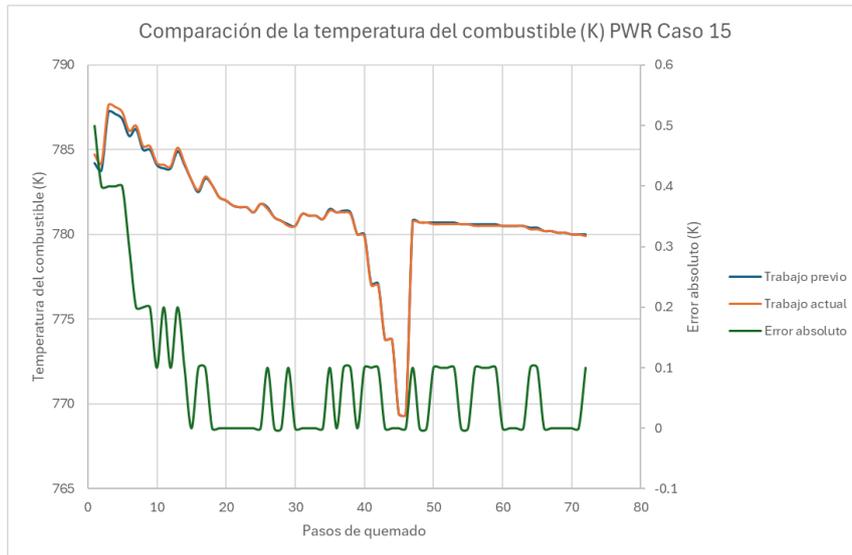


Figura 24. Comparación de la temperatura del combustible (K) entre el trabajo previo y el trabajo actual (Caso 15).

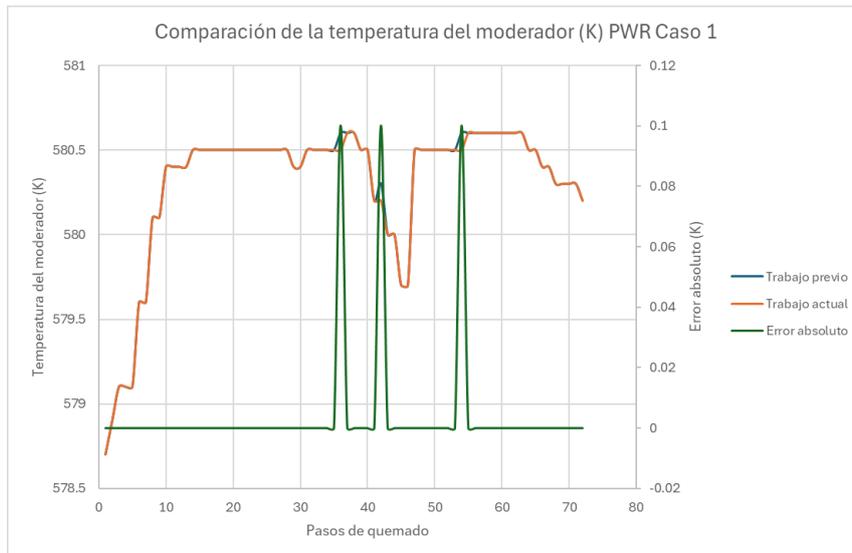


Figura 25. Comparación de la temperatura del moderador (K) entre el trabajo previo y el trabajo actual (Caso 1).

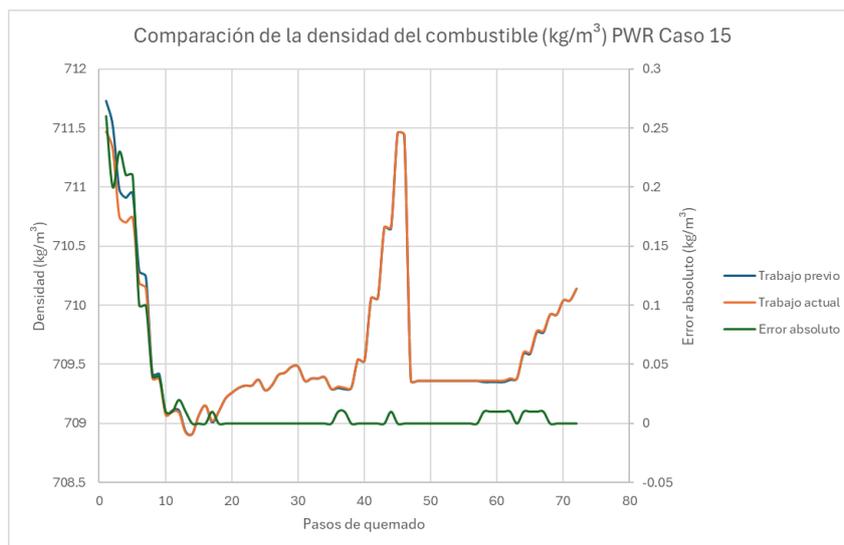


Figura 26. Comparación de la densidad del combustible (kg/m^3) entre el trabajo previo y el trabajo actual (Caso 15).

En vista de que los resultados de este trabajo prácticamente se solapan con los del trabajo previo, todos ellos extraídos de los archivos de salida .parcs_dpl pertinentes para cada paso de quemado, se concluye que la herramienta diseñada para la generación de archivos de entrada es satisfactoria, pues los errores son bastante pequeños.

En el caso de k_{eff} el error se mantiene entre 0 y 2 pcm hasta el punto en que el reactor se hace subcrítico, donde puede ascender hasta 7 pcm como se ve en la **Figura 18**. Para la concentración de boro se observa en la **Figura 19** que la mayor diferencia es de alrededor de 7 ppm cerca del inicio del ciclo, pero enseguida se reduce a apenas 1 ppm durante el resto del ciclo. El quemado medio prácticamente coincide, siendo el mayor error absoluto de alrededor de 0.001 GWd/MTU en la **Figura 20**, igual que el quemado máximo, con un error absoluto de 0.13 GWd/MTU en la **Figura 21**. En estos casos se ha optado por emplear este error en lugar del error relativo dado que los valores son muy pequeños. Finalmente, tanto la concentración de xenón como de samario son muy similares a los valores del trabajo previo, con un 0.4% y 1.5% de error relativo respectivamente en las **Figuras 22 y 23**, que tras unos pocos pasos de quemado se reduce al 0.1% para el xenón y a 0% para el samario.

Respecto a la parte termohidráulica tanto la temperatura del combustible como del moderador son bastante similares, con un error absoluto de 0.5 K que se reduce progresivamente hasta 0.1 K en la **Figura 24** para la temperatura del combustible y de algunos picos de 0.1 K para la temperatura del moderador (**Figura 25**). Para la densidad del combustible se observa un error absoluto máximo de 0.25 kg/m³ en la **Figura 26**.

El objetivo del estudio es hallar el ciclo de mayor duración en función de la configuración del patrón de carga, para así aprovechar al máximo el quemado del combustible. Con tal fin, el Departamento de Estadística e Investigación Operativa Aplicadas y Calidad (DEIOAC) emplea los resultados de las 10000 simulaciones junto a los patrones de carga de entrada para entrenar una red neuronal artificial (RNA) y así generar un modelo subrogado sustituto que alcance unas configuraciones óptimas de la distribución del combustible en el núcleo del reactor en base a parámetros como la duración del ciclo máxima, la concentración de boro mínima y la potencia pico 3D máxima, con una brevedad mucho mayor que el método de las simulaciones, que duran desde varios días hasta un par de semanas en función de los pasos de quemado y la geometría del núcleo (número de nodos).

En este caso particular para un PWR, la simulación de los 10000 casos tardó 3.5 días empleando 64 procesadores en paralelo mientras que las iteraciones necesarias de los métodos empleados por la RNA tardaron 9.2s y 9.6s con un procesador Intel Core i9-11900K@3.50 GHz [21].

Los resultados del modelo subrogado de la RNA han alcanzado valores más satisfactorios en cuanto a la duración de ciclo que los obtenidos mediante las simulaciones. En la **Figura 27** se puede apreciar cómo las fronteras de Pareto (conjunto de soluciones que se consideran óptimas cuando un objetivo no se puede mejorar sin sacrificar otro) de los dos métodos empleados por la RNA (MRSE y SASE) están muy por encima de los resultados de las simulaciones (MC(10k)). Los criterios empleados son la minimización de concentración de boro (BC), maximización de la duración del ciclo (EC) y limitando la potencia pico 3D ≤ 2.6 [21].

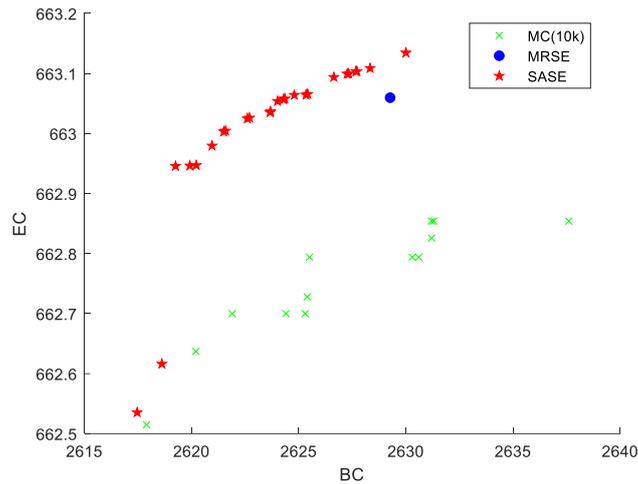


Figura 27. Fronteras de Pareto obtenidas en la resolución de la RNA [21].

Como método de validación, el DEIOAC proporcionó al Instituto de Seguridad Industrial, Radiofísica y Medioambiental (ISIRYM), en el que trabaja el autor de este TFM, los patrones de carga de las configuraciones que daban lugar a tales resultados, con el objetivo de reevaluarlos con el modelo físico y así observar la desviación entre ellos.

En las **Figuras 28, 29 y 30** se muestran los resultados de las extrapolaciones para la duración de ciclo, el quemado medio y el quemado máximo para EOC para el caso de mayor duración realizadas siguiendo la metodología establecida por este trabajo. Se puede apreciar que la duración del ciclo es de 663.01 días, el quemado medio es de 22.383 GWd/MTU y el quemado máximo es de X GWd/MTU; mientras que la concentración de boro inicial es de 2643.6 ppm y la potencia pico 3D máxima es de 2.669.

En la **Tabla IV** se puede observar la desviación entre los valores obtenidos por la RNA y los valores obtenidos mediante el modelo físico, que se mantiene por debajo del 1.5% para el parámetro más desfavorable, lo cual verifica la extrapolación del modelo físico al modelo subrogado.

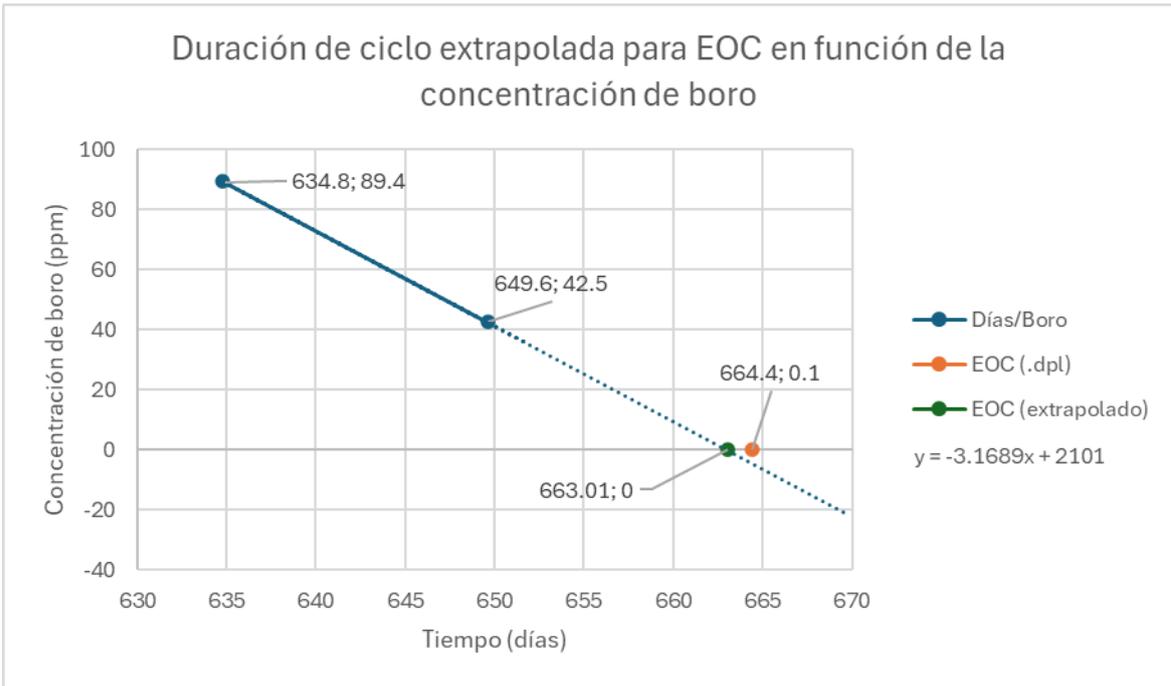


Figura 28. Duración de ciclo extrapolada.

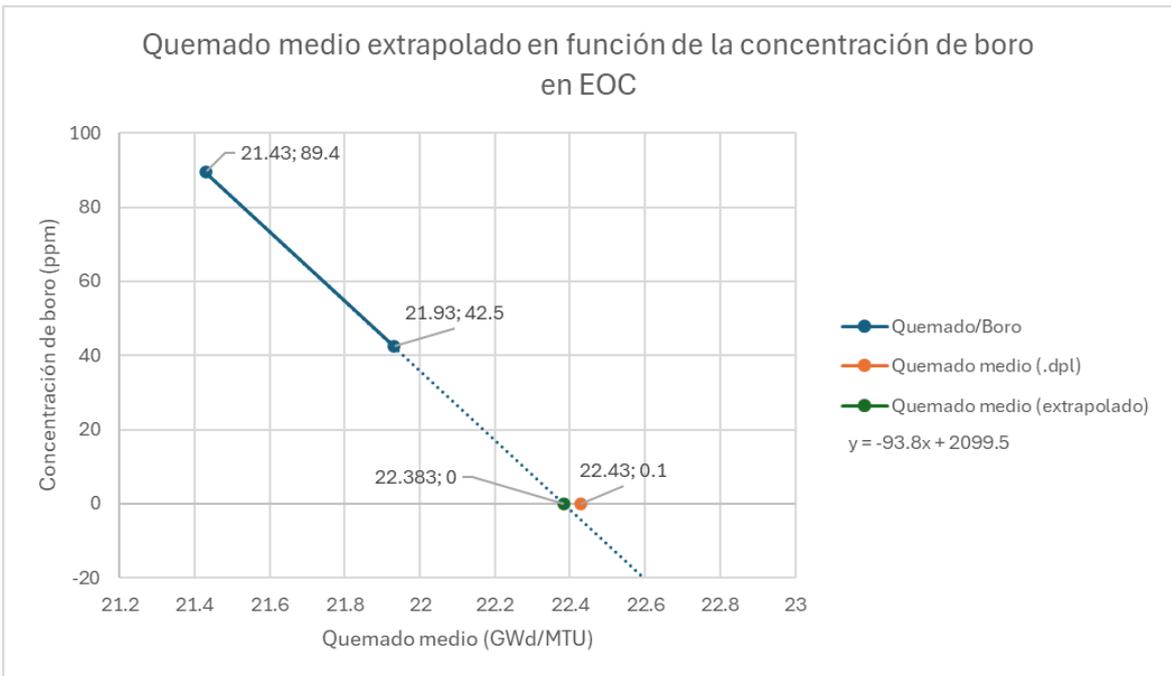


Figura 29. Quemado medio extrapolado.

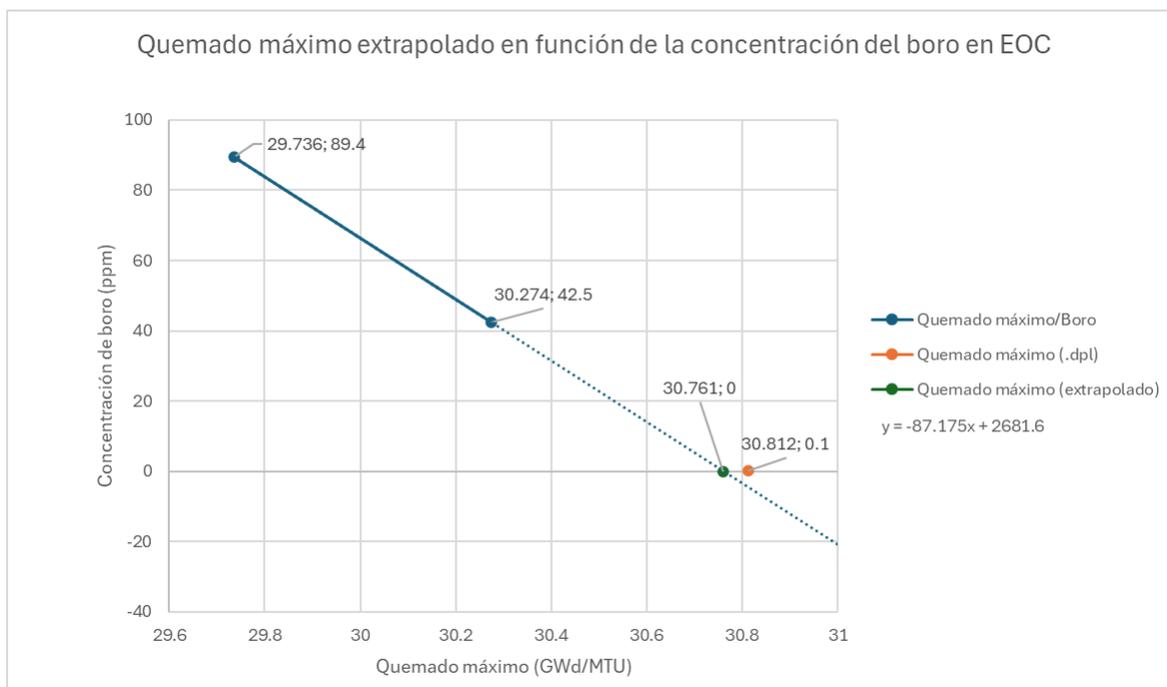


Figura 30. Quemado máximo extrapolado.

Tabla IV. Comparación de los resultados del modelo físico (simulaciones) y los resultados de la RNA [21].

Caso	Boro inicial (ppm)			Potencia relativa pico 3D máx			Duración de ciclo (días)		
	Modelo físico	RNA promedio	Desviación (%)	Modelo físico	RNA promedio	Desviación (%)	Modelo físico	RNA promedio	Desviación (%)
1	2633.2	2629.3	0.1483	2.63	2.6308	0.0304	662.917	663.06	0.0216
2	2620	2619.9	0.0038	2.482	2.4713	0.4330	662.668	662.95	0.0425
3	2615.9	2617.5	0.0611	2.445	2.445	0.0000	662.574	662.54	0.0051
4	2630.3	2630	0.0114	2.589	2.5788	0.3955	662.951	663.13	0.0270
5	2614	2616.1	0.0803	2.429	2.404	1.0399	662.483	662.44	0.0065
6	2615.2	2615.8	0.0229	2.452	2.416	1.4901	662.574	662.61	0.0054
7	2642.9	2636.6	0.2389	2.718	2.738	0.7305	663.075	663.11	0.0053
8	2643	2636.6	0.2427	2.718	2.738	0.7305	663.075	663.12	0.0068
9	2643.6	2641.4	0.0833	2.669	2.674	0.1870	663.012	663.21	0.0299
10	2644.8	2642.4	0.0908	2.667	2.67	0.1124	663.012	663.21	0.0299

5.2. BWR

El reactor que se va a modelar es un diseño de primer ciclo que 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 [26].

Para la generación del modelo físico del reactor en PARCS/PATHS, hacen falta una serie de datos geométricos, neutrónicos y termohidráulicos que se extraen de un fichero de SIMULATE-3, un código licenciado cuyos resultados, en este caso, reflejan datos neutrónicos y termohidráulicos reales obtenidos durante la operación del ciclo en planta para un caso denominado “Caso Base” en este estudio, en el que el reactor opera a un 99.8 % de potencia térmica (3005 MWt).

El análisis de este Caso Base es fundamental para realizar una validación tanto de la parte neutrónica como de la parte termohidráulica del modelo del reactor desarrollado en PARCS/PATHS, ya que se pueden comparar fácilmente los resultados de las simulaciones con los valores de planta, lo cual ayuda a ajustar el modelo. Para ello, primero se realizará un modelo neutrónico *stand alone* con PARCS que leerá los valores de quemado y la concentración de xenón y samario de un archivo de SIMULATE y devolverá los valores de k_{eff} y de la distribución de potencia.

Una vez comprobado que los parámetros neutrónicos se ajustan a los de planta, se realizarán simulaciones termohidráulicas *stand alone* con PATHS, que leerá los valores neutrónicos del fichero de salida .parcs_dep generado anteriormente y devolverá los parámetros termohidráulicos de interés como el flujo másico, la densidad del moderador, la fracción de huecos, la temperatura del moderador y la temperatura del combustible, entre otros. Una vez más se compararán con los datos de planta y se realizarán los ajustes pertinentes al modelo seleccionando las tablas de vapor y las correlaciones termohidráulicas que mejor se adapten a los valores de referencia.

Finalmente se realizará un acoplamiento neutrónico-termohidráulico para comprobar que el modelo se retroalimenta correctamente. Esto es crucial para asegurarse de que el modelo funcionará para distintas condiciones de contorno en futuras simulaciones, como la que se realizará para el caso *Beginning Of Life*, un diseño de núcleo del primer ciclo de la vida del reactor.

5.2.1. MODELO NEUTRÓNICO EN PARCS

El núcleo del reactor consta de 32x32x27 nodos de 15.24 cm cada uno (con unas dimensiones de 487.68x487.68x411.48 cm) y está formado por 648 elementos combustibles (4.63734568 MWt de potencia por cada uno) separados entre ellos por un huelgo (*pitch*) de 15.24 cm y 149 bancos de barras de control (cada banco de barras de control cruciforme se inserta entre cuatro elementos combustibles).

Hay tres tipos distintos de elementos combustibles y un elemento reflector radial (1, 2, 3 y 99 respectivamente en el mapa de elementos combustibles que se muestra en la **Figura 31**). Cada elemento combustible está dividido axialmente en distintas composiciones, que se pueden observar en la **Tabla V**, donde se listan las composiciones axiales de los elementos combustibles del núcleo. Asimismo, el núcleo contiene un plano axial dedicado a reflector inferior y otro a reflector superior (el plano 1 y el plano 27 respectivamente).

Las composiciones del 1 al 7 son combustibles con distintos valores de enriquecimiento, estando el más exterior (1) compuesto completamente de uranio natural (sin contar los reflectores inferior y superior), con un enriquecimiento del 0.711%, mientras que el enriquecimiento de los elementos 2 y 3 varía axialmente debido a sus composiciones. Por otra parte, las composiciones 8, 9 y 10 son los reflectores inferior, radial y superior.

En el bloque DEPL de PARCS (donde se especifican los valores del quemado), se ordena al código que busque en las librerías de secciones eficaces los valores necesarios para resolver el cálculo en función de las variables termohidráulicas, y esas secciones eficaces se han obtenido mediante CASMO en otro proyecto anterior [23].

Las barras de control tienen un *gray factor* de 1 en los primeros 364.642 cm desde abajo hacia arriba y de 0.950 en los últimos 15.24 cm (a mayor *grey factor*, mayor es su sección eficaz de absorción), y la longitud de extracción es de 7.62 cm, lo que implica que cada vez que se extrae una muesca, las barras están 7.62 cm menos insertadas en el núcleo. Inicialmente, con todas las barras de control completamente insertadas, llegarían hasta una altura de 27.50 cm por debajo de la altura del núcleo, y a pesar de que durante el ciclo las barras de control se extraen totalmente, lo cierto es que una pequeña porción de estas se queda insertada en la parte inferior del reactor (unos 2.98 cm desde el reflector inferior).

En la **Figura 32** se muestra la posición de los bancos de las barras de control para este Caso Base (48 está completamente extraído, 0 está completamente insertado), aunque es preciso remarcar la necesidad de implementar la tarjeta ROT_ADF en el bloque CNTL de PARCS. Esto es debido a que las barras de control son cruciformes y afectan a cuatro elementos combustibles de forma diferente: la caras del elemento combustible que dan a las hojas de la barra de control son diferentes para cada elemento combustible. De este modo, al rotar las caras en intervalos de 90°, se puede utilizar la misma composición de elemento combustible para los cuatro elementos combustibles afectados por la misma barra como un solo conjunto. En la **Figura 33** se observa que la misma barra de control cruciforme afecta a distintas caras de cada elemento combustible entre los que se inserta (Este y Sur para el elemento situado arriba a la izquierda, por ejemplo).

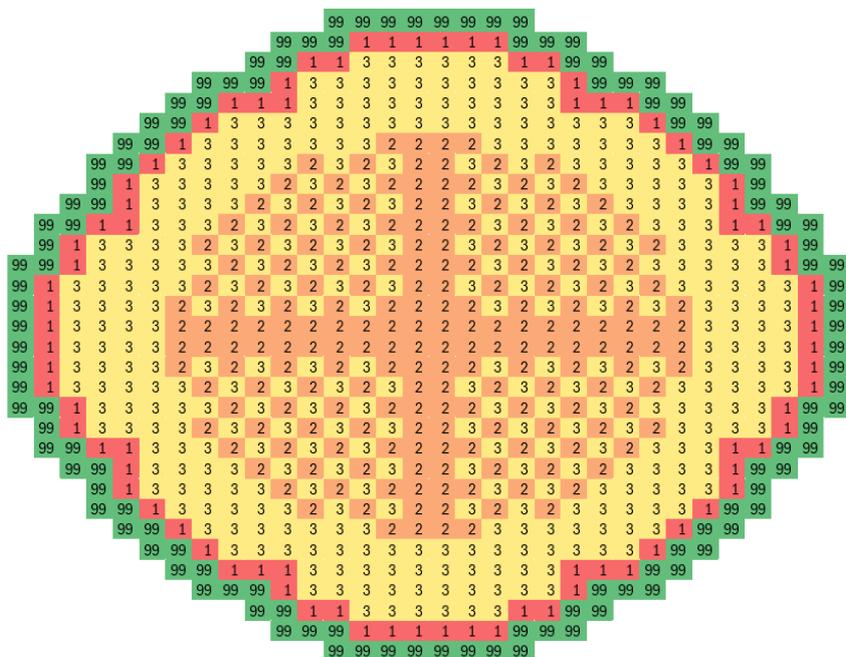


Figura 31. Patrón de carga de un reactor BWR-6.

Tabla V. Composiciones axiales de los elementos combustibles (de datos de planta de SIMULATE).

Plano axial	Composiciones Elemento 1	Composiciones Elemento 2	Composiciones Elemento 3	Composiciones Elemento 99
1	8	8	8	8
2	1	1	1	9
3	1	2	5	9
4	1	3	6	9
5	1	3	6	9
6	1	4	7	9
7	1	4	7	9
8	1	4	7	9
9	1	4	7	9
10	1	4	7	9
11	1	4	7	9
12	1	3	6	9
13	1	3	6	9
14	1	3	6	9
15	1	3	6	9
16	1	3	6	9
17	1	3	6	9
18	1	3	6	9
19	1	3	6	9
20	1	3	6	9
21	1	3	6	9
22	1	3	6	9
23	1	3	6	9
24	1	2	5	9
25	1	2	5	9
26	1	1	1	9
27	10	10	10	10

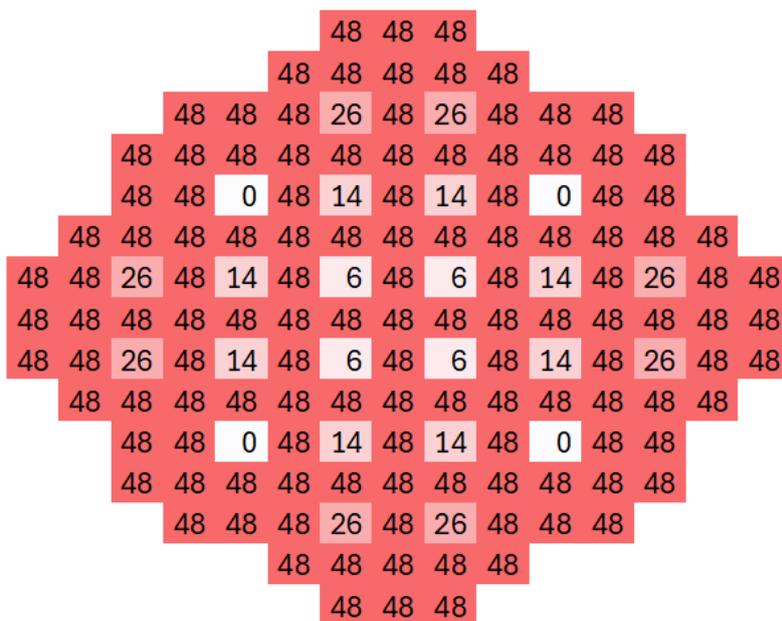


Figura 32. Posición de los bancos de barras de control del Caso Base.

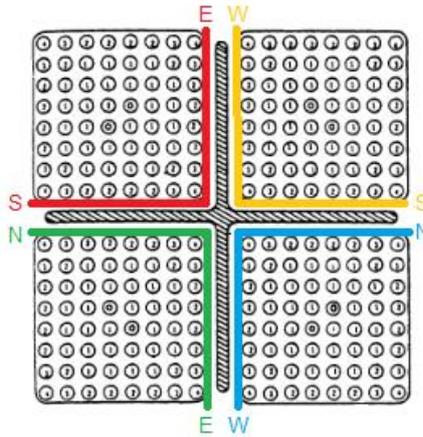


Figura 33. Representación del ADF.

Con estos datos se realiza la primera validación del modelo, generando un Caso Base de PARCS SSA (solamente la parte neutrónica) que lee los valores históricos de las posiciones de las barras de control, densidad del moderador y temperatura del combustible, y los valores instantáneos termohidráulicos, de la concentración de xenón y samario, y del quemado del archivo de referencia de SIMULATE (SUMMARY).

En la **Tabla VI** se puede ver la diferencia de k_{eff} y su error relativo en pcm (partes por cien mil), mientras que en las **Tablas VII y VIII** y **Figuras 34 y 35** se puede observar la comparación entre los resultados de esta simulación (extraídos del fichero .parcs_dep) y los valores de planta para la potencia relativa centrándose en un nodo seleccionado al azar (posición radial 12). Cabe destacar que en ciertos puntos el error relativo no tiene sentido, por lo que se ha decidido emplear el error absoluto en las gráficas. Esto se debe a que la diferencia entre ambos valores es demasiado pequeña y al dividir por el valor de referencia se obtiene un número más grande. Del mismo modo se muestra la distribución 2D de potencia en las **Figuras 36, 37 y 38**, con un error relativo máximo del 1.85%). Esta vista radial de la distribución de potencia da una buena información sobre el estado del núcleo.

Por otra parte, el quemado y la concentración de xenón y samario son idénticas a los valores de planta ya que PARCS lee esos valores de SIMULATE como condiciones de contorno.

Tabla VI. Comparación de k_{eff} entre SIMULATE y PARCS SSA.

	k_{eff}
Caso Base SIMULATE	0.99821
Caso Base PARCS SSA v.342	0.99798
Error absoluto (pcm)	23

Tabla VII. Comparación del promedio axial de la potencia relativa 1D entre SIMULATE y PARCS SSA para el Caso Base.

Plano axial	Caso Base SIMULATE	Caso Base PARCS SSA	Error absoluto	Error relativo (%)
27	0	0	0	0
26	0.26979	0.2084	0.06139	22.75
25	0.59743	0.5299	0.06753	11.30
24	0.81036	0.7548	0.05556	6.86
23	0.93769	0.895	0.04269	4.55
22	1.01535	0.9841	0.03125	3.08
21	1.14597	1.1313	0.01467	1.28
20	1.2158	1.2152	0.0006	0.05
19	1.22419	1.236	0.01181	0.96
18	1.24263	1.2648	0.02217	1.78
17	1.26748	1.302	0.03452	2.72
16	1.27159	1.3134	0.04181	3.29
15	1.27098	1.3165	0.04552	3.58
14	1.28316	1.3283	0.04514	3.52
13	1.25809	1.3003	0.04221	3.36
12	1.21115	1.2471	0.03595	2.97
11	1.1895	1.221	0.0315	2.65
10	1.17313	1.2001	0.02697	2.30
9	1.1542	1.1747	0.0205	1.78
8	1.12328	1.1345	0.01122	1.00
7	1.06711	1.0675	0.00039	0.04
6	0.98025	0.9688	0.01145	1.17
5	0.87311	0.8511	0.02201	2.52
4	0.73335	0.7049	0.02845	3.88
3	0.53145	0.5028	0.02865	5.39
2	0.15299	0.1476	0.00539	3.52
1	0	0	0	0

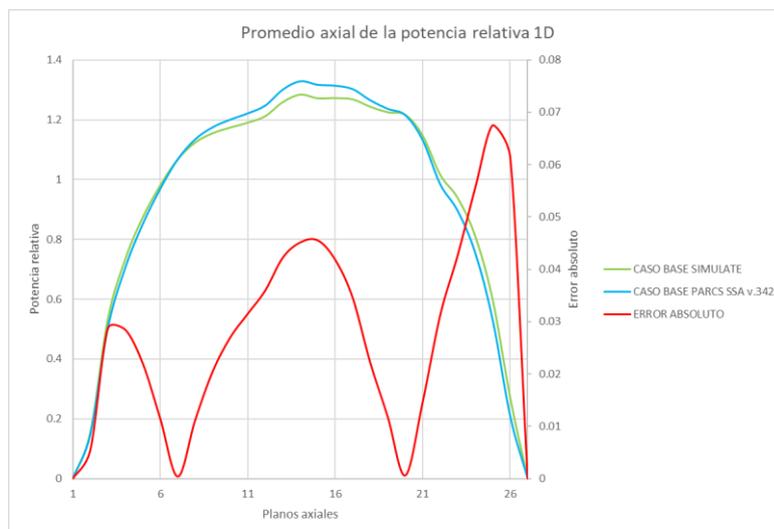


Figura 34. Comparación del promedio axial de la potencia relativa 1D entre SIMULATE y PARCS SSA para el Caso Base.

Tabla VIII. Comparación de la potencia relativa 3D entre SIMULATE y PARCS SSA en la posición radial 12 para el Caso Base.

Plano axial	Caso Base SIMULATE	Caso Base PARCS SSA	Error absoluto	Error relativo (%)
27	0	0	0	0
26	0.08419	0.0702	0.01399	16.62
25	0.14021	0.1303	0.00991	7.07
24	0.19802	0.1905	0.00752	3.80
23	0.24556	0.2398	0.00576	2.35
22	0.28484	0.2818	0.00304	1.07
21	0.3196	0.3205	0.0009	0.28
20	0.35007	0.3549	0.00483	1.38
19	0.37614	0.3841	0.00796	2.12
18	0.39766	0.4084	0.01074	2.70
17	0.4132	0.4259	0.0127	3.07
16	0.42242	0.4364	0.01398	3.31
15	0.42296	0.4384	0.01544	3.65
14	0.41507	0.4311	0.01603	3.86
13	0.39854	0.4139	0.01536	3.85
12	0.37371	0.3877	0.01399	3.74
11	0.34521	0.3574	0.01219	3.53
10	0.31876	0.3292	0.01044	3.28
9	0.29604	0.3043	0.00826	2.79
8	0.27524	0.2815	0.00626	2.27
7	0.25443	0.2585	0.00407	1.60
6	0.23205	0.2339	0.00185	0.80
5	0.20464	0.204	0.00064	0.31
4	0.16601	0.1637	0.00231	1.39
3	0.11127	0.1094	0.00187	1.68
2	0.0474	0.0472	0.0002	0.42
1	0	0	0	0

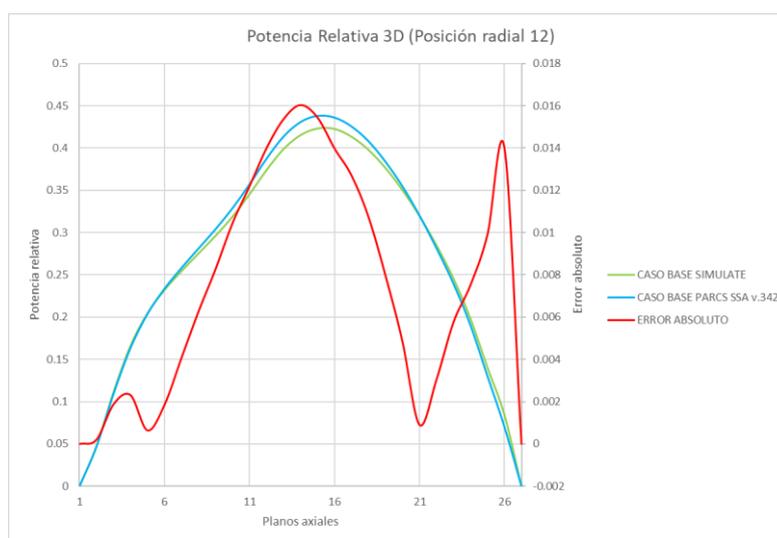


Figura 35. Comparación de la potencia relativa 3D entre SIMULATE y PARCS SSA para el Caso Base (Posición radial 12).

5.2.2. MODELO TERMOHIDRÁULICO EN PATHS

En vista de que los resultados son satisfactorios, se continúa con la generación del modelo, pasando esta vez a la parte termohidráulica del Caso Base con PATHS SSA (solo PATHS). Para ello, se le indica al código que lea los parámetros neutrónicos del archivo de salida .parcs_dep que se ha generado en el paso anterior, ya que PATHS no lee correctamente el tipo de fichero de SIMULATE, solo ASCII. A partir de este punto, será este archivo .parcs_dep el que se utilice como referencia de los datos de planta, ya que es lo suficientemente exacto como para considerarlo como tal, y por lo tanto los resultados de las variables termohidráulicas del Caso Base de PATHS se compararán con las que haya en dicho fichero para su validación.

Para generar el archivo de entrada de PATHS SSA, es necesario definir los canales asociados a cada nodo de PARCS. Para mayor facilidad, se ha decidido seguir una distribución 1:1, por lo que cada canal corresponderá a un nodo de PARCS. Cada canal simula un elemento combustible, y todos ellos comparten las mismas características físicas del *Mechanical Design* (ya que en este reactor solamente hay un tipo de diseño mecánico o *Mechanical design*). Se debe definir su geometría y sus parámetros termohidráulicos como condiciones iniciales. Estos datos se han extraído de datos de planta de SIMULATE (OUTPUT y SUMMARY) para el Caso Base de un reactor BWR-6 y se muestran en la **Tabla IX**.

Tabla IX. Datos termohidráulicos de los canales (obtenidos de datos de planta de SIMULATE).

Parámetro	Valor
Potencia térmica total en todos los canales	3005000 kW
Flujo másico por todos los canales	9800.1164025 kg/s
Entalpía de entrada	1125.77874 kJ/kg
Temperatura de entrada	551.12 K
Presión a la salida	7.249824E6 Pa
Hueco entre elementos combustibles (pin <i>pitch</i>)	0.1524 m
Área del canal por la que circula el caudal	97.8277E-4 m ²
Diámetro hidráulico de los canales	1.306E-2 m
Número de barras de combustible calefactadas	62
Rugosidad de las paredes	6.800E-4 m
Hueco entre barras	1.6454E-2 m
Radio exterior de la barra (incluyendo vaina)	6.53E-3 m
Radio de la pastilla de combustible	5.207E-3 m
Radio interior de la vaina	0.5321 cm
Radio exterior de la vaina	0.6134 cm
Grosor de la vaina	8.13E-4 m
Conductividad del hueco	8000 W /m ² - K
Número de barras de agua	2
Radio exterior de las barras de agua	7.506E-3 m
Factor de pérdidas a la entrada	216.733
Factor de pérdidas a la salida	6.141
Factor de pérdidas de los espaciadores	1.147
Número de espaciadores	7
Factor de pérdidas de la placa de soporte	7.7570

El primer paso para ajustar el modelo consiste en asegurarse de que los caudales en cada canal del resultado de la simulación de PATHS (extraídos del archivo .paths_pth) coinciden con los caudales de los datos de planta. Para ello se seleccionaron ciertos canales empezando por los más centrales (309, 310, 339 y 340 en la **Figura 39**) y extendiéndose diagonalmente hasta los extremos, y también algunos ejemplos de combustibles más exteriores como el 1, el 6 o el 235. De este modo se logra cubrir una muestra representativa de cada uno de los 3 tipos de elementos combustibles de los que se compone el núcleo (aquí no se tienen en cuenta los reflectores radiales).

En las **Figuras 40 y 41** se muestran los resultados del flujo másico de PATHS SSA junto con la diferencia frente a SIMULATE, que no es demasiada en los elementos de tipo 2 y tipo 3, pero que es muy notoria en los elementos del tipo 1 (los que forman el anillo exterior), donde por cada canal circulan alrededor de 7 kg/s menos de los que deberían circular según el fichero de referencia. Esto es debido a que PATHS divide equitativamente el caudal total (9800.1164025 kg/s) entre los 648 canales, por lo que modela un caudal de alrededor de 15 kg/s por cada canal. No obstante, en la realidad se puede comprobar que en los tipos de combustible 1 circula una menor cantidad de caudal (alrededor de 9 kg/s), mientras que en los demás circula algo más de 15 kg/s para compensar.

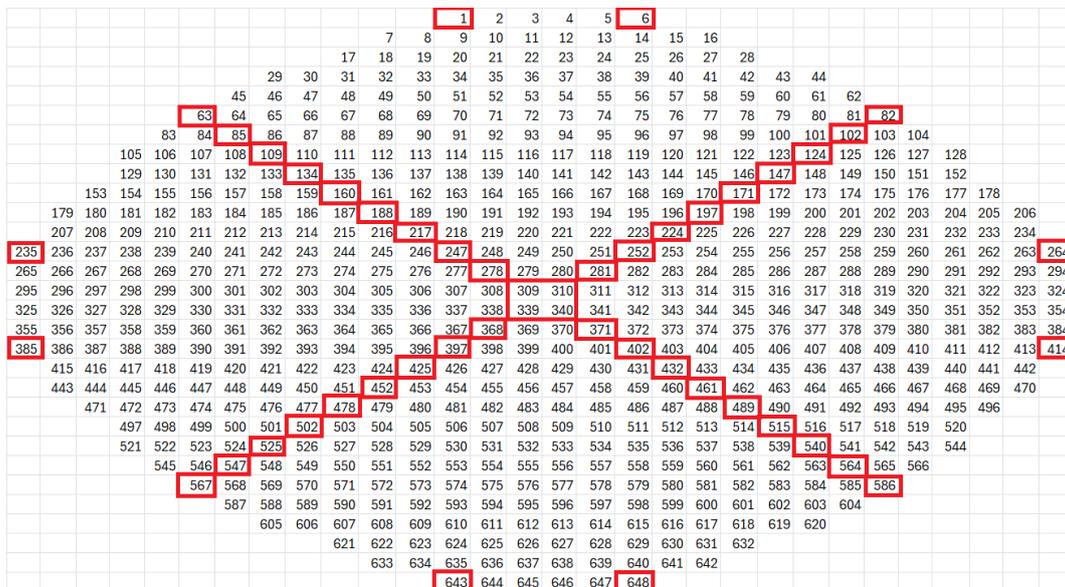


Figura 39. Canales para los que se muestra el caudal para el Caso Base PATHS SSA.

Para ajustar el modelo se han realizado varias pruebas modificando el factor de pérdidas a la entrada del núcleo, y se ha concluido que deben ser distintas para los combustibles del tipo 1 que para los del tipo 2 y 3, lo cual genera un diseño mecánico ficticio nuevo con unas pérdidas diferentes.

En la **Tabla X** se muestran los nuevos factores de pérdidas, mientras que en las **Figuras 42 y 43** se muestran los nuevos resultados de PATHS con sus diferencias frente a SIMULATE, que son bastante aceptables en este caso (siendo de 1.26 kg/s la mayor diferencia registrada, y menor de 1 kg/s en la mayoría de los casos).

Tabla X. Nuevos factores de pérdida a la entrada del Caso Base PATHS SSA.

Tipo de combustible	Factores de pérdida en la entrada
1	200.00
2 y 3	24.49

Canal 309				Canal 278			
SIMULATE	PATHS	Diferencia		SIMULATE	PATHS	Diferencia	
16.140331	14.90	1.24		17.40031	15.78	1.62	
Canal 310				Canal 281			
SIMULATE	PATHS	Diferencia		SIMULATE	PATHS	Diferencia	
16.7955201	14.89	1.91		18.1940968	15.77	2.43	
Canal 339				Canal 368			
SIMULATE	PATHS	Diferencia		SIMULATE	PATHS	Diferencia	
15.2961451	14.92	0.38		16.3923268	15.80	0.59	
Canal 340				Canal 371			
SIMULATE	PATHS	Diferencia		SIMULATE	PATHS	Diferencia	
16.140331	14.90	1.24		17.40031	15.78	1.62	
Canal 247				Canal 217			
SIMULATE	PATHS	Diferencia		SIMULATE	PATHS	Diferencia	
17.1987134	15.70	1.50		15.6867386	14.66	1.03	
Canal 252				Canal 224			
SIMULATE	PATHS	Diferencia		SIMULATE	PATHS	Diferencia	
16.2159297	15.71	0.50		14.880352	14.68	0.20	
Canal 397				Canal 425			
SIMULATE	PATHS	Diferencia		SIMULATE	PATHS	Diferencia	
17.9799003	15.68	2.30		16.2915285	14.65	1.65	
Canal 402				Canal 432			
SIMULATE	PATHS	Diferencia		SIMULATE	PATHS	Diferencia	
17.1987134	15.69	1.50		15.6867386	14.66	1.03	
Canal 188				Canal 160			
SIMULATE	PATHS	Diferencia		SIMULATE	PATHS	Diferencia	
15.6489392	14.64	1.01		17.2113131	15.67	1.54	
Canal 197				Canal 171			
SIMULATE	PATHS	Diferencia		SIMULATE	PATHS	Diferencia	
16.2663289	14.62	1.65		17.9925001	15.66	2.33	
Canal 452				Canal 478			
SIMULATE	PATHS	Diferencia		SIMULATE	PATHS	Diferencia	
14.8551524	14.65	0.20		16.2159297	15.69	0.53	
Canal 461				Canal 489			
SIMULATE	PATHS	Diferencia		SIMULATE	PATHS	Diferencia	
15.6489392	14.63	1.02		17.2113131	15.67	1.54	

Figura 40. Diferencia de caudales (kg/s) entre PATHS SSA y SIMULATE para el Caso Base (primera parte).

Canal 134					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
17.2995117	15.69	1.61			
Canal 147					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
16.3041283	15.71	0.60			
Canal 502					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
18.0806987	15.67	2.41			
Canal 515					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
17.2995117	15.69	1.61			
Canal 109					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
15.6741388	14.59	1.09			
Canal 124					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
14.880352	14.61	0.27			
Canal 525					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
16.2915285	14.57	1.72			
Canal 540					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
15.6741388	14.59	1.09			
Canal 85					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
16.4679255	15.01	1.46			
Canal 102					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
17.1483142	14.99	2.16			
Canal 547					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
15.5859402	15.03	0.55			
Canal 564					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
16.4679255	15.01	1.46			
Canal 63					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
9.18524691	16.81	-7.63			
Canal 82					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
9.18524691	16.81	-7.63			
Canal 567					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
9.18524691	16.82	-7.63			
Canal 586					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
9.18524691	16.81	-7.63			
Canal 1					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
9.29864502	17.12	-7.82			
Canal 6					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
9.29864502	17.12	-7.82			
Canal 643					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
9.29864502	17.12	-7.82			
Canal 648					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
9.29864502	17.12	-7.82			
Canal 235					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
9.31124481	17.12	-7.81			
Canal 264					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
9.29864502	17.12	-7.82			
Canal 385					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
9.31124481	17.12	-7.81			
Canal 414					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
9.29864502	17.12	-7.82			

Figura 41. Diferencia de caudales (kg/s) entre PATHS SSA y SIMULATE para el Caso Base (segunda parte).

Canal 309					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
16.140331	16.06	0.08			
Canal 310					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
16.7955201	16.04	0.75			
Canal 339					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
15.2961451	16.08	-0.78			
Canal 340					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
16.140331	16.06	0.08			
Canal 278					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
17.40031	16.94	0.46			
Canal 281					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
18.1940968	16.93	1.26			
Canal 368					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
16.3923268	16.96	-0.57			
Canal 371					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
17.40031	16.94	0.46			
Canal 247					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
17.1987134	16.86	0.34			
Canal 252					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
16.2159297	16.88	-0.66			
Canal 397					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
17.9799003	16.84	1.14			
Canal 402					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
17.1987134	16.86	0.34			
Canal 217					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
15.6867386	15.82	-0.13			
Canal 224					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
14.880352	15.84	-0.96			
Canal 425					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
16.2915285	15.80	0.49			
Canal 432					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
15.6867386	15.82	-0.13			
Canal 188					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
15.6489392	15.79	-0.14			
Canal 197					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
16.2663289	15.78	0.49			
Canal 452					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
14.8551524	15.81	-0.96			
Canal 461					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
15.6489392	15.79	-0.14			
Canal 160					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
17.2113131	16.84	0.37			
Canal 171					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
17.9925001	16.82	1.17			
Canal 478					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
16.2159297	16.85	-0.64			
Canal 489					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
17.2113131	16.84	0.38			

Figura 42. Diferencia de caudales (kg/s) entre PATHS SSA y SIMULATE tras el ajuste del factor de pérdidas para el Caso Base (primera parte).

Canal 134					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
17.2995117	16.85	0.45			
Canal 147					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
16.3041283	16.87	-0.57			
Canal 502					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
18.0806987	16.84	1.24			
Canal 515					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
17.2995117	16.85	0.45			
Canal 109					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
15.6741388	15.75	-0.07			
Canal 124					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
14.880352	15.77	-0.89			
Canal 525					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
16.2915285	15.73	0.56			
Canal 540					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
15.6741388	15.75	-0.07			
Canal 85					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
16.4679255	16.17	0.30			
Canal 102					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
17.1483142	16.15	0.99			
Canal 547					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
15.5859402	16.19	-0.61			
Canal 564					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
16.4679255	16.17	0.30			
Canal 63					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
9.18524691	9.06	0.12			
Canal 82					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
9.18524691	9.06	0.12			
Canal 567					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
9.18524691	9.06	0.12			
Canal 586					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
9.18524691	9.06	0.12			
Canal 1					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
9.29864502	10.07	-0.77			
Canal 6					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
9.29864502	9.15	0.15			
Canal 643					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
9.29864502	9.15	0.15			
Canal 648					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
9.29864502	9.15	0.15			
Canal 235					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
9.31124481	9.15	0.16			
Canal 264					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
9.29864502	9.15	0.15			
Canal 385					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
9.31124481	9.15	0.16			
Canal 414					
SIMULATE	PATHS	Diferencia			
9.29864502	9.15	0.15			

Figura 43. Diferencia de caudales (kg/s) entre PATHS SSA y SIMULATE tras el ajuste del factor de pérdidas para el Caso Base (segunda parte).

A partir de los valores termohidráulicos a la entrada y a la salida del núcleo de la Tabla X y una vez ajustados los caudales por los canales, se hace una estimación del valor de la entalpía que habrá a la salida para después compararlo con la respuesta de PATHS:

$$P = \dot{m} (h_{out} - h_{in}) \quad (8)$$

Donde:

P es la potencia en kW

\dot{m} es el flujo másico en kg/s

h_{out} es la entalpía de salida en kJ/kg

h_{in} es la entalpía de entrada en kJ/kg

Por lo que sustituyendo en (8) se obtiene:

$$3005000 \text{ kW} = 9800.1164025 \frac{\text{kg}}{\text{s}} \left(h_{out} - 1125.77874 \frac{\text{kJ}}{\text{kg}} \right) \rightarrow h_{out} = 1532.40775 \frac{\text{kJ}}{\text{kg}}$$

Comparando con los resultados de PATHS (.paths_pth):

Tabla XI. Comparación de la entalpía a la salida del núcleo entre PATHS SSA y SIMULATE para el Caso Base.

	SIMULATE	PATHS	Error absoluto	Error relativo (%)
Entalpía a la salida (kJ/kg)	1532.40775	1531.02	1.39035098	0.0907

Como se muestra en la **Tabla XI**, la diferencia de la entalpía a la salida del núcleo calculada por PATHS y su valor de referencia calculado a partir de los datos de planta de SIMULATE está dentro de lo aceptable dadas las dimensiones de la magnitud. Por lo tanto, se procede con la siguiente fase del modelo termohidráulico.

Se va a comprobar qué tablas de vapor proporcionan mejores resultados para el modelo. Se emplean para ello los resultados de PATHS de la temperatura del moderador (del fichero de salida .paths_xth), ya que se puede comparar de manera sencilla con los datos de planta, donde se observa que alcanza la temperatura de saturación (561.321 K) en el plano axial 11. PATHS ofrece distintas opciones para las tablas de vapor en la tarjeta S_TABLE, a saber*:

- S_TABLE T 0: Tablas IAPWS estándar.
- S_TABLE T 1: Lee los datos de un archivo externo "tpfh2onew". Se le suministran los valores que utiliza RELAP (otro código termohidráulico certificado).
- S_TABLE F 0: Ajustes polinomiales para propiedades de fluidos saturados.
- S_TABLE F -1: Arreglos subenfriados para los polinomios internos.

* El manual de PATHS v1.08 es incorrecto respecto a las opciones de la tarjeta S_TABLE, verificado tras consultar el código fuente.

En la **Figura 44** se muestran los resultados de la temperatura del moderador para cada una de estas opciones para el canal 71, seleccionado al azar.

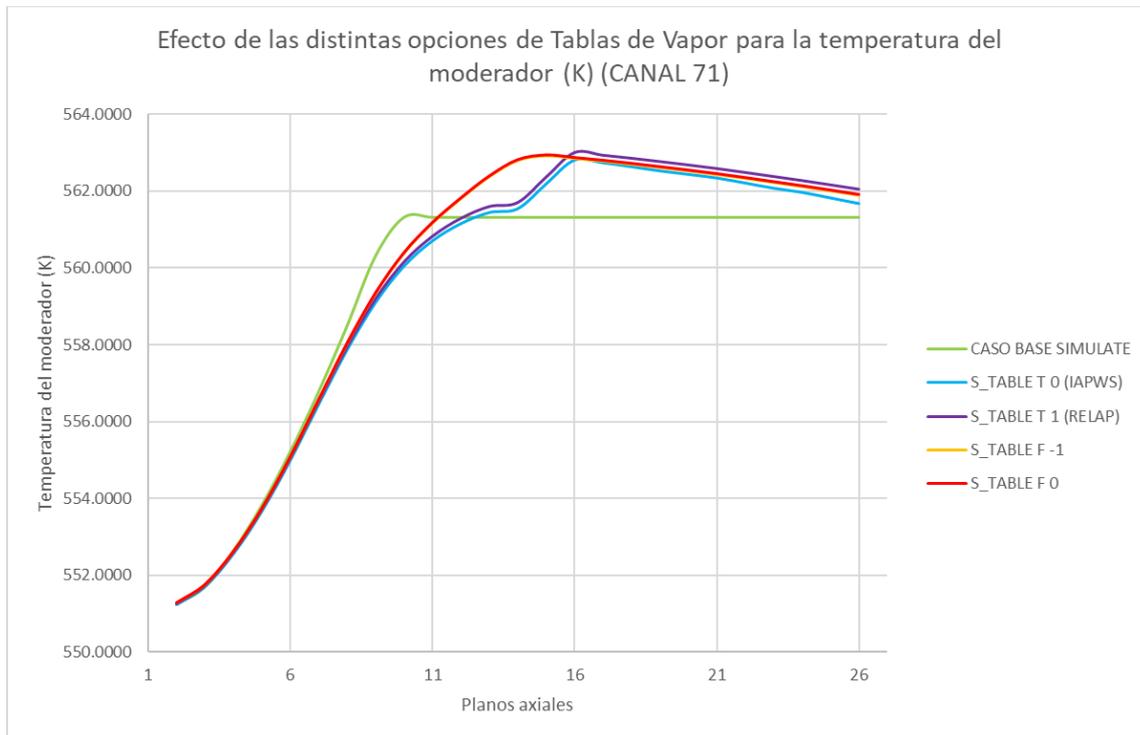


Figura 44. Efecto de las distintas opciones de Tablas de Vapor para la temperatura del moderador (Canal 71, tipo de combustible 2).

El problema a la hora de seleccionar las tablas de vapor a emplear viene por el hecho de que en SIMULATE, la temperatura del moderador se mantiene constante desde el nodo 11 hasta el nodo 27, cuando en realidad debería aumentar ligeramente en la región axial de saturación (nodo 11) debido al calor que sigue recibiendo ese vapor saturado del quemado del combustible, y descender ligeramente a medida que el flujo de agua y vapor continúa ascendiendo axialmente, aumentando la calidad del vapor y por tanto la proporción de vapor en ese fluido, cuya capacidad calorífica es menor que la del agua líquida, sumado a que en la región superior del núcleo de un BWR hay menor generación de energía térmica. Este comportamiento se observa en los resultados de PATHS en la **Figura 44**, independientemente de las tablas de vapor utilizadas. Además, al no conocer exactamente los factores de pérdidas a la entrada, el modelo no tiene exactamente la misma presión a la entrada ($7.42297E6$ Pa de SIMULATE frente a $7.4170468E6$ Pa de PATHS SSA). Esto provoca que la temperatura de saturación sea ligeramente diferente en el modelo.

En vista de los resultados de la **Figura 44**, las tablas IAPWS son las más cercanas a los valores de SIMULATE, así que se ha decidido emplear esas tablas. En la **Tabla XII** se muestra la comparación de los resultados entre SIMULATE y PATHS SSA, con su error relativo (nótese que SIMULATE solo ofrece valores para los nodos calefactados y no para los reflectores superior e inferior, mientras que PATHS sí).

Tabla XII. Comparación de la temperatura del moderador 3D (K) de PATHS SSA frente a SIMULATE con Tablas de Vapor IAPWS (Canal 71) para el Caso Base.

Plano axial	Caso Base SIMULATE	Caso Base PATHS SSA (IAPWS)	Error relativo (%)
27	--	561.57	--
26	561.3210	561.68	0.064
25	561.3210	561.83	0.090
24	561.3210	561.97	0.116
23	561.3210	562.08	0.135
22	561.3210	562.21	0.159
21	561.3210	562.34	0.182
20	561.3210	562.44	0.199
19	561.3210	562.53	0.215
18	561.3210	562.64	0.234
17	561.3210	562.74	0.253
16	561.3210	562.81	0.265
15	561.3210	562.19	0.155
14	561.3210	561.54	0.040
13	561.3210	561.44	0.022
12	561.3210	561.16	0.030
11	561.3210	560.71	0.109
10	561.3210	560.05	0.226
9	560.3150	559.11	0.216
8	558.4960	557.87	0.111
7	556.7860	556.46	0.058
6	555.2210	555.00	0.040
5	553.8300	553.68	0.028
4	552.6470	552.57	0.014
3	551.7040	551.72	0.003
2	551.2450	551.25	0.001
1	--	551.14	--

Una vez decididas las tablas de vapor a emplear, el siguiente paso es seleccionar las correlaciones termohidráulicas a emplear del abanico que ofrece PATHS, incluyendo las del CHF (*Critical Heat Flux*). Esto se realiza mediante dos tarjetas de PATHS: TH_CORR y CHF_OPTS.

Para TH_CORR se tienen las siguientes opciones:

- Correlación de la fracción de huecos
 - 1: EPRI
 - 2: GE-Ramp
 - 3: Modified Bestion
 - 4: HEM homogéneo
 - 5: Modified Bestion alternativo con $C0=1.0$
 - 6: Kataoka-Ishii
- Correlación de la calidad subenfriada:
 - 1: EPRI
 - 2: Equilibrio
- Factor de fricción de la pared:
 - 1: Blasius
 - 2: Churchill
 - 3: Correlación suave laminar-turbulento de Yunlin Xu
- Multiplicador bifásico para la fricción de la pared:
 - 1: HEM 1
 - 2: HEM 2
 - 3: Martinelli-Nelson
 - 4: Martinelli-Nelson-Jones

Para CHF_OPTS se tienen las siguientes opciones:

- 1: Biasi
- 2: Bowring
- 3: CISE
- 4: W-3
- 5: Groeneveld 2006

En la **Figura 45** se observa la diferencia entre distintas configuraciones para TH_CORR, mientras que en la **Figura 46** se muestran las diferencias para CHF_OPTS. Se ha decidido emplear la configuración 1 1 1 4 para TH_CORR (EPRI, EPRI, Blasius, Martinelli-Nelson-Jones) frente a la configuración por defecto de PATHS (1 1 3 4, EPRI, EPRI, Yunlin Xu, Martinelli-Nelson-Jones) en vista de que los resultados se acercan más a los valores de planta; y la opción 5 (Groeneveld 2006) para CHF_OPTS, que en esta ocasión sí coincide con el valor por defecto de PATHS y las demás opciones proporcionan unos resultados idénticos. En la **Tabla XIII** se muestran los nuevos valores de la temperatura del moderador y su comparación con los datos de planta junto a su error relativo tras aplicar las correlaciones termohidráulicas seleccionadas.

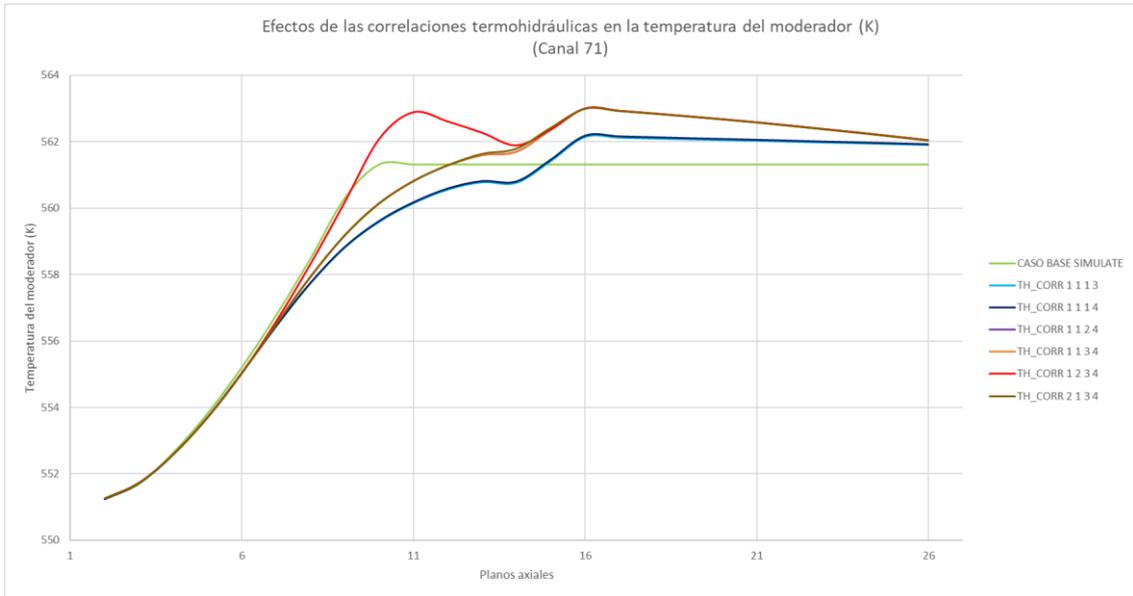


Figura 45. Efectos de las correlaciones termohidráulicas en la temperatura del moderador (Canal 71).

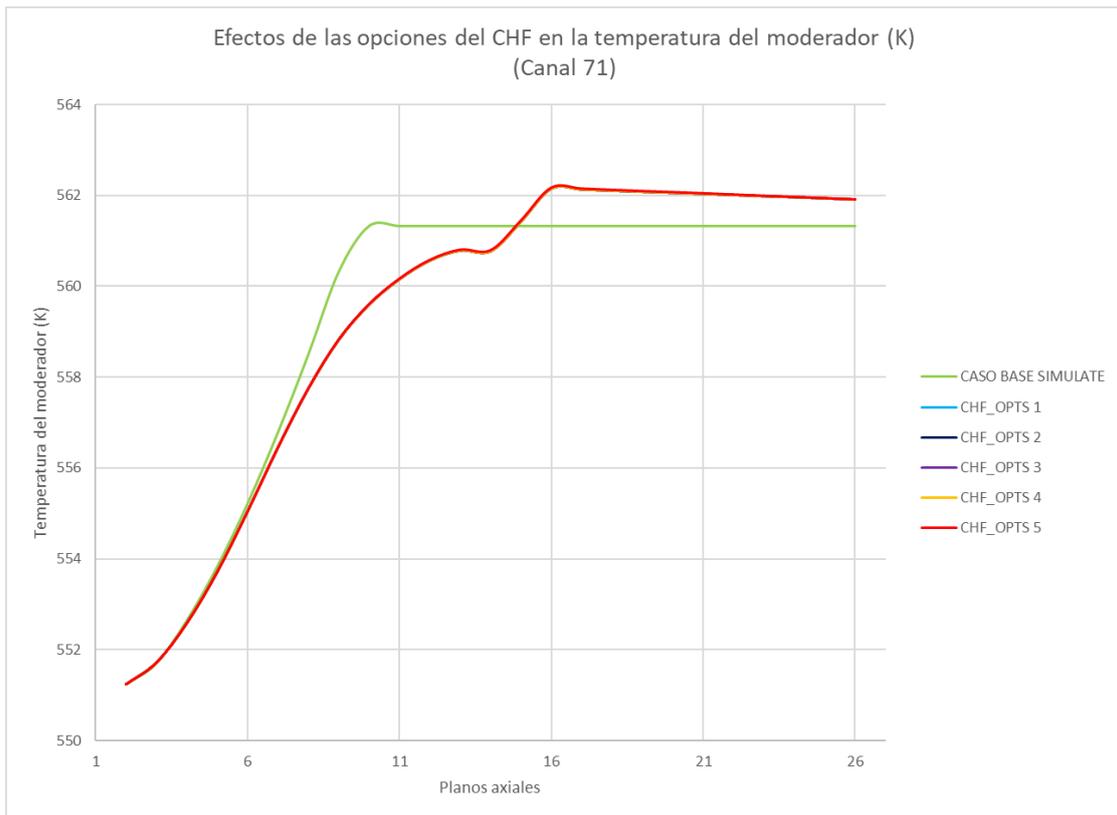


Figura 46. Efectos de las opciones del CHF en la temperatura del moderador (Canal 71).

Tabla XIII. Comparación de la temperatura del moderador 3D (K) de PATHS SSA frente a SIMULATE para el Caso Base (Canal 71).

Plano axial	Caso Base SIMULATE	Caso Base PATHS SSA (1 1 1 4;5)	Error relativo (%)
27	--	561.707	--
26	561.321	561.914	0.1057
25	561.321	561.941	0.1105
24	561.321	561.969	0.1155
23	561.321	561.993	0.1198
22	561.321	562.021	0.1248
21	561.321	562.049	0.1298
20	561.321	562.074	0.1341
19	561.321	562.098	0.1383
18	561.321	562.124	0.1431
17	561.321	562.151	0.1478
16	561.321	562.174	0.1519
15	561.321	561.452	0.0234
14	561.321	560.797	0.0933
13	561.321	560.808	0.0914
12	561.321	560.584	0.1312
11	561.321	560.172	0.2047
10	561.321	559.610	0.3048
9	560.315	558.832	0.2647
8	558.496	557.753	0.1329
7	556.786	556.456	0.0593
6	555.221	555.049	0.0310
5	553.83	553.715	0.0207
4	552.647	552.592	0.0100
3	551.704	551.726	0.0039
2	551.245	551.247	0.0004
1	--	551.130	--

Una vez hechos estos ajustes, se procede a la comparación de los resultados de las variables de PATHS SSA con los valores de SIMULATE. En las **Figuras 47 y 48** se pueden ver las comparaciones de los promedios axiales 1D de la densidad del moderador (kg/m^3) y fracción de huecos (%). Las discrepancias que se observan en la densidad y en la fracción de huecos se deben a que en esas posiciones axiales se encuentran las rejillas espaciadoras. En las **Tablas XIV y XV** se muestran los resultados de los mismos parámetros con sus respectivos errores, alcanzando un error relativo del 16.27% para la densidad. La fila extra de valores de PATHS SSA en las tablas es debida a que SIMULATE proporciona los valores en el centro del nodo mientras que PATHS los proporciona para los límites superior e inferior del nodo, por lo que la comparación no es 100% exacta, pero sirve como orientación.

A continuación, se analizan las variables termohidráulicas 3D, para lo cual se selecciona un canal aleatorio de cada tipo de combustible para representar la densidad del moderador, la temperatura del moderador y la temperatura del combustible. En las **Tablas XVI, XVII y XVIII** y en las **Figuras 49, 50 y 51** se muestran las comparaciones entre los valores de PATHS SSA y de SIMULATE con su error relativo para la densidad del moderador 3D. Este error es de 7.46% como máximo para los tipos de combustible 1, de 26.15% para los tipos de combustible 2 y de 5.61% para los tipos de combustible 3.

Por otra parte, en las **Tablas XIX, XX y XXI**, junto a las **Figuras 52, 53 y 54**, se encuentran los valores de la temperatura del moderador del caso PATHS SSA frente a los datos de planta de SIMULATE, con unos errores relativos del 0.18% como máximo para los tipos de combustible 1, del 0.32% para los tipos de combustible 2 y del 0.23% para los tipos de combustible 3, los cuales son bastante aceptables.

En el **Anexo III** se recogen más comparaciones de estas variables para reforzar la validez del modelo.

Tabla XIV. Comparación del promedio axial 1D de la densidad del moderador entre PATHS SSA y SIMULATE para el Caso Base.

Plano axial	Densidad (SIMULATE) (kg/m ³)	Densidad (PATHS SSA) (kg/m ³)	Error absoluto (kg/m ³)	Error relativo (%)
27	266.22	234.04	32.18	12.09
26	266.22	235.79	30.43	11.43
25	259.35	237.78	21.57	8.32
24	289.52	242.43	47.09	16.27
23	290.75	248.80	41.95	14.43
22	273.4	256.78	16.62	6.08
21	312.8	266.46	46.34	14.81
20	323.21	278.14	45.07	13.94
19	319.75	292.00	27.75	8.68
18	342.16	307.80	34.36	10.04
17	366.36	326.25	40.11	10.95
16	378.67	347.48	31.19	8.24
15	392.79	372.12	20.67	5.26
14	428.42	401.14	27.28	6.37
13	454.14	434.63	19.51	4.30
12	475.33	472.57	2.76	0.58
11	516.07	514.26	1.81	0.35
10	550.75	557.88	7.13	1.30
9	586.6	600.97	14.37	2.45
8	625.38	641.71	16.33	2.61
7	661.94	681.04	19.10	2.88
6	687.35	714.10	26.75	3.89
5	703.98	736.46	32.48	4.61
4	715.53	748.56	33.03	4.62
3	721.23	753.19	31.96	4.43
2	722.24	755.37	33.13	4.59
1	722.24	756.02	33.78	4.68
	--	756.42	--	--

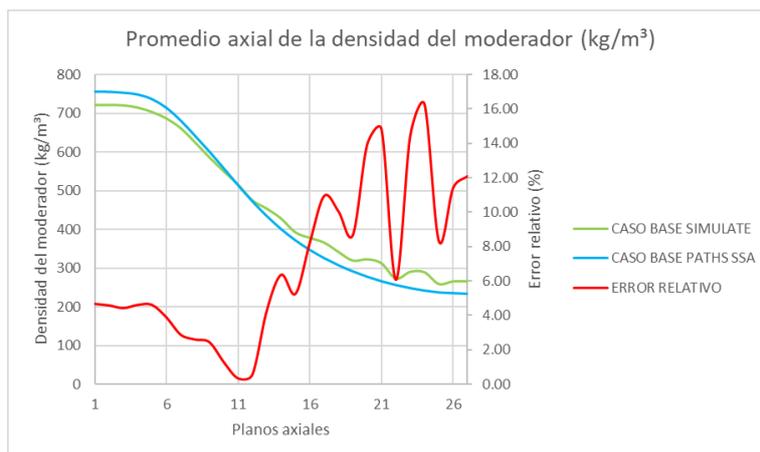


Figura 47. Comparación del promedio axial de la densidad del moderador entre PATHS SSA y SIMULATE para el Caso Base.

Tabla XV. Comparación del promedio axial 1D de la fracción de huecos entre PATHS SSA y SIMULATE para el Caso Base.

Plano axial	SIMULATE (%)	PATHS SSA (%)	Error absoluto (%)
27	--	0.72	--
26	0.75068	0.72	0.03
25	0.7624	0.72	0.05
24	0.71087	0.71	0.00
23	0.70878	0.70	0.01
22	0.73842	0.69	0.05
21	0.67109	0.67	0.00
20	0.65337	0.66	0.00
19	0.65923	0.64	0.02
18	0.62097	0.62	0.01
17	0.57963	0.59	0.01
16	0.55857	0.56	0.00
15	0.53446	0.52	0.01
14	0.47366	0.48	0.01
13	0.42974	0.43	0.00
12	0.3935	0.38	0.02
11	0.32394	0.32	0.01
10	0.26472	0.26	0.01
9	0.20347	0.19	0.01
8	0.13725	0.14	0.00
7	0.07477	0.09	0.01
6	0.03138	0.04	0.01
5	0.00304	0.01	0.01
4	0	0.00	0.00
3	0	0.00	0.00
2	0	0.00	0.00
1	0	0.00	0.00
	--	0.00	--

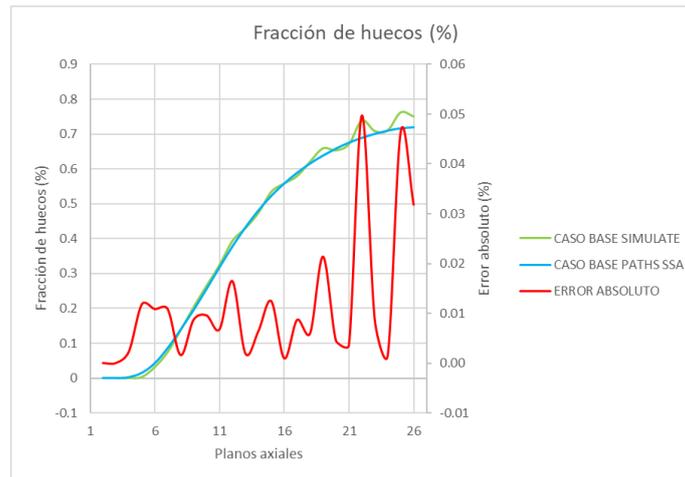


Figura 48. Comparación del promedio axial de la fracción de huecos entre PATHS SSA y SIMULATE para el Caso Base.

Tabla XVI. Comparación de la densidad del moderador 3D para el tipo de combustible 1 (Canal 1) entre PATHS SSA y SIMULATE para el Caso Base.

Plano axial	SIMULATE (kg/m ³)	PATHS SSA (kg/m ³)	Error absoluto (kg/m ³)	Error relativo (%)
27	422	394.65	27.35	6.48
26	422	395.54	26.46	6.27
25	423	398.46	24.54	5.80
24	434	404.05	29.95	6.90
23	444	412.26	31.74	7.15
22	453	423.10	29.90	6.60
21	472	436.81	35.19	7.46
20	490	453.43	36.57	7.46
19	511	473.52	37.48	7.34
18	537	497.56	39.44	7.34
17	562	525.75	36.25	6.45
16	592	556.67	35.33	5.97
15	624	589.81	34.19	5.48
14	658	624.84	33.16	5.04
13	689	660.87	28.13	4.08
12	710	696.30	13.70	1.93
11	728	722.14	5.86	0.81
10	741	737.03	3.97	0.54
9	746	743.78	2.22	0.30
8	748	746.25	1.75	0.23
7	750	748.30	1.70	0.23
6	751	750.18	0.82	0.11
5	753	751.87	1.13	0.15
4	754	753.34	0.66	0.09
3	755	754.51	0.49	0.07
2	756	755.29	0.71	0.09
1	756	755.63	0.37	0.05
0		755.74		

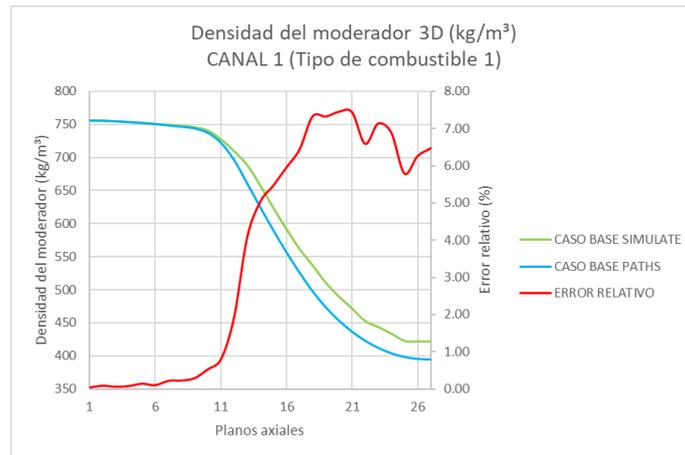


Figura 49. Comparación de la densidad del moderador para el tipo de combustible 1 (Canal 1).

Tabla XVII. Comparación de la densidad del moderador 3D para el tipo de combustible 2 (Canal 71) entre PATHS SSA y SIMULATE para el Caso Base.

Plano axial	SIMULATE (kg/m ³)	PATHS SSA (kg/m ³)	Error absoluto (kg/m ³)	Error relativo (%)
27	181	213.05	32.05	17.71
26	181	214.92	33.92	18.74
25	172	216.97	44.97	26.15
24	214	221.88	7.88	3.68
23	214	228.69	14.69	6.86
22	189	237.43	48.43	25.62
21	244	248.24	4.24	1.74
20	259	261.69	2.69	1.04
19	256	278.12	22.12	8.64
18	289	297.75	8.75	3.03
17	326	322.37	3.63	1.11
16	352	352.88	0.88	0.25
15	386	391.44	5.44	1.41
14	445	441.56	3.44	0.77
13	498	500.13	2.13	0.43
12	544	560.15	16.15	2.97
11	597	608.69	11.69	1.96
10	641	653.83	12.83	2.00
9	676	693.42	17.42	2.58
8	703	721.75	18.75	2.67
7	726	739.50	13.50	1.86
6	744	747.04	3.04	0.41
5	751	749.90	1.10	0.15
4	753	752.29	0.71	0.09
3	755	754.22	0.78	0.10
2	756	755.59	0.41	0.05
1	756	756.04	0.04	0.01
	0	756.42		

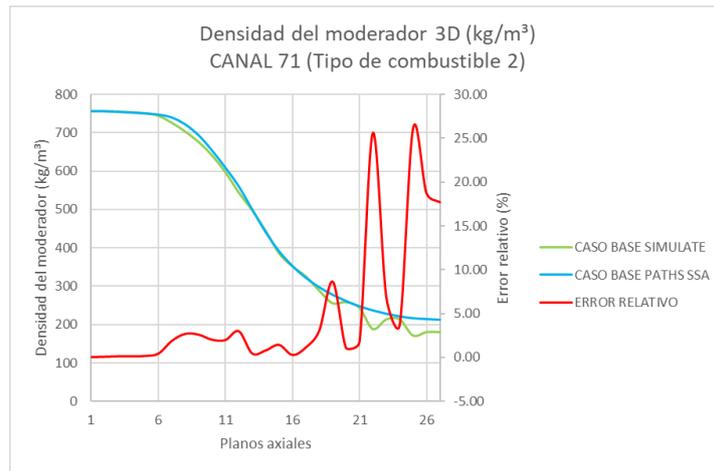


Figura 50. Comparación de la densidad del moderador para el tipo de combustible 2 (Canal 71).

Tabla XVIII. Comparación de la densidad del moderador 3D para el tipo de combustible 3 (Canal 9) entre PATHS SSA y SIMULATE para el Caso Base.

Plano axial	SIMULATE (kg/m ³)	PATHS SSA (kg/m ³)	Error absoluto (kg/m ³)	Error relativo (%)
27	309	314.16	5.16	1.67
26	309	316.63	7.63	2.47
25	308	318.18	10.18	3.31
24	337	323.00	14.00	4.15
23	337	329.48	7.52	2.23
22	327	337.59	10.59	3.24
21	367	347.93	19.07	5.20
20	380	360.22	19.78	5.21
19	381	375.04	5.96	1.56
18	409	392.62	16.38	4.00
17	439	414.38	24.62	5.61
16	456	439.99	16.01	3.51
15	481	470.02	10.98	2.28
14	524	504.71	19.29	3.68
13	559	542.02	16.98	3.04
12	593	581.22	11.78	1.99
11	640	622.80	17.20	2.69
10	676	663.11	12.89	1.91
9	699	697.99	1.01	0.14
8	719	722.69	3.69	0.51
7	736	738.67	2.67	0.36
6	748	746.68	1.32	0.18
5	751	749.58	1.42	0.19
4	753	751.97	1.03	0.14
3	755	753.92	1.08	0.14
2	756	755.33	0.67	0.09
1	756	755.69	0.31	0.04
	0	755.74		

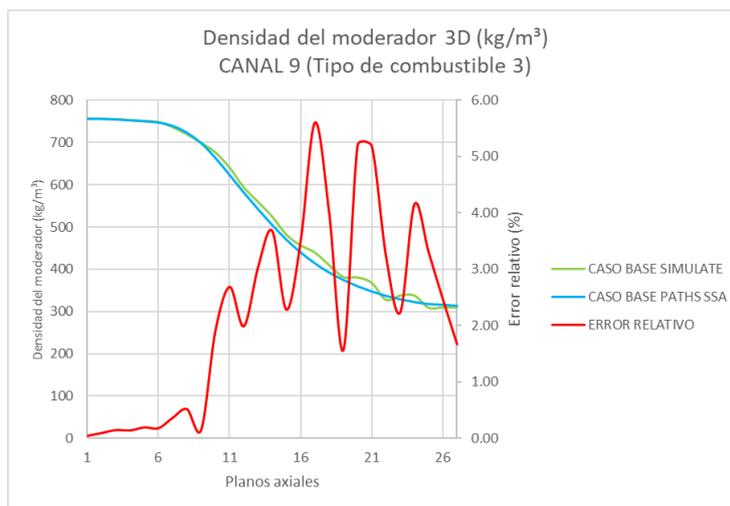


Figura 51. Comparación de la densidad del moderador para el tipo de combustible 3 (Canal 9).

Tabla XIX. Comparación de la temperatura del moderador 3D para el tipo de combustible 1 (Canal 1) entre PATHS SSA y SIMULATE para el Caso Base.

Plano axial	Caso Base SIMULATE	Caso Base PATHS SSA	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	--	561.52	--	--
26	561.321	561.55	0.23	0.04
25	561.321	560.91	0.41	0.07
24	561.321	560.28	1.04	0.18
23	561.321	560.36	0.96	0.17
22	561.321	560.46	0.86	0.15
21	561.321	560.58	0.74	0.13
20	561.321	560.70	0.63	0.11
19	561.321	560.82	0.50	0.09
18	561.321	560.91	0.41	0.07
17	561.321	560.91	0.41	0.07
16	561.321	560.79	0.53	0.09
15	561.321	560.57	0.75	0.13
14	561.321	560.27	1.05	0.19
13	561.028	559.83	1.20	0.21
12	559.702	559.15	0.55	0.10
11	558.46	558.25	0.21	0.04
10	557.311	557.21	0.10	0.02
9	556.236	556.14	0.09	0.02
8	555.235	555.13	0.10	0.02
7	554.295	554.19	0.10	0.02
6	553.429	553.33	0.10	0.02
5	552.646	552.57	0.08	0.01
4	551.972	551.92	0.05	0.01
3	551.466	551.44	0.02	0.00
2	551.206	551.17	0.04	0.01
1	--	551.11	--	--

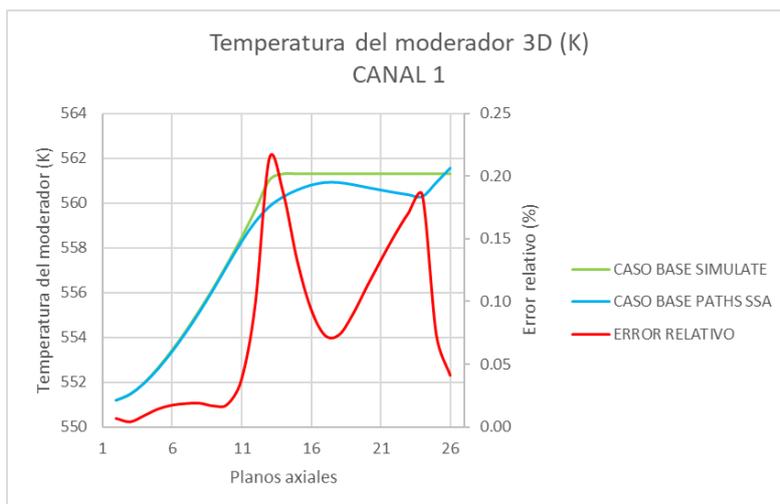


Figura 52. Comparación de la temperatura del moderador para el tipo de combustible 1 (Canal 1) para el Caso Base.

Tabla XX. Comparación de la temperatura del moderador 3D para el tipo de combustible 2 (Canal 71) entre PATHS SSA y SIMULATE para el Caso Base.

Plano axial	Caso Base SIMULATE	Caso Base PATHS SSA	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	--	561.75	--	--
26	561.321	562.04	0.72	0.13
25	561.321	562.18	0.86	0.15
24	561.321	562.32	1.00	0.18
23	561.321	562.43	1.11	0.20
22	561.321	562.56	1.24	0.22
21	561.321	562.68	1.36	0.24
20	561.321	562.78	1.46	0.26
19	561.321	562.86	1.54	0.27
18	561.321	562.97	1.65	0.29
17	561.321	563.07	1.75	0.31
16	561.321	563.14	1.82	0.32
15	561.321	562.51	1.19	0.21
14	561.321	561.86	0.54	0.10
13	561.321	561.74	0.41	0.07
12	561.321	561.41	0.09	0.02
11	561.321	560.94	0.39	0.07
10	561.321	560.24	1.08	0.19
9	560.315	559.24	1.08	0.19
8	558.496	557.95	0.54	0.10
7	556.786	556.49	0.30	0.05
6	555.221	554.99	0.23	0.04
5	553.83	553.63	0.20	0.04
4	552.647	552.51	0.14	0.03
3	551.704	551.64	0.07	0.01
2	551.245	551.16	0.09	0.02
1	--	551.11	--	--

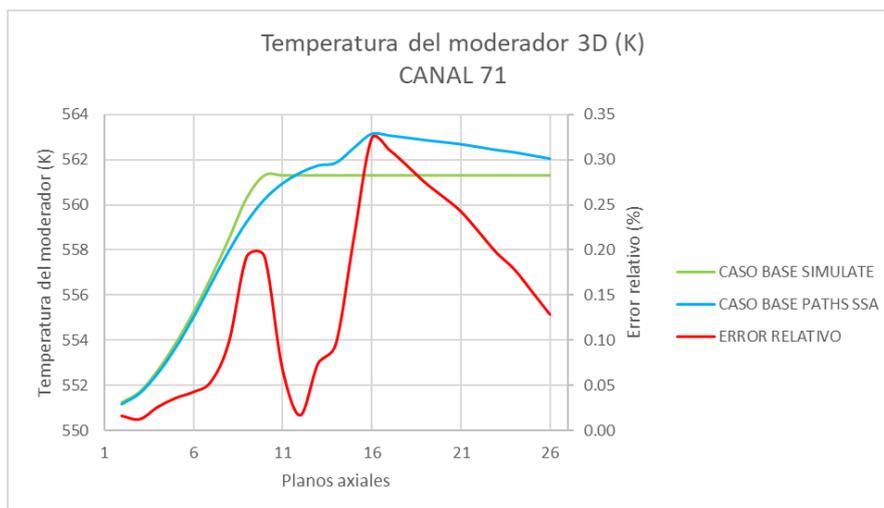


Figura 53. Comparación de la temperatura del moderador para el tipo de combustible 2 (Canal 71).

Tabla XXI. Comparación de la temperatura del moderador 3D para el tipo de combustible 3 (Canal 9) entre PATHS SSA y SIMULATE para el Caso Base.

Plano axial	Caso Base SIMULATE	Caso Base PATHS SSA	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	--	561.69	--	--
26	561.321	561.92	0.60	0.11
25	561.321	562.02	0.70	0.13
24	561.321	562.13	0.81	0.14
23	561.321	562.21	0.89	0.16
22	561.321	562.31	0.99	0.18
21	561.321	562.41	1.09	0.19
20	561.321	562.48	1.16	0.21
19	561.321	562.55	1.23	0.22
18	561.321	562.63	1.31	0.23
17	561.321	562.02	0.70	0.12
16	561.321	561.46	0.14	0.03
15	561.321	561.63	0.31	0.06
14	561.321	561.66	0.34	0.06
13	561.321	561.48	0.16	0.03
12	561.321	561.15	0.17	0.03
11	561.321	560.71	0.61	0.11
10	560.898	560.07	0.82	0.15
9	559.301	559.14	0.16	0.03
8	557.772	557.94	0.16	0.03
7	556.311	556.57	0.25	0.05
6	554.941	555.13	0.19	0.03
5	553.661	553.75	0.09	0.02
4	552.536	552.55	0.02	0.00
3	551.63	551.62	0.01	0.00
2	551.22	551.13	0.09	0.02
1	--	551.10	--	--

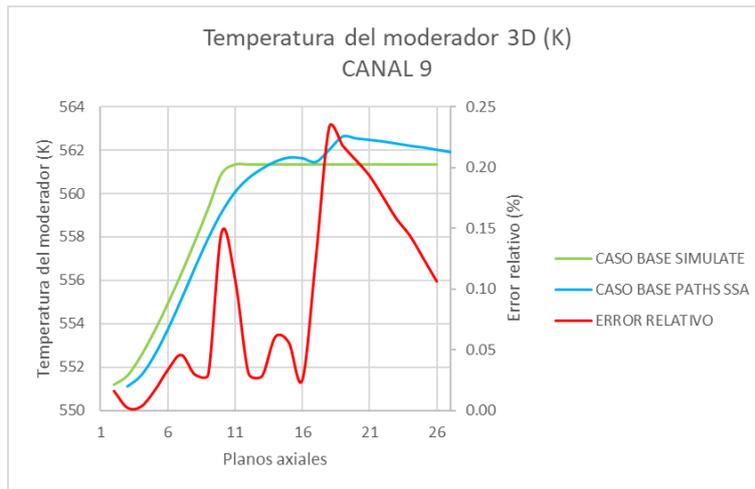


Figura 54. Comparación de la temperatura del moderador para el tipo de combustible 3 (Canal 9).

Tabla XXII. Comparación de la temperatura del combustible 3D para el tipo de combustible 2 (Canal 71) entre PATHS SSA y SIMULATE para el Caso Base.

Plano axial	Caso Base SIMULATE	Caso Base PATHS SSA	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	--	561.75	--	--
26	677.804	633.28	44.52	6.57
25	804.563	758.67	45.89	5.70
24	886.751	865.30	21.45	2.42
23	943.446	946.91	3.46	0.37
22	979.213	1002.79	23.58	2.41
21	1031.556	1093.46	61.91	6.00
20	1059.884	1151.98	92.10	8.69
19	1071.482	1184.27	112.79	10.53
18	1087.671	1228.40	140.73	12.94
17	1100.474	1266.48	166.01	15.09
16	1105.39	1285.37	179.98	16.28
15	1105.706	1292.32	186.61	16.88
14	1096.066	1272.58	176.52	16.10
13	1027.7	1154.99	127.29	12.39
12	914.21	964.58	50.37	5.51
11	871.683	908.79	37.11	4.26
10	852.668	883.51	30.84	3.62
9	836.14	860.08	23.94	2.86
8	817.806	833.69	15.89	1.94
7	796.224	803.03	6.81	0.85
6	769.268	766.22	3.05	0.40
5	738.985	726.60	12.38	1.68
4	706.117	689.03	17.09	2.42
3	663.137	645.66	17.47	2.64
2	589.515	580.28	9.24	1.57
1	--	551.11	--	--

Las discrepancias en la temperatura del combustible de hasta 186.61 K en la **Tabla XXII** para el tipo de combustible 2 se deben a que se desconoce qué valor de la distribución de temperatura del combustible empleó PARCS en el modelo neutrónico para elegir las secciones eficaces de absorción. Esta distribución corresponde a la curva que se muestra en la **Figura 55**, aunque solamente en la región de la pastilla de combustible (temperatura Doppler). Dado que PATHS SSA lee el fichero .parcs_dep generado por la simulación de PARCS SSA, esto afecta a las variables termohidráulicas calculadas.

En la **Tabla XXIII** se muestra una prueba realizada dándole un peso de 0.55 a la temperatura del centro de la pastilla y de 0.45 a la de la superficie en un elemento combustible de tipo 2 (canal 71), donde las diferencias son más notables en el Caso Base, y su error relativo frente a los valores de SIMULATE. En la **Figura 56** se observa que esta temperatura calculada tiene un error todavía mayor que el correspondiente a los resultados de PATHS SSA, donde se ha tomado la temperatura en el centro de la pastilla para hacer la comparación con los datos de referencia.

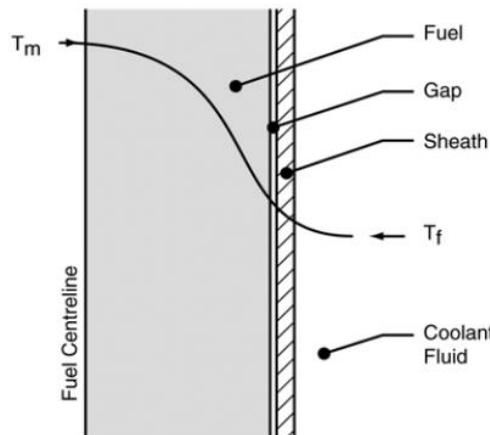


Figura 55. Distribución de temperatura dentro de la barra de combustible: pastilla-huelgo-vaina [27].

Tabla XXIII. Temperatura Doppler teórica de PATHS SSA frente a los valores de SIMULATE (Tabla X).

Plano axial	Caso Base SIMULATE	T Centro (PATHS SSA)	T Superficie (PATHS SSA)	T Doppler (PATHS SSA)	Error relativo (%)
27	--	561.75	561.75	561.75028	--
26	677.804	678.26	590.52	634.39273	6.40
25	804.563	900.35	633.28	766.811505	4.69
24	886.751	1098.49	664.59	881.54034	0.59
23	943.446	1249.65	686.80	968.226585	2.63
22	979.213	1351.67	701.63	1026.648315	4.84
21	1031.556	1515.72	724.95	1120.33435	8.61
20	1059.884	1621.13	739.96	1180.54585	11.38
19	1071.482	1679.15	748.48	1213.814415	13.28
18	1087.671	1759.24	759.90	1259.571695	15.80
17	1100.474	1828.93	769.80	1299.362645	18.07
16	1105.39	1863.34	774.99	1319.168745	19.34
15	1105.706	1875.58	777.24	1326.408035	19.96
14	1096.066	1838.53	772.55	1305.54103	19.11
13	1027.7	1621.97	744.10	1183.036715	15.11
12	914.21	1276.55	695.59	986.068905	7.86
11	871.683	1174.08	680.44	927.25564	6.38
10	852.668	1127.58	673.22	900.398435	5.60
9	836.14	1084.55	666.27	875.411155	4.70
8	817.806	1036.19	658.17	847.18224	3.59
7	796.224	980.18	648.44	814.306615	2.27
6	769.268	913.06	636.54	774.80032	0.72
5	738.985	842.72	622.37	732.547795	0.87
4	706.117	777.20	608.36	692.77844	1.89
3	663.137	703.39	591.47	647.43438	2.37
2	589.515	596.68	564.20	580.439905	1.54
1	--	551.11	551.11	551.11098	--

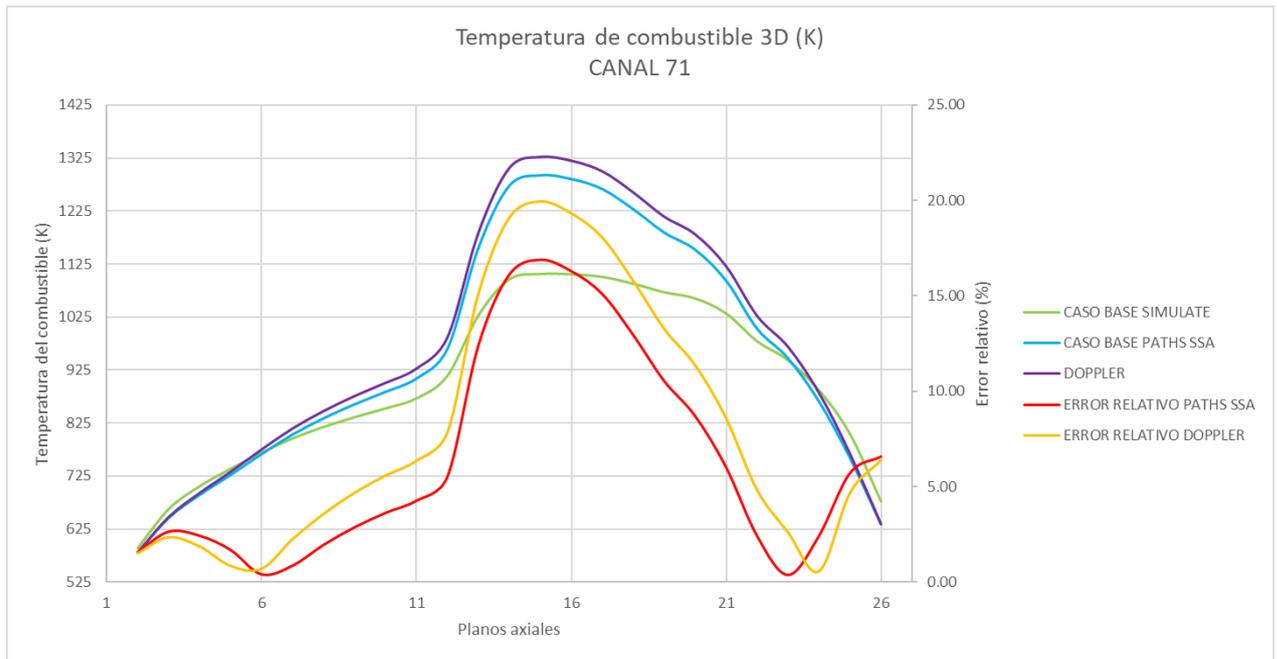


Figura 56. Temperatura del moderador para el tipo de combustible 2 (Canal 71) para el Caso Base.

En las **Tablas XXIV y XXV** junto a las **Figuras 57 y 58** se muestran más comparaciones de la temperatura del combustible, esta vez para los tipos de combustible 1 y 3, cuyos errores son menos exagerados que los del tipo 2, con 17.35 K de diferencia para los del tipo 1 y con 37 K de diferencia para los del tipo 3. A pesar de ello, se opta por asumir este error y continuar con el modelo.

Tabla XXIV. Comparación de la temperatura del combustible 3D para el tipo de combustible 1 (Canal 1) entre PATHS SSA y SIMULATE para el Caso Base.

Plano axial	Caso Base SIMULATE	Caso Base PATHS SSA	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	--	561.56	--	--
26	590.285	580.54	9.74	1.65
25	609.32	597.18	12.14	1.99
24	628.761	614.26	14.50	2.31
23	644.578	628.60	15.98	2.48
22	657.528	640.18	17.35	2.64
21	668.889	652.03	16.86	2.52
20	678.779	662.76	16.02	2.36
19	687.157	672.02	15.13	2.20
18	694.01	679.84	14.17	2.04
17	698.857	685.52	13.34	1.91
16	701.63	688.92	12.71	1.81
15	701.564	689.53	12.03	1.71
14	698.794	687.11	11.68	1.67
13	692.988	681.51	11.48	1.66
12	683.557	673.02	10.54	1.54
11	673.082	663.18	9.90	1.47
10	663.352	653.93	9.42	1.42
9	654.889	645.60	9.28	1.42
8	647.116	638.01	9.11	1.41
7	639.398	629.73	9.67	1.51
6	631.221	621.14	10.08	1.60
5	621.468	611.17	10.30	1.66
4	608.106	598.41	9.70	1.59
3	589.401	582.04	7.36	1.25
2	567.52	564.11	3.41	0.60
1	--	551.08	--	--

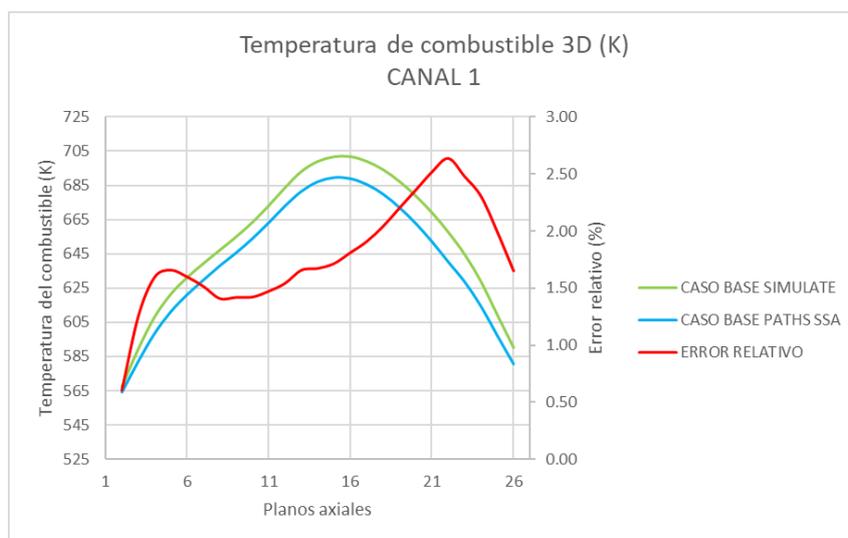


Figura 57. Temperatura del moderador para el tipo de combustible 1 (Canal 1) para el Caso Base.

Tabla XXV. Comparación de la temperatura del combustible 3D para el tipo de combustible 3 (Canal 9) entre PATHS SSA y SIMULATE para el Caso Base.

Plano axial	Caso Base SIMULATE	Caso Base PATHS SSA	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	--	561.69	--	--
26	607.303	591.03	16.27	2.68
25	679.797	652.03	27.76	4.08
24	722.883	696.37	26.51	3.67
23	749.103	726.84	22.26	2.97
22	772.034	755.75	16.29	2.11
21	800.4	792.90	7.50	0.94
20	821.972	824.06	2.08	0.25
19	838.735	849.10	10.37	1.24
18	858.554	877.59	19.04	2.22
17	875.436	902.63	27.19	3.11
16	885.021	916.60	31.58	3.57
15	890.719	925.76	35.04	3.93
14	893.788	930.78	37.00	4.14
13	888.573	923.34	34.76	3.91
12	876.111	905.77	29.66	3.39
11	855.418	877.65	22.23	2.60
10	840.501	858.10	17.59	2.09
9	825.542	839.39	13.84	1.68
8	810.906	820.33	9.43	1.16
7	794.73	798.88	4.15	0.52
6	776.113	773.28	2.83	0.37
5	756.269	748.02	8.25	1.09
4	720.869	706.72	14.15	1.96
3	678.361	659.32	19.04	2.81
2	584.975	577.18	7.80	1.33
1	--	551.10	--	--

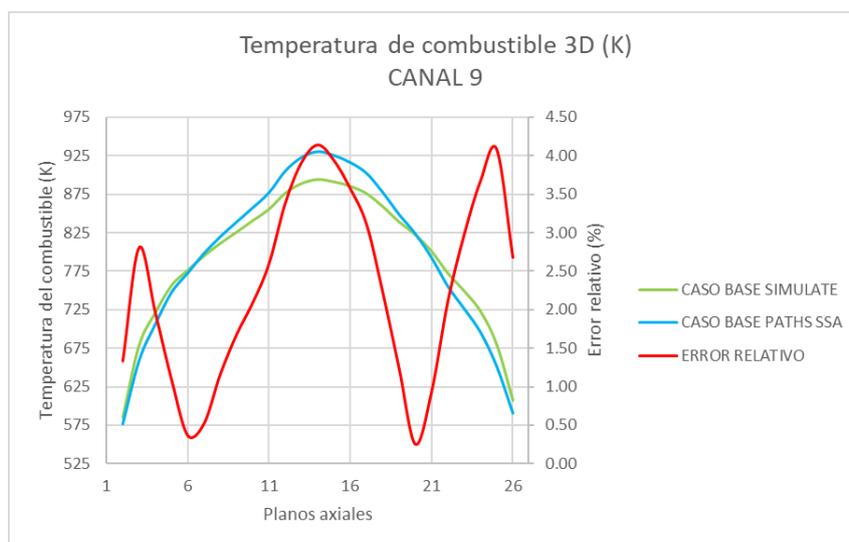


Figura 58. Temperatura del moderador para el tipo de combustible 3 (Canal 9) para el Caso Base.

Con esto se da por concluido el modelo termohidráulico en PATHS, habiendo ajustado los caudales que circulan por cada canal mediante los factores de pérdidas y comparando los valores termohidráulicos instantáneos para cada tipo de elemento combustible con los datos de planta de SIMULATE, obteniendo resultados satisfactorios en todos los campos salvo en la temperatura del combustible por falta de información sobre el funcionamiento del código en el manual de PARCS v3.42. La siguiente y última etapa de la generación de este modelo físico del reactor consiste en acoplar ambos códigos y comprobar una vez más que los resultados se corresponden con los valores reales.

5.2.3. CÓDIGO ACOPLADO PARCS/PATHS

A la hora de realizar el acoplamiento PARCS/PATHS para el Caso Base ambos códigos se retroalimentan: PARCS emplea los parámetros suministrados por PATHS para seleccionar las secciones eficaces y realizar los cálculos neutrónicos, guardando los históricos e instantáneos, que emplea PATHS para recalculer los nuevos parámetros instantáneos tras cada iteración de cada paso de quemado. Aun así, los valores iniciales de los cuales parte siguen siendo los valores de planta para el Caso Base. Se esperan unos resultados similares a los obtenidos tanto en la parte neutrónica con PARCS SSA como en la parte termohidráulica con PATHS SSA.

El error relativo de k_{eff} de 532.4 pcm de la **Tabla XXVI** se debe a que los valores termohidráulicos calculados por PATHS son diferentes a los valores que leía el caso PARCS SSA de SIMULATE, y, por tanto, aunque la retroalimentación entre la parte neutrónica y la parte termohidráulica del modelo está funcionando correctamente, se aprecian estas diferencias. A pesar de ello, el reactor se sigue considerando crítico, puesto que se mantiene la condición de criticidad de $k_{eff} = 1$. En la **Tabla XXVII** se muestra el quemado medio y el quemado máximo tanto de SIMULATE como del Caso Base de PARCS SSA y el Caso Base Acoplado, verificando que los valores se leen correctamente como condiciones de contorno.

Una vez más, el error relativo no tiene sentido en ocasiones como ocurría en PARCS SSA, como por ejemplo en los planos axiales 2-6 y 26 de la **Tabla XXVIII** y en los planos axiales 2-8 23-26 de la **Tabla XXIX**, por lo que en las **Figuras 59 y 60** se representan el promedio axial de la potencia relativa 1D y la potencia 3D con sus errores absolutos.

Por otra parte, en las **Figuras 61 y 62** se muestra la distribución de potencia 2D para este nuevo caso acoplado, con una diferencia máxima de un 15.3 % frente a los valores de referencia de SIMULATE.

Tabla XXVI. Comparación de k_{eff} entre SIMULATE, PARCS SSA y el caso acoplado.

	SIMULATE	PARCS SSA	ACOPLADO
k_{eff}	0.99821	0.99798	1.003534
Error relativo (pcm)	N/A	23	532.4

Tabla XXVII. Quemado medio y máximo (GWd/MTU) de SIMULATE, PARCS SSA y el Caso Base acoplado.

	SIMULATE	PARCS SSA	ACOPLADO
Quemado medio (GWd/MTU)	7.2888	7.289	7.289
Quemado máximo (GWd/MTU)	--	13.288	13.288

Tabla XXVIII. Comparación del promedio axial de la potencia relativa 1D entre los datos de planta de SIMULATE y el Caso Base acoplado.

PLANO AXIAL	SIMULATE	ACOPLADO	Error absoluto	Error Relativo (%)
27	0	0	0	0
26	0.26979	0.232	0.03779	14.01
25	0.59743	0.5994	0.00197	0.33
24	0.81036	0.8181	0.00774	0.96
23	0.93769	0.9701	0.03241	3.46
22	1.01535	1.096	0.08065	7.94
21	1.14597	1.1945	0.04853	4.23
20	1.2158	1.2678	0.052	4.28
19	1.22419	1.3079	0.08371	6.84
18	1.24263	1.3128	0.07017	5.65
17	1.26748	1.3245	0.05702	4.50
16	1.27159	1.3392	0.06761	5.32
15	1.27098	1.3483	0.07732	6.08
14	1.28316	1.3365	0.05334	4.16
13	1.25809	1.307	0.04891	3.89
12	1.21115	1.2629	0.05175	4.27
11	1.1895	1.2177	0.0282	2.37
10	1.17313	1.1809	0.00777	0.66
9	1.1542	1.1333	0.0209	1.81
8	1.12328	1.0638	0.05948	5.30
7	1.06711	0.9692	0.09791	9.18
6	0.98025	0.8552	0.12505	12.76
5	0.87311	0.7319	0.14121	16.17
4	0.73335	0.5922	0.14115	19.25
3	0.53145	0.4173	0.11415	21.48
2	0.15299	0.1216	0.03139	20.52
1	0	0	0	0

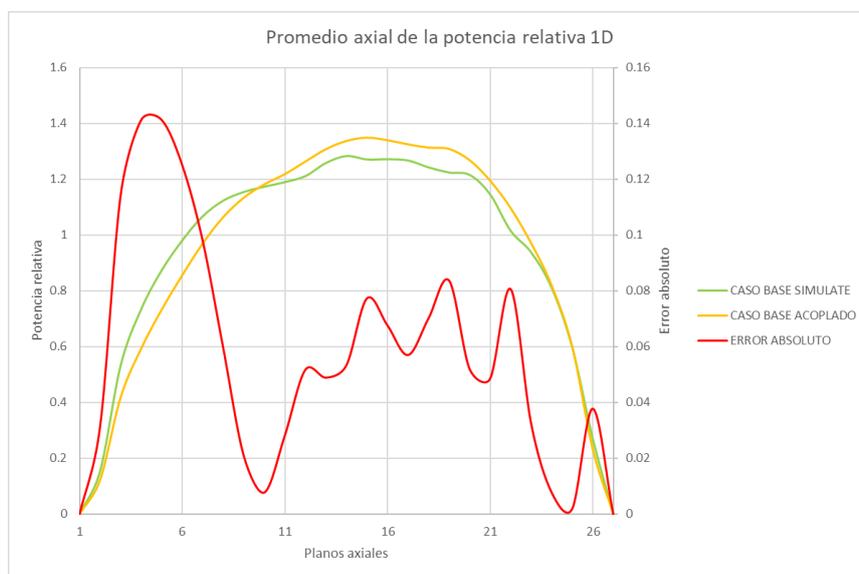


Figura 59. Potencia 1D Caso Base Acoplado.

Tabla XXIX. Comparación de la potencia relativa 3D entre los datos de planta de SIMULATE y el Caso Base acoplado (Posición radial 12).

PLANO AXIAL	SIMULATE	PARCS SSA	ACOPLADO	Error absoluto	Error Relativo (%)
27	0	0	0	0	0
26	0.08419	0.0702	0.0658	0.01839	21.84
25	0.14021	0.1303	0.1216	0.01861	13.27
24	0.19802	0.1905	0.1769	0.02112	10.67
23	0.24556	0.2398	0.2217	0.02386	9.72
22	0.28484	0.2818	0.2595	0.02534	8.90
21	0.3196	0.3205	0.2927	0.0269	8.42
20	0.35007	0.3549	0.322	0.02807	8.02
19	0.37614	0.3841	0.3468	0.02934	7.80
18	0.39766	0.4084	0.3671	0.03056	7.68
17	0.4132	0.4259	0.3823	0.0309	7.48
16	0.42242	0.4364	0.3916	0.03082	7.30
15	0.42296	0.4384	0.3938	0.02916	6.89
14	0.41507	0.4311	0.3879	0.02717	6.55
13	0.39854	0.4139	0.3736	0.02494	6.26
12	0.37371	0.3877	0.3509	0.02281	6.10
11	0.34521	0.3574	0.3226	0.02261	6.55
10	0.31876	0.3292	0.2947	0.02406	7.55
9	0.29604	0.3043	0.2698	0.02624	8.86
8	0.27524	0.2815	0.2464	0.02884	10.48
7	0.25443	0.2585	0.2231	0.03133	12.31
6	0.23205	0.2339	0.1989	0.03315	14.29
5	0.20464	0.204	0.171	0.03364	16.44
4	0.16601	0.1637	0.1356	0.03041	18.32
3	0.11127	0.1094	0.0898	0.02147	19.30
2	0.0474	0.0472	0.0385	0.0089	18.78
1	0	0	0	0	0

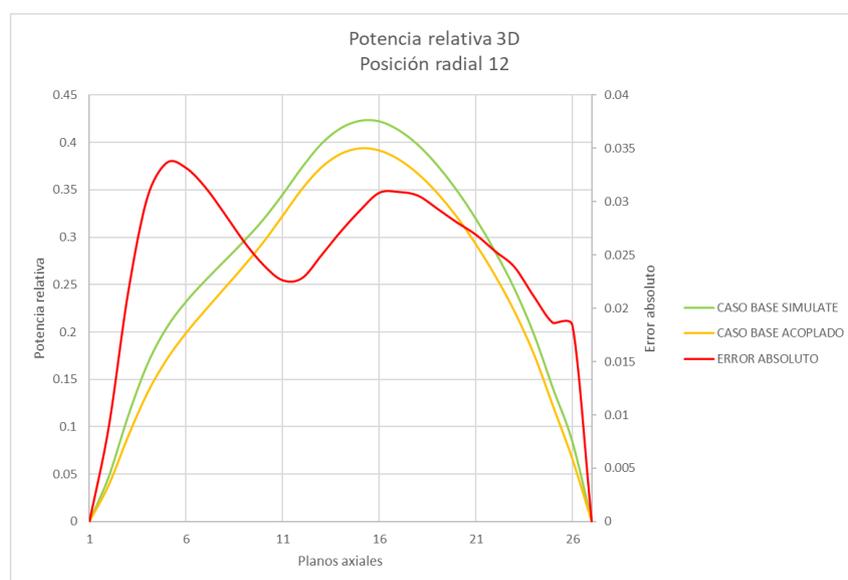


Figura 60. Potencia 3D Caso Base Acoplado (Nodo 12).

Canal 309		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
16.140331	16.049639	0.090692
Canal 310		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
16.7955201	16.058166	0.737354
Canal 339		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
15.2961451	15.989834	-0.693689
Canal 340		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
16.140331	16.000412	0.139919
Canal 278		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
17.40031	17.800935	-0.400625
Canal 281		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
18.1940968	17.809003	0.385094
Canal 368		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
16.3923268	17.662400	-1.270073
Canal 371		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
17.40031	17.672620	-0.272310
Canal 247		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
17.1987134	17.665719	-0.467006
Canal 252		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
16.2159297	17.660200	-1.444270
Canal 397		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
17.9799003	17.435307	0.544593
Canal 402		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
17.1987134	17.431053	-0.232340
Canal 217		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
15.6867386	15.734986	-0.048247
Canal 224		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
14.880352	15.728398	-0.848046
Canal 425		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
16.2915285	15.361888	0.929640
Canal 432		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
15.6867386	15.357733	0.329006
Canal 188		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
15.6489392	15.746568	-0.097629
Canal 197		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
16.2663289	15.756910	0.509419
Canal 452		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
14.8551524	15.290122	-0.434970
Canal 461		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
15.6489392	15.304533	0.344406
Canal 160		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
17.2113131	17.847251	-0.635938
Canal 171		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
17.9925001	17.856200	0.136300
Canal 478		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
16.2159297	17.453300	-1.237370
Canal 489		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
17.2113131	17.466008	-0.254695

Figura 63. Diferencia de caudales (kg/s) entre PARCS/PATHS y SIMULATE (primera parte).

Canal 134		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
17.2995117	17.949462	-0.649950
Canal 147		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
16.3041283	17.943400	-1.639272
Canal 502		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
18.0806987	17.549179	0.531520
Canal 515		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
17.2995117	17.545882	-0.246370
Canal 109		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
15.6741388	15.903860	-0.229721
Canal 124		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
14.880352	15.898300	-1.017948
Canal 525		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
16.2915285	15.384039	0.907489
Canal 540		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
15.6741388	15.381449	0.292690
Canal 85		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
16.4679255	16.748722	-0.280796
Canal 102		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
17.1483142	16.752760	0.395554
Canal 547		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
15.5859402	16.280587	-0.694647
Canal 564		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
16.4679255	16.286817	0.181109
Canal 63		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
9.18524691	9.272494	-0.087247
Canal 82		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
9.18524691	9.272610	-0.087363
Canal 567		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
9.18524691	9.243855	-0.058608
Canal 586		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
9.18524691	9.244083	-0.058836
Canal 1		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
9.29864502	9.359389	-0.060744
Canal 6		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
9.29864502	9.359409	-0.060764
Canal 643		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
9.29864502	9.323972	-0.025327
Canal 648		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
9.29864502	9.324097	-0.025452
Canal 235		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
9.31124481	9.346307	-0.035062
Canal 264		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
9.29864502	9.346376	-0.047731
Canal 385		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
9.31124481	9.343370	-0.032125
Canal 414		
SIMULATE	PATHS	Diferencia
9.29864502	9.343442	-0.044797

Figura 64. Diferencia de caudales (kg/s) entre PARCS/PATHS y SIMULATE (segunda parte).

En este caso acoplado, se observa en las **Figuras 63 y 64** que los caudales se ajustan bastante bien a los valores de planta, siendo la mayor diferencia de 1.64 kg/s (10.05%). El promedio axial de la densidad del moderador y la fracción de huecos se adaptan a la tendencia de los valores de planta, aunque se siguen notando las mismas distorsiones en las regiones con espaciadores como ocurría con el modelo termohidráulico (PATHS SSA), tal y como se observa en las **Tablas XXX y XXXI** y en las **Figuras 65 y 66**, con un error relativo máximo del 15.60% para la densidad; aunque la fracción de huecos se asemeja bastante más a los valores de referencia, con una diferencia máxima del 0.05%.

Tabla XXX. Comparación del promedio axial de la densidad del moderador (kg/m^3) entre los valores de planta de SIMULATE y el Caso Base acoplado.

Plano axial	SIMULATE (kg/m^3)	Acoplado (kg/m^3)	Error absoluto (kg/m^3)	Error relativo (%)
27	266.22	236.24	29.98	11.26
26	266.22	237.70	28.52	10.71
25	259.35	239.53	19.82	7.64
24	289.52	244.34	45.18	15.60
23	290.75	250.88	39.87	13.71
22	273.4	259.17	14.23	5.21
21	312.8	269.54	43.26	13.83
20	323.21	281.64	41.57	12.86
19	319.75	295.94	23.81	7.45
18	342.16	312.54	29.62	8.66
17	366.36	331.69	34.67	9.46
16	378.67	353.41	25.26	6.67
15	392.79	378.67	14.12	3.60
14	428.42	408.50	19.92	4.65
13	454.14	442.41	11.73	2.58
12	475.33	480.71	5.38	1.13
11	516.07	523.08	7.01	1.36
10	550.75	566.76	16.01	2.91
9	586.6	609.59	22.99	3.92
8	625.38	650.32	24.94	3.99
7	661.94	689.06	27.12	4.10
6	687.35	720.18	32.83	4.78
5	703.98	740.07	36.09	5.13
4	715.53	749.84	34.31	4.80
3	721.23	753.34	32.11	4.45
2	722.24	755.15	32.91	4.56
1	722.24	755.69	33.45	4.63
--	--	755.74	--	--

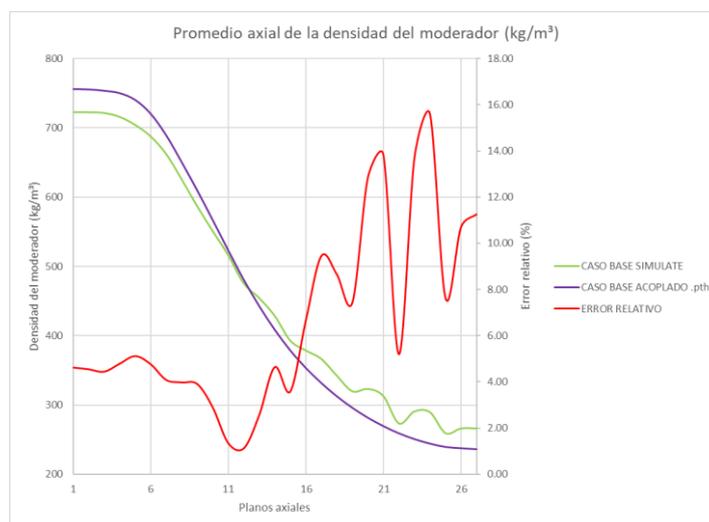


Figura 65. Promedio axial de la densidad del moderador 1D para el Caso Base acoplado.

Tabla XXXI. Comparación de la fracción de huecos (%) entre el Caso Base acoplado y los valores de planta de SIMULATE.

Plano axial	SIMULATE	Acoplado (%)	Error absoluto (%)
27	--	0.7182	--
26	0.751	0.7161	0.03
25	0.762	0.7135	0.05
24	0.711	0.7065	0.00
23	0.709	0.6971	0.01
22	0.738	0.6852	0.05
21	0.671	0.6703	0.00
20	0.653	0.6529	0.00
19	0.659	0.6323	0.03
18	0.621	0.6084	0.01
17	0.58	0.5808	0.00
16	0.559	0.5495	0.01
15	0.534	0.5131	0.02
14	0.474	0.4701	0.00
13	0.43	0.4214	0.01
12	0.393	0.3665	0.03
11	0.324	0.3060	0.02
10	0.265	0.2442	0.02
9	0.203	0.1845	0.02
8	0.137	0.1287	0.01
7	0.075	0.0762	0.00
6	0.031	0.0354	0.00
5	0.003	0.0111	0.01
4	0	0.0013	0.00
3	0	0.0000	0.00
2	0	0.0000	0.00
1	0	0.0000	0.00
	--	0.0000	--

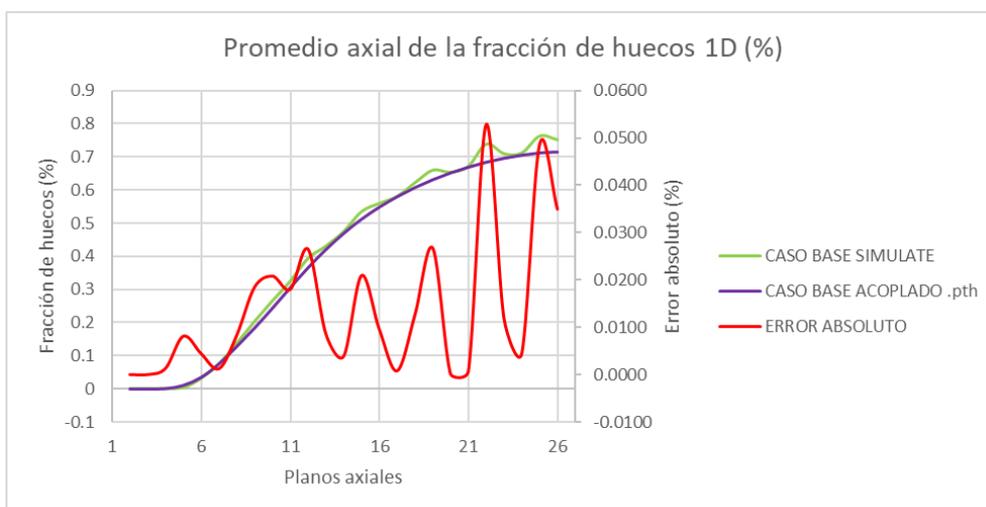


Figura 66. Promedio axial de la fracción de huecos (%) para el Caso Base acoplado.

En las **Tablas XXXII, XXXIII y XXXIV**, así como en las **Figuras 67, 68 y 69** se muestran los valores de la densidad del moderador 3D para este Caso Base acoplado, con un error relativo máximo del 2.12% para los combustibles del tipo 1, del 37.50% para los combustibles del tipo 2, que se mantienen como los más desfavorables también en este caso, y del 14.37% para los combustibles del tipo 3.

Tabla XXXII. Comparación de la densidad del moderador 3D (kg/m³) entre los valores de planta de SIMULATE y el Caso Base acoplado (Tipo de combustible 1, canal 1).

Plano axial	SIMULATE (kg/m ³)	Acoplado (kg/m ³)	Error absoluto (kg/m ³)	Error relativo (%)
27	422	427.71	5.71	1.35
26	422	428.67	6.67	1.58
25	423	431.95	8.95	2.12
24	434	438.18	4.18	0.96
23	444	447.31	3.31	0.74
22	453	459.31	6.31	1.39
21	472	474.44	2.44	0.52
20	490	492.63	2.63	0.54
19	511	514.46	3.46	0.68
18	537	539.93	2.93	0.55
17	562	568.24	6.24	1.11
16	592	598.30	6.30	1.06
15	624	629.86	5.86	0.94
14	658	662.69	4.69	0.71
13	689	695.34	6.34	0.92
12	710	720.37	10.37	1.46
11	728	735.97	7.97	1.09
10	741	743.22	2.22	0.30
9	746	745.71	0.29	0.04
8	748	747.68	0.32	0.04
7	750	749.47	0.53	0.07
6	751	751.08	0.08	0.01
5	753	752.51	0.49	0.06
4	754	753.74	0.26	0.03
3	755	754.71	0.29	0.04
2	756	755.35	0.65	0.09
1	756	755.63	0.37	0.05
	--	755.74	--	--

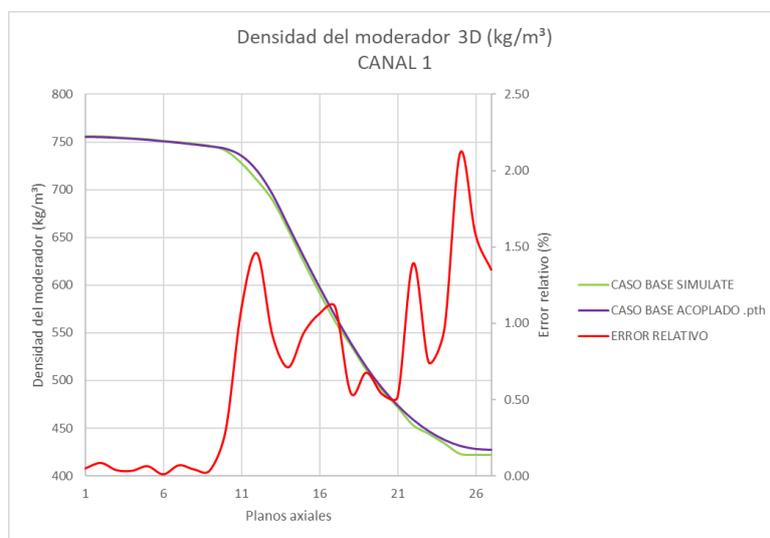


Figura 67. Densidad del moderador 3D (Caso Base acoplado, tipo de combustible 1, canal 1).

Tabla XXXIII. Comparación de la densidad del moderador 3D (kg/m^3) entre los valores de planta de SIMULATE y el Caso Base acoplado (Tipo de combustible 2, canal 71).

Plano axial	SIMULATE (kg/m^3)	Acoplado (kg/m^3)	Error absoluto (kg/m^3)	Error relativo (%)
27	181	232.83	51.83	28.64
26	181	234.50	53.50	29.56
25	172	236.49	64.49	37.50
24	214	241.79	27.79	12.98
23	214	248.97	34.97	16.34
22	189	258.33	69.33	36.68
21	244	270.36	26.36	10.80
20	259	284.60	25.60	9.89
19	256	301.82	45.82	17.90
18	289	322.71	33.71	11.67
17	326	348.45	22.45	6.89
16	352	379.60	27.60	7.84
15	386	418.80	32.80	8.50
14	445	468.46	23.46	5.27
13	498	522.65	24.65	4.95
12	544	581.12	37.12	6.82
11	597	628.85	31.85	5.33
10	641	671.84	30.84	4.81
9	676	706.06	30.06	4.45
8	703	730.03	27.03	3.85
7	726	743.83	17.83	2.46
6	744	748.29	4.29	0.58
5	751	750.69	0.31	0.04
4	753	752.66	0.34	0.05
3	755	754.23	0.77	0.10
2	756	755.34	0.66	0.09
1	756	755.70	0.30	0.04
	--	755.74	--	--

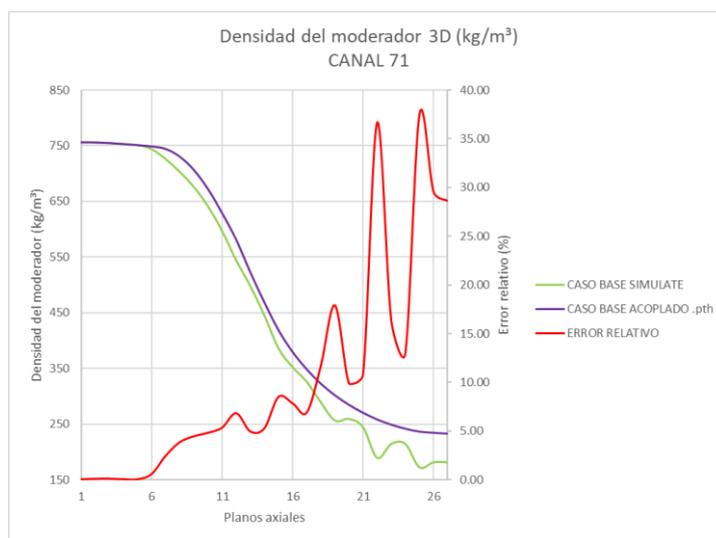


Figura 68. Densidad del moderador 3D (Caso Base acoplado, tipo de combustible 2, canal 71).

Tabla XXXIV. Comparación de la densidad del moderador 3D (kg/m³) entre los valores de planta de SIMULATE y el Caso Base acoplado (Tipo de combustible 3, canal 9).

Plano axial	SIMULATE (kg/m ³)	Acoplado (kg/m ³)	Error absoluto (kg/m ³)	Error relativo (%)
27	309	347.39	38.39	12.42
26	309	350.22	41.22	13.34
25	308	352.02	44.02	14.29
24	337	357.56	20.56	6.10
23	337	364.85	27.85	8.26
22	327	374.01	47.01	14.37
21	367	385.82	18.82	5.13
20	380	399.46	19.46	5.12
19	381	415.78	34.78	9.13
18	409	435.25	26.25	6.42
17	439	459.09	20.09	4.58
16	456	486.27	30.27	6.64
15	481	516.75	35.75	7.43
14	524	551.14	27.14	5.18
13	559	586.95	27.95	5.00
12	593	624.41	31.41	5.30
11	640	665.27	25.27	3.95
10	676	698.98	22.98	3.40
9	699	722.77	23.77	3.40
8	719	738.02	19.02	2.64
7	736	745.79	9.79	1.33
6	748	748.52	0.52	0.07
5	751	750.74	0.26	0.04
4	753	752.70	0.30	0.04
3	755	754.27	0.73	0.10
2	756	755.40	0.60	0.08
1	756	755.69	0.31	0.04
	--	755.74	--	--

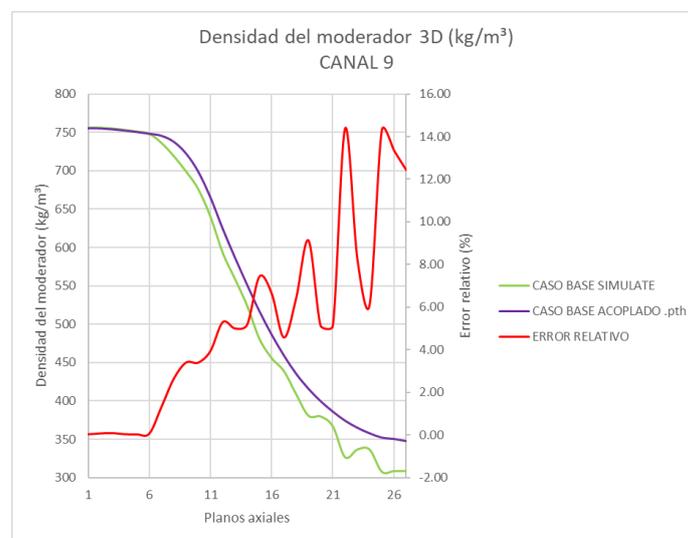


Figura 69. Densidad del moderador 3D (Caso Base acoplado, tipo de combustible 3, canal 9).

Tabla XXXV. Comparación del promedio axial de la temperatura del moderador 1D (K) para el Caso Base acoplado frente a los valores de planta de SIMULATE.

Plano axial	SIMULATE (K)	Acoplado (K)	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	563.22	563.52	0.3	0.05
26	563.22	563.67	0.45	0.08
25	563.22	563.71	0.49	0.09
24	563.22	563.75	0.53	0.09
23	563.22	563.76	0.54	0.10
22	563.22	563.79	0.57	0.10
21	563.22	563.82	0.6	0.11
20	563.22	563.83	0.61	0.11
19	563.22	563.82	0.6	0.11
18	563.22	563.81	0.59	0.10
17	563.22	563.77	0.55	0.10
16	563.22	563.72	0.5	0.09
15	563.22	563.7	0.48	0.09
14	563.22	563.61	0.39	0.07
13	563.22	563.38	0.16	0.03
12	563.19	563.05	0.14	0.02
11	563.14	562.68	0.46	0.08
10	563.04	562.21	0.83	0.15
9	562.78	561.55	1.23	0.22
8	562.32	560.72	1.6	0.28
7	561.5	559.75	1.75	0.31
6	559.94	558.63	1.31	0.23
5	558.19	557.42	0.77	0.14
4	556.64	556.25	0.39	0.07
3	555.4	555.3	0.1	0.02
2	554.81	554.78	0.03	0.01
1	554.81	554.66	0.15	0.03

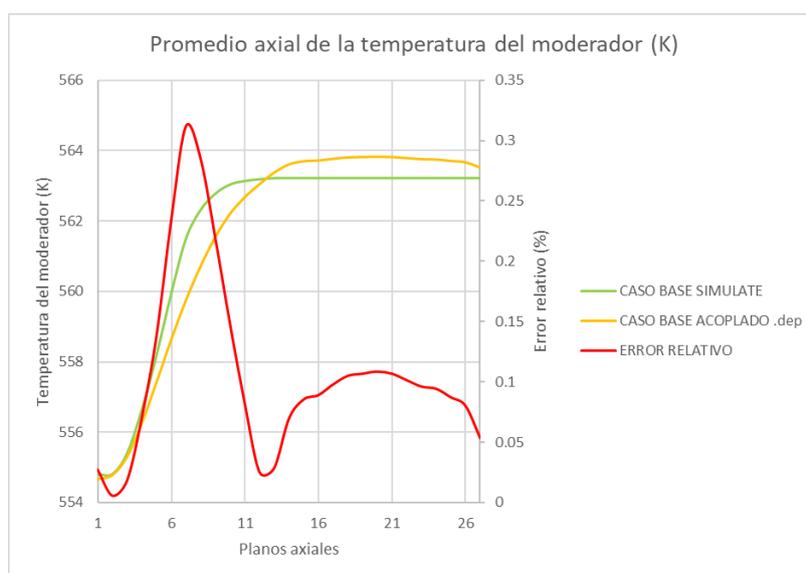


Figura 70. Promedio axial de la temperatura del moderador 1D (K) para el Caso Base acoplado.

Tabla XXXVI. Comparación de la temperatura del moderador 3D (K) para el Caso Base acoplado frente a los valores de planta de SIMULATE (Tipo de combustible 1, Canal 1).

Plano axial	SIMULATE (K)	Acoplado (K)	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	561.32	561.55	0.23	0.04
26	561.32	561.59	0.27	0.05
25	561.32	561.61	0.29	0.05
24	561.32	561.63	0.31	0.06
23	561.32	561.64	0.32	0.06
22	561.32	560.98	0.34	0.06
21	561.32	560.38	0.94	0.17
20	561.32	560.49	0.83	0.15
19	561.32	560.62	0.7	0.12
18	561.32	560.73	0.59	0.11
17	561.32	560.75	0.57	0.10
16	561.32	560.64	0.68	0.12
15	561.32	560.42	0.9	0.16
14	561.32	560.1	1.22	0.22
13	561.03	559.67	1.36	0.24
12	559.7	559	0.7	0.13
11	558.46	558.08	0.38	0.07
10	557.31	557	0.31	0.06
9	556.24	555.9	0.34	0.06
8	555.24	554.88	0.36	0.06
7	554.3	553.96	0.34	0.06
6	553.43	553.14	0.29	0.05
5	552.65	552.43	0.22	0.04
4	551.97	551.84	0.13	0.02
3	551.47	551.41	0.06	0.01
2	551.21	551.17	0.04	0.01
1	551.21	551.12	0.09	0.02

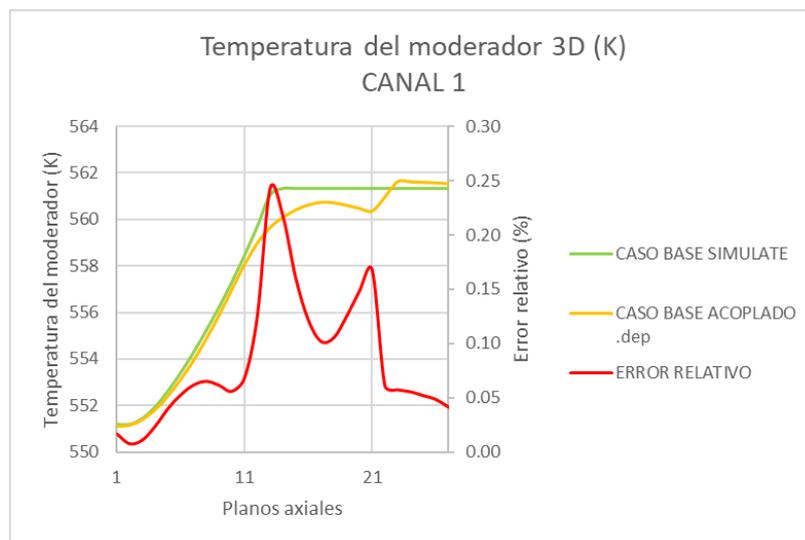


Figura 71. Temperatura del moderador 3D (K) para el Caso Base acoplado (Tipo de combustible 1, Canal 1).

Tabla XXXVII. Comparación de la temperatura del moderador 3D (K) para el Caso Base acoplado frente a los valores de planta de SIMULATE (Tipo de combustible 2, Canal 71).

Plano axial	SIMULATE (K)	Acoplado (K)	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	561.32	561.7	0.38	0.07
26	561.32	561.89	0.57	0.10
25	561.32	561.95	0.63	0.11
24	561.32	562	0.68	0.12
23	561.32	562.03	0.71	0.13
22	561.32	562.08	0.76	0.14
21	561.32	562.13	0.81	0.14
20	561.32	562.15	0.83	0.15
19	561.32	562.18	0.86	0.15
18	561.32	562.22	0.9	0.16
17	561.32	562.27	0.95	0.17
16	561.32	562.29	0.97	0.17
15	561.32	561.66	0.34	0.06
14	561.32	560.91	0.41	0.07
13	561.32	560.68	0.64	0.11
12	561.32	560.38	0.94	0.17
11	561.32	559.94	1.38	0.25
10	561.32	559.24	2.08	0.37
9	560.42	558.25	2.17	0.39
8	558.56	557.03	1.53	0.27
7	556.82	555.68	1.14	0.20
6	555.24	554.37	0.87	0.16
5	553.84	553.23	0.61	0.11
4	552.65	552.31	0.34	0.06
3	551.71	551.6	0.11	0.02
2	551.25	551.21	0.04	0.01
1	551.25	551.13	0.12	0.02

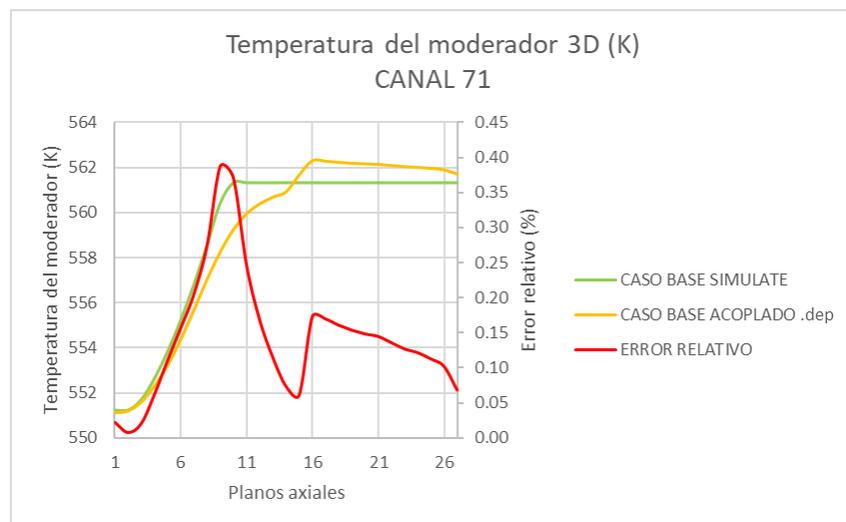


Figura 72. Temperatura del moderador 3D (K) para el Caso Base acoplado (Tipo de combustible 2, Canal 71).

Tabla XXXVIII. Comparación de la temperatura del moderador 3D (K) para el Caso Base acoplado frente a los valores de planta de SIMULATE (Tipo de combustible 3, Canal 9).

Plano axial	SIMULATE (K)	Acoplado (K)	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	561.32	561.67	0.35	0.06
26	561.32	561.83	0.51	0.09
25	561.32	561.88	0.56	0.10
24	561.32	561.92	0.6	0.11
23	561.32	561.94	0.62	0.11
22	561.32	561.99	0.67	0.12
21	561.32	562.03	0.71	0.13
20	561.32	562.05	0.73	0.13
19	561.32	561.4	0.08	0.01
18	561.32	560.84	0.48	0.09
17	561.32	561	0.32	0.06
16	561.32	561.07	0.25	0.04
15	561.32	561.04	0.28	0.05
14	561.32	560.89	0.43	0.08
13	561.32	560.57	0.75	0.13
12	561.32	560.2	1.12	0.20
11	561.32	559.7	1.62	0.29
10	560.9	558.93	1.97	0.35
9	559.3	557.91	1.39	0.25
8	557.77	556.73	1.04	0.19
7	556.31	555.48	0.83	0.15
6	554.94	554.28	0.66	0.12
5	553.66	553.2	0.46	0.08
4	552.54	552.28	0.26	0.05
3	551.63	551.57	0.06	0.01
2	551.22	551.19	0.03	0.01
1	551.22	551.13	0.09	0.02

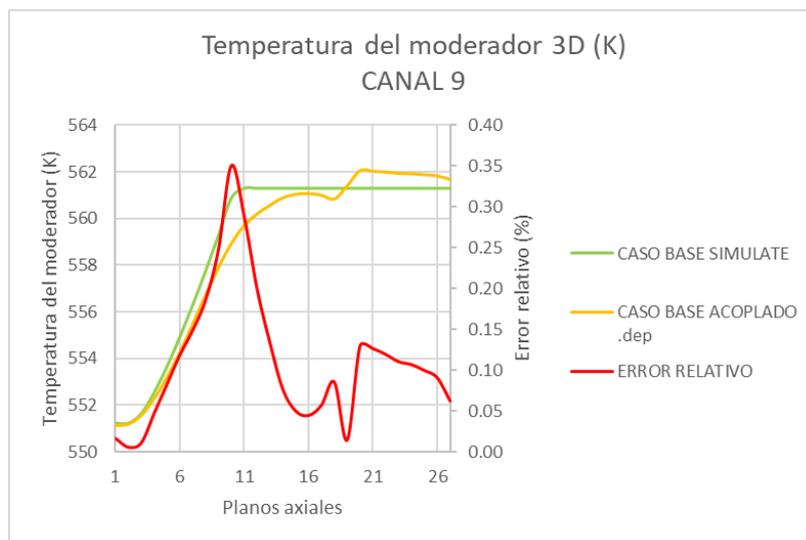


Figura 73. Temperatura del moderador 3D (K) para el Caso Base acoplado (Tipo de combustible 3, Canal 9).

Tabla XXXIX. Comparación del promedio axial de la temperatura del combustible 1D (K) para el Caso Base acoplado frente a los valores de planta de SIMULATE.

Plano axial	SIMULATE (K)	Acoplado (K)	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	--	471.62	--	--
26	652.19	512.3	139.89	21.45
25	754.28	587.98	166.3	22.05
24	818.85	638.79	180.06	21.99
23	856.73	675.74	180.99	21.13
22	879.7	707.03	172.67	19.63
21	917.52	732.05	185.47	20.21
20	937.43	750.97	186.46	19.89
19	940.05	761.43	178.62	19.00
18	944.73	763.05	181.68	19.23
17	950.95	766.54	184.41	19.39
16	951.52	770.87	180.65	18.99
15	950.85	773.79	177.06	18.62
14	953.64	771.14	182.5	19.14
13	946.57	763.64	182.93	19.33
12	933.13	752.45	180.68	19.36
11	926.64	741.06	185.58	20.03
10	921.45	731.75	189.7	20.59
9	915.19	719.56	195.63	21.38
8	905.08	701.68	203.4	22.47
7	887.21	677.52	209.69	23.63
6	859.55	648.7	210.85	24.53
5	825.55	618.02	207.53	25.14
4	782.09	584.31	197.78	25.29
3	719.81	544.22	175.59	24.39
2	602.77	484.59	118.18	19.61
1	--	462.77	--	--

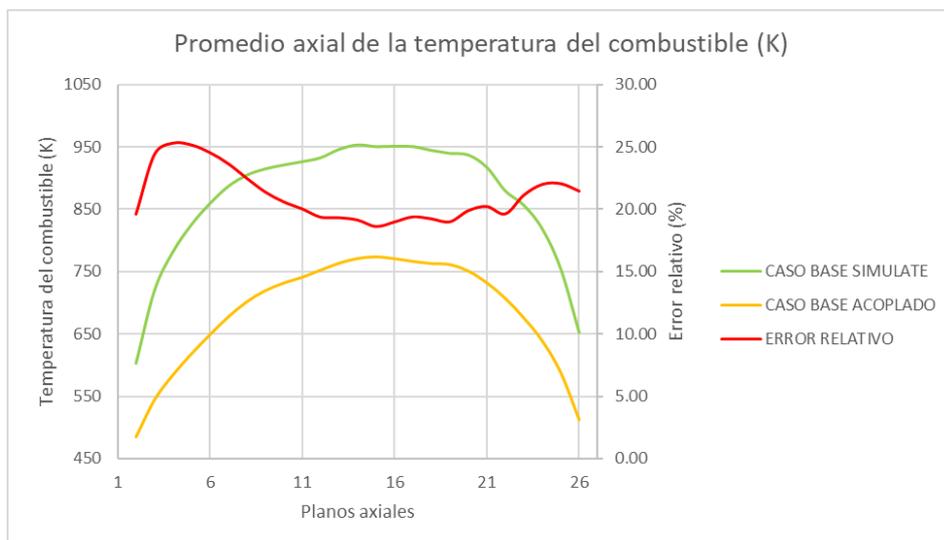


Figura 74. Promedio axial de la temperatura del combustible 1D (K) para el Caso Base acoplado.

Tabla XL. Comparación de la temperatura del combustible 3D (K) para el Caso Base acoplado frente a los valores de planta de SIMULATE (Tipo de combustible 1, Canal 1).

Plano axial	SIMULATE (K)	Acoplado (K)	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	--	561.55	--	--
26	590.28	578.35	11.93	2.02
25	609.32	593.29	16.03	2.63
24	628.76	608.33	20.43	3.25
23	644.58	620.68	23.90	3.71
22	657.53	630.45	27.08	4.12
21	668.89	640.14	28.75	4.30
20	678.78	648.83	29.95	4.41
19	687.16	656.14	31.02	4.51
18	694.01	661.96	32.05	4.62
17	698.86	665.98	32.88	4.70
16	701.63	667.88	33.75	4.81
15	701.56	667.3	34.26	4.88
14	698.79	664.01	34.78	4.98
13	692.99	657.95	35.04	5.06
12	683.56	649.42	34.14	4.99
11	673.08	639.56	33.52	4.98
10	663.35	630.13	33.22	5.01
9	654.89	622.21	32.68	4.99
8	647.12	614.07	33.05	5.11
7	639.4	606.44	32.96	5.15
6	631.22	599.08	32.14	5.09
5	621.47	591.33	30.14	4.85
4	608.11	582.25	25.86	4.25
3	589.4	571.29	18.11	3.07
2	567.52	559.59	7.93	1.40
1	--	551.12	--	--

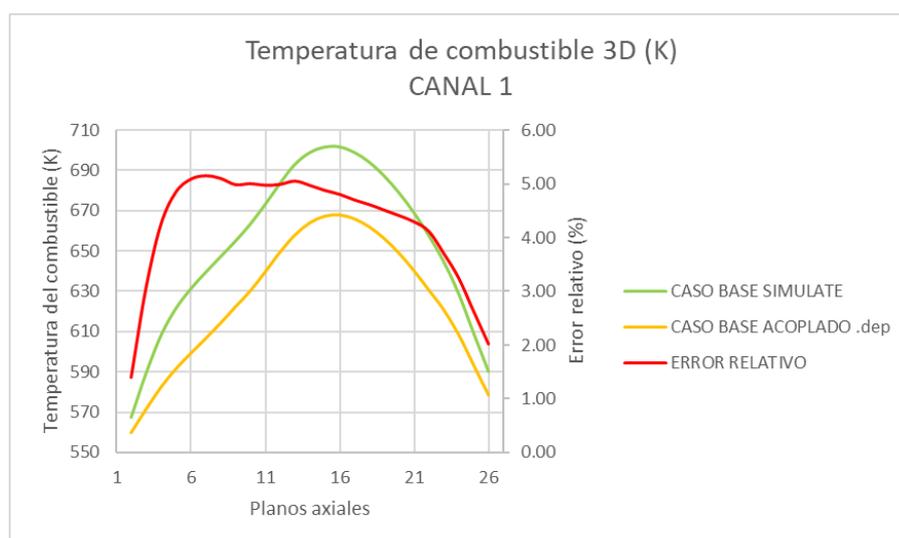


Figura 75. Temperatura del moderador 3D (K) para el Caso Base acoplado (Tipo de combustible 1, Canal 1).

Tabla XLI. Comparación de la temperatura del combustible 3D (K) para el Caso Base acoplado frente a los valores de planta de SIMULATE (Tipo de combustible 2, Canal 71).

Plano axial	SIMULATE (K)	Acoplado (K)	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	--	561.71	--	--
26	676.79	632.26	44.53	6.58
25	800.87	766.37	34.50	4.31
24	882.21	859.93	22.28	2.53
23	938.62	936.91	1.71	0.18
22	974.14	1003.21	29.07	2.98
21	1027.18	1054.98	27.80	2.71
20	1057.39	1099.04	41.65	3.94
19	1071.24	1137.69	66.45	6.20
18	1090.86	1162.87	72.01	6.60
17	1106.99	1180.44	73.45	6.64
16	1114.87	1195.63	80.76	7.24
15	1117.62	1200.76	83.14	7.44
14	1109.99	1168.45	58.46	5.27
13	1041.54	1062.18	20.64	1.98
12	925.4	904.45	20.95	2.26
11	881.75	848.29	33.46	3.79
10	861.03	818.29	42.74	4.96
9	842.65	790.33	52.32	6.21
8	822.14	760.94	61.20	7.44
7	798.79	729.01	69.78	8.74
6	770.57	697.18	73.39	9.52
5	739.4	667.2	72.20	9.76
4	705.87	640.67	65.20	9.24
3	662.68	611.98	50.70	7.65
2	589.4	569.98	19.42	3.29
1	--	551.13	--	--

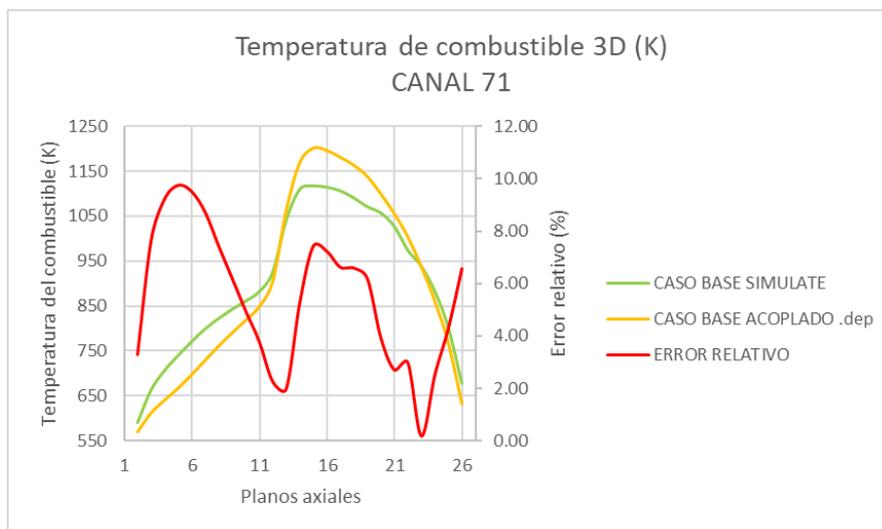


Figura 76. Temperatura del moderador 3D (K) para el Caso Base acoplado (Tipo de combustible 2, Canal 71).

Tabla XLII. Comparación de la temperatura del combustible 3D (K) para el Caso Base acoplado frente a los valores de planta de SIMULATE (Tipo de combustible 3, Canal 9).

Plano axial	SIMULATE (K)	Acoplado (K)	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	--	561.68	--	--
26	607.3	588.64	18.66	3.07
25	679.8	647.1	32.7	4.81
24	722.88	686.76	36.12	5.00
23	749.1	715.42	33.68	4.50
22	772.03	744.69	27.34	3.54
21	800.4	772.23	28.17	3.52
20	821.97	798.22	23.75	2.89
19	838.74	822.26	16.48	1.96
18	858.55	843.24	15.31	1.78
17	875.44	860.72	14.72	1.68
16	885.02	872.76	12.26	1.39
15	890.72	879.15	11.57	1.30
14	893.79	877.21	16.58	1.86
13	888.57	866.7	21.87	2.46
12	876.11	847.75	28.36	3.24
11	855.42	815.75	39.67	4.64
10	840.5	791.22	49.28	5.86
9	825.54	768.62	56.92	6.89
8	810.91	745.8	65.11	8.03
7	794.73	722.43	72.3	9.10
6	776.11	699.7	76.41	9.85
5	756.27	679.03	77.24	10.21
4	720.87	650.54	70.33	9.76
3	678.36	619.75	58.61	8.64
2	584.98	567.81	17.17	2.94
1	--	551.13	--	--

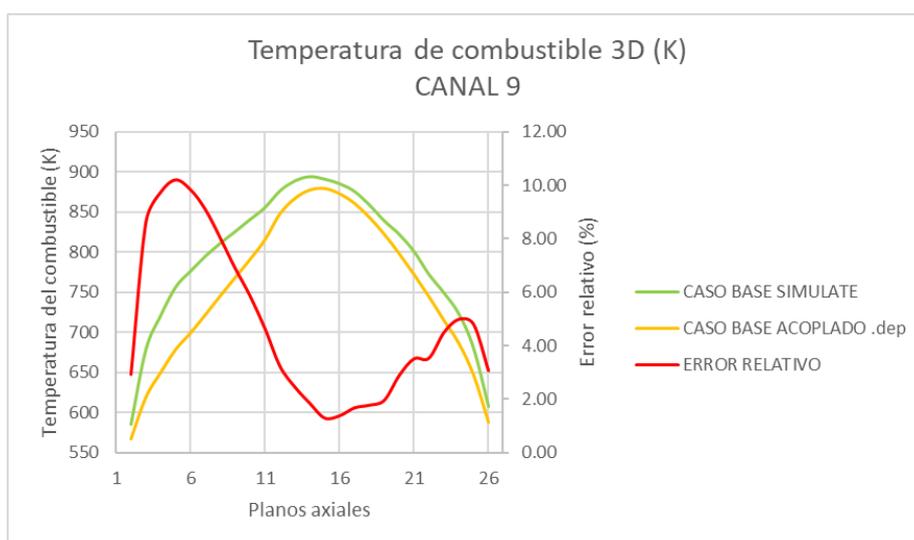


Figura 77. Temperatura del moderador 3D (K) para el Caso Base acoplado (Tipo de combustible 3, Canal 9).

Por otra parte, la temperatura del moderador proporciona unos valores más afines, con un error absoluto de 1.75 K para el promedio axial (**Tabla XXXV** y **Figura 70**) y de 1.64 K para los combustibles de tipo 1 (**Tabla XXXVI** y **Figura 71**), 3.09 K para los combustibles del tipo 2 (**Tabla XXXVII** y **Figura 72**) y 2.89 K para los combustibles del tipo 3 (**Tabla XXXVIII** y **Figura 73**).

Como se mencionaba anteriormente, en la temperatura del combustible hay discrepancias frente a los valores reales de planta bastante considerables, alcanzando los 210.85 K en el promedio axial (**Tabla XXXIX** y **Figura 74**) y los 39.98 K para combustibles de tipo 1 (**Tabla XL** y **Figura 75**), 97.88 K para combustibles de tipo 2 (**Tabla XLI** y **Figura 76**) y 44.87 para combustibles de tipo 3 (**Tabla XLII** y **Figura 77**). Se asumen estos errores en este TFM debido a la falta de información sobre el funcionamiento del código en los manuales oficiales, así como a la imposibilidad de obtener ciertos datos reales con certeza como son los factores de pérdidas del caudal.

En el **Anexo III** se pueden encontrar más resultados de estos parámetros para reforzar la validez del modelo.

Una vez completado el modelo físico y habiéndolo validado con el Caso Base empleando datos reales de planta, tanto acoplado como por separado (neutrónica y termohidráulica), se puede emplear para la generación de 2500 de los 10000 casos cuyos resultados, del mismo modo que en el caso del PWR, servirán de entrenamiento para una RNA en futuros proyectos del ISIRYM.

5.2.4. DISEÑO DE NÚCLEO *BEGINNING OF LIFE* (BOL)

Se ha generado un diseño de núcleo de principio de vida (BOL, *Beginning Of Life*), es decir, el reactor se considera cargado con combustible por primera vez. El objetivo es ejecutar 2500 casos (originalmente 10000, pero se decidió reducirlo a 2500 ya que los costes computacionales superaban el tiempo dedicado a este trabajo) para así hallar el de mayor duración: aquel que alcance un valor de criticidad subcrítico ($k_{eff} < 1$) con todas las barras de control completamente extraídas tras el mayor tiempo de funcionamiento posible. Al tratarse del primer ciclo de vida del reactor, no se cuenta con valores históricos, pero se han establecido unos parámetros como condiciones iniciales extraídos del fichero .parcs_dep del Caso Base acoplado obtenido anteriormente durante la validación. El patrón de carga empleado como base para generar el resto de los casos es el mismo que se mostró en la **Figura 31**.

En este caso, no obstante, se cuenta con una posición distinta de los bancos de barras de control respecto a la utilizada en el Caso Base (ahora comienza el problema con todas las barras completamente insertadas, es decir, todas a 0, hasta que tras el primer cálculo PARCS devuelve la posición de estas con su grado de inserción para que $k_{eff} = 1$), y lo mismo ocurre con la potencia y el caudal, que se establecen al 100%. Se diseña de esta manera dado que en esta ocasión el problema tiene un objetivo distinto. Mientras que en el Caso Base se proporcionaba una configuración de bancos de barras de control para obtener el valor de k_{eff} , ahora se ordena al código que busque las configuraciones de los bancos de barras de control adecuados para mantener el reactor crítico ($k_{eff} = 1$). Para ello se selecciona la tarjeta SEARCH ROD 0.9999 en el bloque CNTL de PARCS. En la **Tabla XLIII** se muestran los valores de potencia y de caudal empleados para las simulaciones.

Tabla XLIII. Valores de potencia y caudal empleados en las simulaciones del caso BOL.

Potencia (MW)	Caudal (kg/s)
3012	9909.41727

Tras procesar los resultados se ha encontrado que la duración máxima de ciclo corresponde a 329.8 días, y varios modelos cumplen esta condición como son el 416 o el 2033. Aquí entra en juego la búsqueda de un caso óptimo con los siguientes criterios: se busca que la inserción inicial de barras de control sea mínima para así evitar el desgaste de estas, que el grado de quemado del combustible sea bajo para así poder aprovecharlo mejor en futuros ciclos, y una potencia pico 3D baja.

Del mismo modo, en función del criterio que se hubiera deseado seguir en un principio, se tendría que el caso con una menor inserción inicial de barras de control es el modelo 390 con 1375 muescas insertadas, pero con 239.249 días de duración de ciclo; o que el caso con menor valor de potencia pico 3D máxima y menor quemado medio es el modelo 1597 con 3.894 y 5.375 GWd/MTU respectivamente, pero con una duración de 208.550 días.

El modelo 2033, con 329.8 días, un quemado medio de 8.5 GWd/MTU, un quemado máximo de 17.995 GWd/MTU, un grado de inserción inicial de barras de control de 3250 y una potencia pico 3D máxima de 4.532, es el caso que se considera óptimo para este estudio según los criterios establecidos.

En la **Tabla XLIV** y en las **Figuras 78, 79 y 80** se muestran los resultados del quemado junto a los valores extrapolados para EOC del modelo 2033, mientras que en la **Figura 81** se muestra el patrón de carga empleado para ese caso. Curiosamente, la duración del ciclo excede por 38.8 días la marcada por PARCS como fin de ciclo, que es más de un mes de operación de diferencia.

Tabla XLIV. Resultados del Modelo 2033.

	PT 29	PT 30	PT 31	PT 32	PT EOC (Extrap.)
Duración del ciclo (días)	271.6	271.6	291	291	329.800
Quemado medio (GWd/MTU)	7	7	7.5	7.5	8.5
Quemado máximo (GWd/MTU)	17.338	17.338	17.557	17.557	17.995
Grado de extracción de barras de control (notches)	6777	6777	6902	7152	7152
k_{eff}	0.997965	0.997961	0.996682	0.998639	

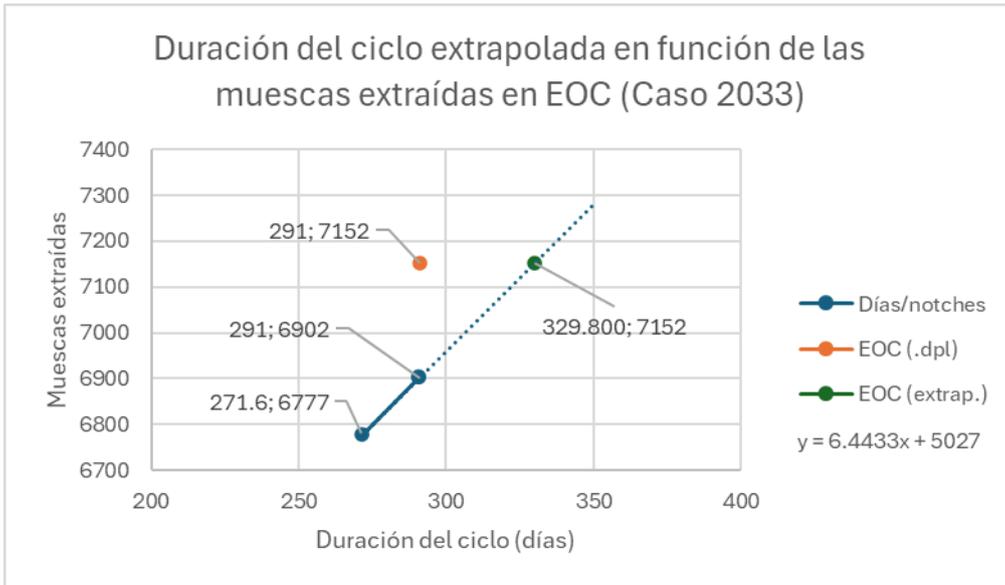


Figura 78. Duración del ciclo (Modelo 2033).

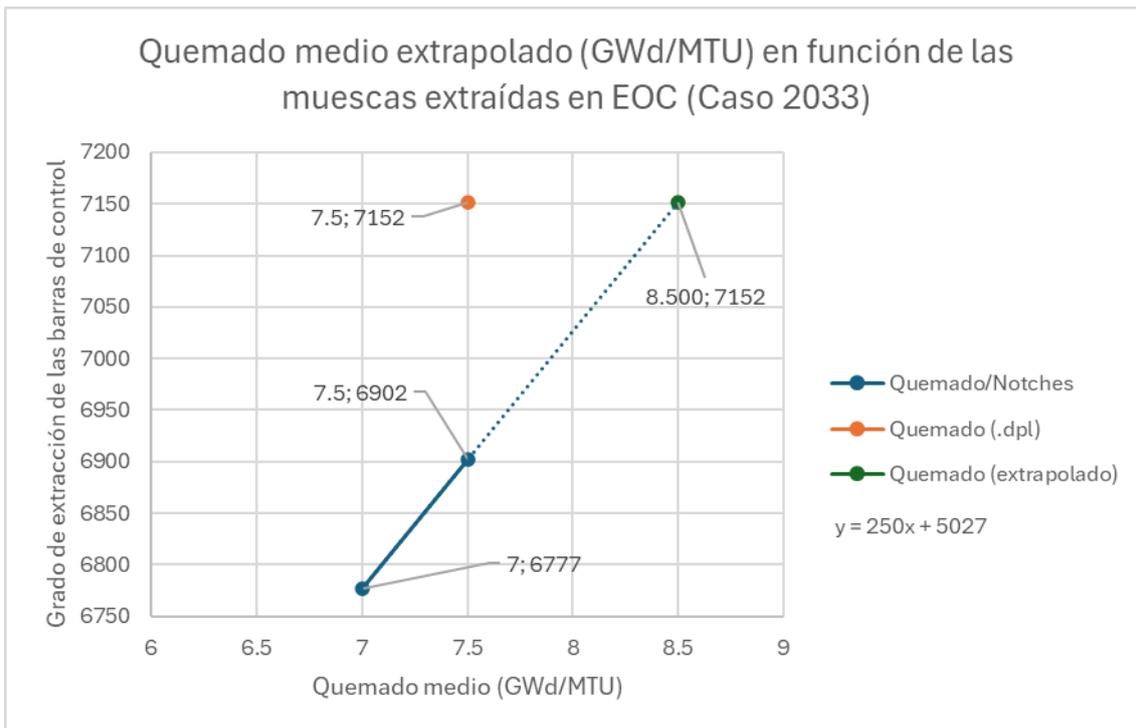


Figura 79. Quemado medio (Modelo 2033).

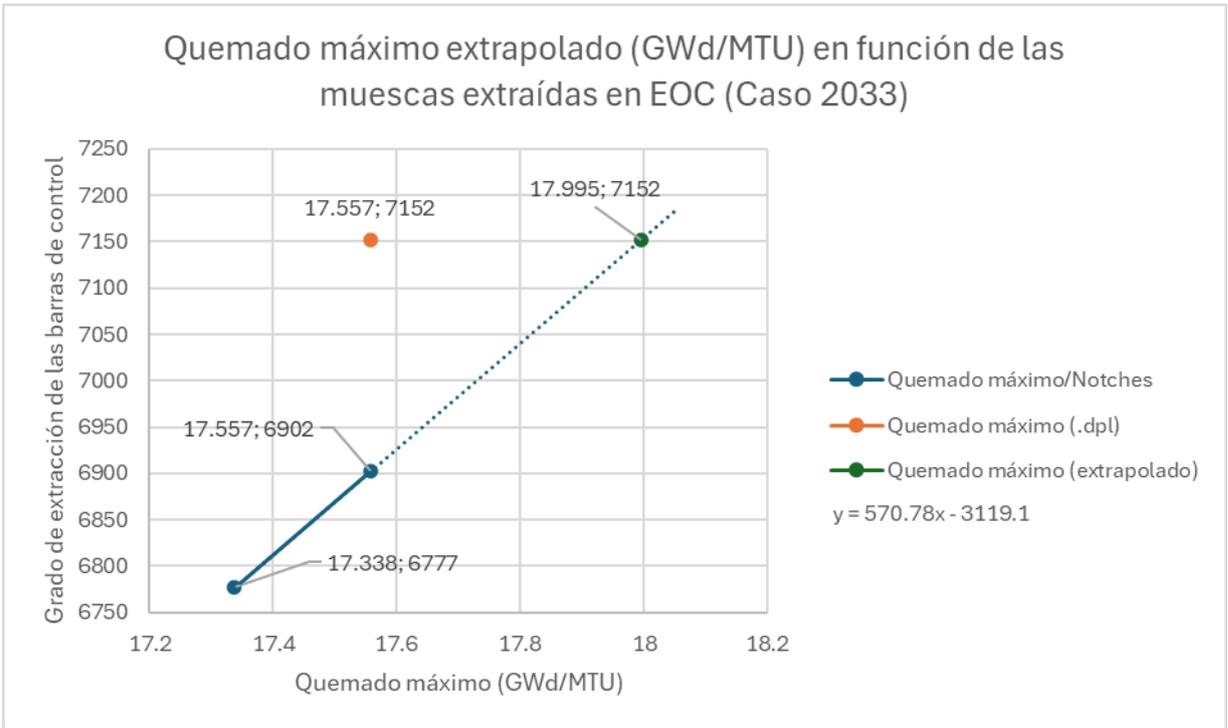


Figura 80. Quemado máximo (Modelo 2033).

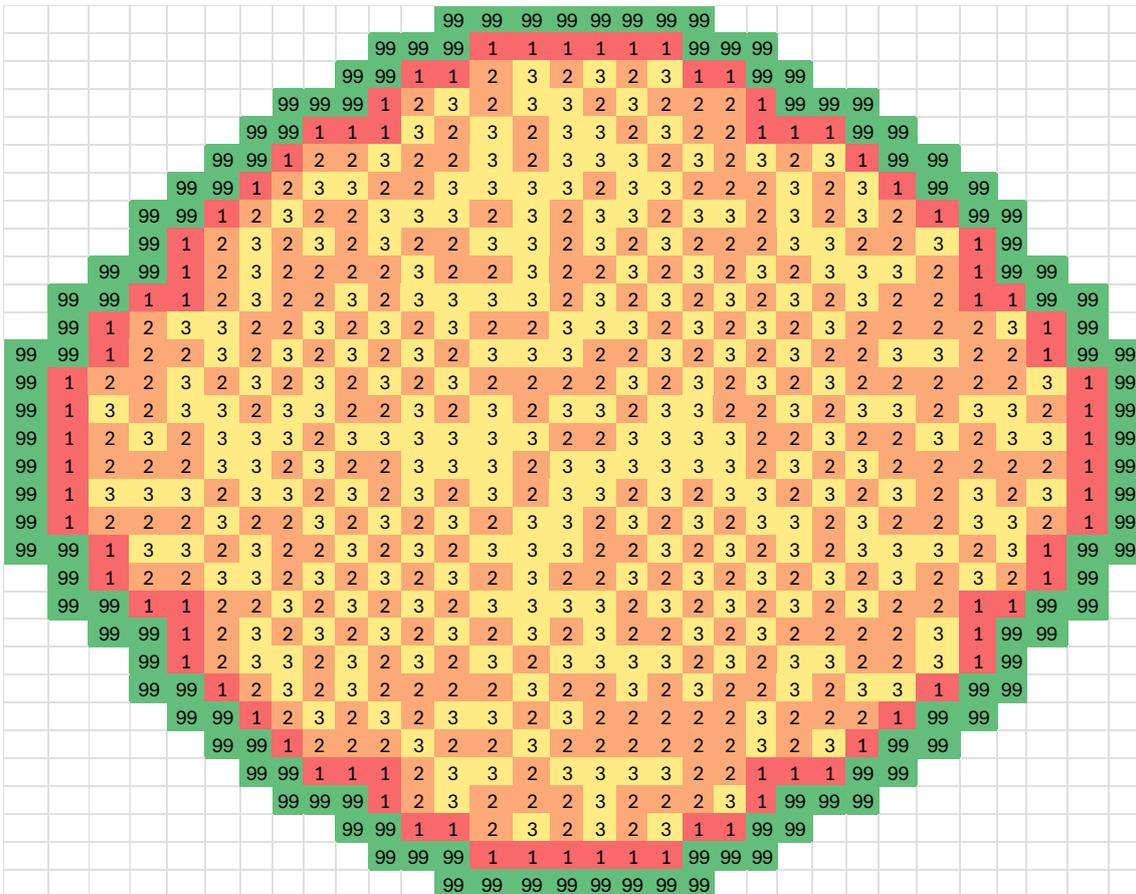


Figura 81. Patrón de carga generado para el Modelo 2033.

6. CONCLUSIONES

La herramienta desarrollada en MATLAB® para la automatización de la generación de archivos de entrada para el código neutrónico-termohidráulico PARCS/PATHS ataja la generación de los casos a estudiar tanto para seguimiento como para diseño de núcleo reduciendo el coste operacional, y presenta unos resultados satisfactorios para PWR, aunque el modelo del BWR todavía presenta una serie de problemas que se comentan a continuación. No obstante, cumple con su función permitiendo estimar la duración máxima del ciclo en función de la distribución de combustible para reactores PWR y BWR gracias a un conjunto de programas gestores de resultados, todos ellos en MATLAB®.

A la hora de desarrollar el modelo físico de un reactor es necesario validar tanto la parte neutrónica como la parte termohidráulica empleando para ello datos de planta conocidos para poder realizar una comparación. Una vez comprobado que el acoplamiento se retroalimenta correctamente se puede garantizar que el modelo funcionará para unas condiciones diferentes en otros casos como por ejemplo un diseño de núcleo BOL. Cabe mencionar que el modelo de un reactor BWR es más complejo que el de un PWR, puesto que no solamente cuenta con el cuádruple de nodos y canales, sino que la presencia de huecos en la mezcla afecta de manera directa a parámetros como la densidad del moderador, la temperatura de saturación del moderador y la presión. Es por tanto necesario atinar con las tablas de vapor empleadas, así como las correlaciones termohidráulicas empleadas en los cálculos y con los factores de pérdidas del flujo másico para los diferentes tipos de canales de combustible.

Los principales problemas a la hora de diseñar el modelo del BWR recaen en una falta de información acerca de los factores de pérdidas a la entrada del núcleo, que en realidad dependen de las condiciones que se den en cada momento de la duración del ciclo. Por otra parte, se desconoce el criterio empleado por PARCS para escoger la temperatura Doppler a la hora de consultar las tablas de secciones eficaces, así que es un error que no se puede compensar. Estos dos problemas provocan una discrepancia frente a los valores de planta que se reflejan en una temperatura de saturación muy similar pero distinta, y lo más notable, en la temperatura del combustible, que alcanza errores de hasta el 25% en los promedios axiales.

Para el diseño de núcleo BOL realizado con patrones de carga generados aleatoriamente se ha obtenido una duración de ciclo de 329.8 días, pero para encontrar la configuración óptima del patrón de carga no basta con fijarse solamente en eso. También vale la pena prestar atención a las muescas insertadas al principio del ciclo, puesto que cuanto menor sea el movimiento de estas, menos degradación sufrirá el material, y por lo tanto, aumentará su vida útil. De la misma forma, se busca que el quemado del combustible sea mínimo para así poder aprovecharlo mejor en futuros ciclos.

Se destaca tangencialmente en este trabajo la eficiencia de las Redes Neuronales Artificiales con modelos subrogados, ya que pueden obtener unos resultados más satisfactorios no contemplados en un análisis inicial de 10000 casos con una rapidez muy superior, pasando de días de simulación a pocos segundos. Tras hacer una comparación entre estos resultados y los del modelo físico para un reactor PWR, se encuentra que son bastante fiables, lo cual abre las puertas a futuros proyectos en los cuales se continúe desarrollando dicha herramienta para reactores BWR empleando para ello los resultados de este TFM.

Finalmente, se destacan un par de errores o deficiencias de PARCS que se han encontrado durante la realización de este trabajo. Por una parte, se tiene el error en el que PARCS no toma en cuenta el valor de CR_AXINFO especificado en el bloque GEOM y asume que es 0, provocando una discrepancia de 894 muescas insertadas en el núcleo del reactor en EOC cuando en realidad no queda ninguna muesca insertada.

Por otra, se ha detectado una deficiencia a la hora de emplear la tarjeta SEARCH ROD en el bloque CNTL, ya que a pesar de indicar valores de 0.9999 o de 1.0000, la propia tolerancia interna evita en la mayoría de las ocasiones que k_{eff} sea inferior a la unidad para una determinada solución de la posición de los patrones de carga, lo cual afecta de manera directa al estudio que se desea realizar para alcanzar la configuración óptima para obtener la mayor duración de ciclo posible como se mencionaba anteriormente.

7. BIBLIOGRAFÍA

- [1]: «NEA», *Nuclear Energy Agency, Nuclear Science*, 2024. página web (accedido el 16 de septiembre de 2024).
- [2]: «NEA», *Nuclear Energy Agency, The Most Cost-Effective Decarbonisation Investment: Long-Term Operation of Nuclear Power Plants*, 2021. página web (accedido el 16 de septiembre de 2024).
- [3]: «IAEA», *International Atomic Energy Agency, Ensuring the Safety of Nuclear Installations: Lessons Learned from the Fukushima Daiichi Accident*, 2021. página web (accedido el 16 de septiembre de 2024).
- [4]: «IAEA PRIS», *International Atomic Energy Agency Power Reactor Information System, Trend in Electricity Supplied World Statistics*, 2024. página web (accedido el 16 de septiembre de 2024).
- [5]: «IAEA», *International Atomic Energy Agency, Non-electric applications*, 2024. página web (accedido el 16 de septiembre de 2024).
- [6]: «World Nuclear Association», *Nuclear Power in Spain*, 2024. página web (accedido el 16 de septiembre de 2024).
- [7]: «IAEA PRIS», *International Atomic Energy Agency Power Reactor Information System, Country Statistics, Spain*, 2024. página web (accedido el 16 de septiembre de 2024).
- [8]: W. M. Stacey, *Nuclear Reactor Physics Second Edition*, 2007.
- [9]: J. R. Lamarsh, A. J. Baratta, *Introduction to Nuclear Engineering Third Edition*, 2001.
- [10]: J. J. Duderstadt, L. J. Hamilton, *Nuclear Reactor Analysis*, 1974.
- [11]: Christophe Demazière, «Modelling of Nuclear Reactor Multi-physics Chapter 4 - Neutron transport calculations at the core level», Academic Press, pp. 193-250, nov. 2019, doi: 10.1016/B978-0-12-815069-6.00004-0.
- [12]: «NEA», *Nuclear Energy Agency, JANIS*, 2020. página web (accedido el 1 de noviembre de 2024).
- [13]: R. Miró, T. Barrachina, A. Soler, J. Riverola, J.A. Guerrero, A. Concejal, A. Ortego, J. L. Modrego, S. Rodríguez, O. Cabellos, E. Castro, D. Cuervo, N. García-Herranz, J. M. Rey. Core Design: Review & perspectives in Spain, *Nuclear Engineering and Design*, vol. 418, mar. 2024, doi: 10.1016/j.nucengdes.2023.112891.
- [14]: «IAEA PRIS», *International Atomic Energy Agency Power Reactor Information System, In Operation & Suspended Operation Reactors World Statistics By Type*, 2024. página web (accedido el 1 de noviembre de 2024).
- [15]: E. Fernandes Faria, C. Pereira. Nuclear fuel loading pattern optimisation using a neural network, *Annals of Nuclear Energy*, vol. 30, issue 5, pp. 603-613, 2003, doi: 10.1016/S0306-4549(02)00092-0.
- [16]: T. Downar, A. Ward, V. Seker, Y. Xu, y N. Hudson, *PARCS v3.3 U.S. NRC Core Neutronics Simulator THEORY MANUAL*, 2021.
- [17]: Thomas Downar, Andrew Ward, Volkan Seker, Nathanael Hudson, Douglas Barber, Lance Larsen, Boyan Neykov, Glenn Roth, y Yunlin Xu, *PARCS NRC v.3.4.2 Release VOLUME I: INPUT MANUAL*, 2022.

- [18]: A. Pirouzmand, F. Mohammadhasani. PARCS code multi-group neutron diffusion constants generation using Monte Carlo method, *Progress in Nuclear Energy*, vol. 86, pp. 71-79, 2016, doi: 10.1016/j.pnucene.2015.10.005.
- [19]: Henri, Cálculo del seguimiento de núcleo de un reactor nuclear de agua a presión (PWR) con códigos termohidráulico-neutrónicos 3D, 2022.
- [20]: A. Wysocki, Y. Xu, B. Collins, A. Manera, T. Downar, A. Ward, N. Hudson, G. Roth, M. Bradbury, L. Larsen, D. Barber, PATHS PARCS Advanced Thermal Hydraulic Solver 1.08 VOLUME I: INPUT MANUAL, 2022.
- [21]: J. M. Gozávez-Zafrilla, J. C. García-Díaz, R. Miró, T. Barrachina, «Optimización de la configuración del núcleo de un reactor utilizando una red neuronal híbrida y un algoritmo de recocido simulado. Resultados preliminares.», Córdoba, España, 2024.
- [22]: T. Downar, A. Ward, V. Seker, Y. Xu, Nathanael Hudson, y Douglas Barber PARCS NRC - v3.3.8 Release VOLUME II: USER'S GUIDE, 2021.
- [23]: María Desamparados Soler Martínez, *Impact of Nuclear Parameters Processing Techniques on BWR Dynamic Calculations*, 2024.
- [24]: U.S.NRC United States Nuclear Regulatory Commission, Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition - Transient and Accident Analysis (NUREG-0800, Chapter 15), 2023. página web (accedido 10 de septiembre de 2024).
- [25]: Javier Jorge, Cálculo y análisis del seguimiento de núcleo en reactores nucleares de agua ligera (LWR) con acoplamiento termohidráulico-neutrónico 3D: aplicación a PWR y BWR, 2023.
- [26]: «Core Physics, Inc.», GE Nuclear Energy BWR/6 General Description of a Boiling Water Reactor, 2023. página web (accedido 10 de septiembre de 2024).
- [27]: D. Meneley, *Nuclear Safety and Reliability*, 2003.

-CAPÍTULO 2-

PRESUPUESTO

ÍNDICE DE TABLAS

TABLA I. FASE 1: ESTADO DEL PROYECTO Y APRENDIZAJE.	2
TABLA II. FASE 2: PROGRAMA GENERADOR.	2
TABLA III. FASE 3: CREACIÓN DEL MODELO BWR-6.....	2
TABLA IV. FASE 4: SIMULACIONES PWR.....	3
TABLA V. FASE 5: SIMULACIONES BWR-6.....	3
TABLA VI. FASE 6: REDACCIÓN DE LA MEMORIA.	3
TABLA VII. COSTE TOTAL.	4

A continuación se va a detallar el presupuesto de este TFM teniendo en cuenta el coste del personal involucrado y el equipo de trabajo empleado para poder cuantificar el coste económico del proyecto. Es importante destacar que los valores empleados no son exactos sino que se trata de estimaciones lo más coherentes posibles.

Los costes del personal se dividen en las distintas tareas realizadas a lo largo de este trabajo, y en vista de que la parte de RNA involucra otros departamentos, se opta por excluir las secciones de esa sección del trabajo ajenas al ISIRYM. Se establece un sueldo de ingeniero júnior de 13.05€ la hora para el estudiante del Máster Universitario en Seguridad Nuclear y Protección Radiológica (MUSNPR), y un sueldo de catedrático de 23.33€ la hora para los tutores en su trabajo de apoyo y formación.

Los costes del equipo de trabajo se dividen entre las licencias de los códigos empleados y el coste de computación del clúster empleado. La ventaja que ofrece el código PARCS/PATHS es que es un código libre y gratuito, pero MATLAB sí que requiere de una licencia de uso. Por otra parte, se establece un coste de 0.2€/h para el clúster.

El proyecto comenzó el 1 de abril de 2024 y ha continuado hasta el día 17 de enero de 2025, lo cual se traduce en un total de 41 semanas, de las cuales se consideran 3 semanas de vacaciones, por lo que quedan 38 semanas trabajadas. Las distintas fases de las que consta son las siguientes:

- Fase 1: Estado del proyecto y aprendizaje. Tiempo empleado por el estudiante para ponerse al día con el estado del proyecto, puesto que se parte del trabajo previo de otros dos TFM's anteriores. Incluye el tiempo dedicado al aprendizaje del código PARCS/PATHS mediante pruebas y lecturas de los manuales.
- Fase 2: Programas de MATLAB®. Incluye el programa generador de archivos de entrada para PARCS/PATHS y los programas gestores de resultados, así como el tiempo dedicado al aprendizaje de dicho lenguaje de programación.
- Fase 3. Creación del modelo BWR-6. Tiempo empleado para desarrollar el modelo del reactor BWR-6 para PARCS/PATHS. Se incluye la parte neutrónica, la parte termohidráulica y la parte acoplada.
- Fase 4. Simulaciones PWR. Tiempo empleado para la generación de los archivos de entrada de PARCS/PATHS para un PWR junto a su tiempo de simulación en el clúster.
- Fase 5. Simulaciones BWR-6. Tiempo empleado para la generación de los archivos de entrada de PARCS/PATHS para un BWR-6 junto a su tiempo de simulación en el clúster.
- Fase 6. Redacción de la memoria y correcciones.

Tabla I. Fase 1: Estado del proyecto y aprendizaje.

Concepto	Horas de trabajo	Precio unitario (€/h)	Subtotal (€)
Estado del proyecto	20 h	13.05	261
Aprendizaje PARCS	15 h	13.05	195.75
Aprendizaje PATHS	15 h	13.05	195.75
Apoyo del tutor/cotutor	10 h	23.33	233.3
Total (€)			885.8

Tabla II. Fase 2: Programa generador.

Concepto	Horas de trabajo	Precio unitario (€/h)	Subtotal (€)
Programa generador	160 h	13.05	2088
Programas gestores	80 h	13.05	1044
Aprendizaje MATLAB®	15 h	13.05	195.75
Apoyo del tutor/cotutor	15 h	23.33	349.95
Total (€)			3677.7

Tabla III. Fase 3: Creación del modelo BWR-6.

Concepto	Horas de trabajo	Precio unitario (€/h)	Subtotal (€)
Parte neutrónica	40 h	13.05	522
Parte termo-hidráulica	80 h	13.05	1044
Parte acoplada	20 h	13.05	261
Apoyo del tutor/cotutor	50 h	23.33	1166.5
Total (€)			2993.5

Tabla IV. Fase 4: Simulaciones PWR.

Concepto	Horas de trabajo	Precio unitario (€/h)	Subtotal (€)
Generación archivos de entrada	20 h	0.2	4
Ejecución en clúster	80 h	0.2	16
Gestión de resultados	20 h	0.2	4
Total (€)			24

Tabla V. Fase 5: Simulaciones BWR-6.

Concepto	Horas de trabajo	Precio unitario (€/h)	Subtotal (€)
Generación archivos de entrada	25 h	0.2	5
Ejecución en clúster	312 h	0.2	62.4
Gestión de resultados	20 h	0.2	4
Total (€)			71.4

Tabla VI. Fase 6: Redacción de la memoria.

Concepto	Horas de trabajo	Precio unitario (€/h)	Subtotal (€)
Redacción	40 h	13.05	522
Correcciones	20 h	13.05	261
Apoyo del tutor/cotutor	15 h	23.33	349.95
Total (€)			1132.95

Tabla VII. Coste total.

Concepto	Coste (€)
Fase 1	885.8
Fase 2	3677.7
Fase 3	2993.5
Fase 4	24
Fase 5	71.4
Fase 6	1132.95
TOTAL ANTES DE IMPUESTOS	8785.35
IVA (21%)	1844.93
TOTAL	10630.27

El presupuesto total asciende a DIEZ MIL SEISCIENTOS TREINTA EUROS CON VEINTISIETE CÉNTIMOS.

Valencia, 17 de enero de 2025

-CAPÍTULO 3-

ANEXOS

CONTENIDO DE LOS ANEXOS

ANEXO I. PROGRAMAS DE MATLAB	1
ANEXO II. COMPARACIONES DEL DISEÑO DE NÚCLEO PWR CON EL TRABAJO PREVIO	6
ANEXO III. COMPARACIONES DE PARÁMETROS TERMOHIDRÁULICOS PARA EL CASO BASE BWR.....	15

ÍNDICE DE FIGURAS

FIGURA 1. PROGRAMA GENERADOR DE ARCHIVOS DE ENTRADA DE PARCS/PATHS.....	1
FIGURA 2. PROGRAMA GENERADOR DE PATRONES DE CARGA.....	1
FIGURA 3. PROGRAMA AMPLIADOR DE CUARTOS INFERIORES DERECHOS DE PATRONES DE CARGA.....	2
FIGURA 4. PROGRAMA GENERADOR DEL MAPA TH_CONF PARA EL INPUT DE PATHS.....	2
FIGURA 5. PROGRAMA GENERADOR DE SCRIPS EN BASH PARA EJECUTAR LOS CASOS EN EL CLÚSTER.....	3
FIGURA 6. PROGRAMA GESTOR DE RESULTADOS DEL QUEMADO PARA PWR.....	3
FIGURA 7. PROGRAMA GESTOR DE RESULTADOS DEL QUEMADO PARA BWR.....	4
FIGURA 8. PROGRAMA GESTOR DE RESULTADOS TERMOHIDRÁULICOS DEL ARCHIVO .PATHS_XTH.....	4
FIGURA 9. PROGRAMA GESTOR DE RESULTADOS TERMOHIDRÁULICOS DEL ARCHIVO .PATHS_PTH.....	5
FIGURA 10. PROGRAMA GESTOR DE RESULTADOS PARA ENCONTRAR LA CONFIGURACIÓN ÓPTIMA EN DISEÑO DE NÚCLEO.....	5
FIGURA 11. COMPARACIÓN DE <i>keff</i> ENTRE EL TRABAJO PREVIO Y EL TRABAJO ACTUAL (CASO 5).....	6
FIGURA 12. COMPARACIÓN DE <i>keff</i> ENTRE EL TRABAJO PREVIO Y EL TRABAJO ACTUAL (CASO 10).....	6
FIGURA 13. COMPARACIÓN DE <i>keff</i> ENTRE EL TRABAJO PREVIO Y EL TRABAJO ACTUAL (CASO 15).....	7
FIGURA 14. COMPARACIÓN DE <i>keff</i> ENTRE EL TRABAJO PREVIO Y EL TRABAJO ACTUAL (CASO 20).....	7
FIGURA 15. COMPARACIÓN DE LA CONCENTRACIÓN DE BORO (PPM) ENTRE EL TRABAJO PREVIO Y EL TRABAJO ACTUAL (CASO 10).....	8
FIGURA 16. COMPARACIÓN DEL QUEMADO MEDIO (GWD/MTU) ENTRE EL TRABAJO PREVIO Y EL TRABAJO ACTUAL (CASO 5).....	8
FIGURA 17. COMPARACIÓN DEL QUEMADO MÁXIMO (GWD/MTU) ENTRE EL TRABAJO PREVIO Y EL TRABAJO ACTUAL (CASO 5).....	9
FIGURA 18. COMPARACIÓN DEL QUEMADO MÁXIMO (GWD/MTU) ENTRE EL TRABAJO PREVIO Y EL TRABAJO ACTUAL (CASO 10).....	9
FIGURA 19. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE (K) ENTRE EL TRABAJO PREVIO Y EL TRABAJO ACTUAL (CASO 1).....	10
FIGURA 20. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE (K) ENTRE EL TRABAJO PREVIO Y EL TRABAJO ACTUAL (CASO 10).....	10
FIGURA 21. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR (K) ENTRE EL TRABAJO PREVIO Y EL TRABAJO ACTUAL (CASO 10).....	11
FIGURA 22. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR (K) ENTRE EL TRABAJO PREVIO Y EL TRABAJO ACTUAL (CASO 20).....	11
FIGURA 23. COMPARACIÓN DE LA DENSIDAD DEL COMBUSTIBLE (KG/M ³) ENTRE EL TRABAJO PREVIO Y EL TRABAJO ACTUAL (CASO 1).....	12
FIGURA 24. COMPARACIÓN DE LA CONCENTRACIÓN DE XENÓN (1/CM ³) ENTRE EL TRABAJO PREVIO Y EL TRABAJO ACTUAL (CASO 1).....	12
FIGURA 25. COMPARACIÓN DE LA CONCENTRACIÓN DE XENÓN (1/CM ³) ENTRE EL TRABAJO PREVIO Y EL TRABAJO ACTUAL (CASO 10).....	13
FIGURA 26. COMPARACIÓN DE LA CONCENTRACIÓN DE SAMARIO (1/CM ³) ENTRE EL TRABAJO PREVIO Y EL TRABAJO ACTUAL (CASO 1).....	13
FIGURA 27. COMPARACIÓN DE LA CONCENTRACIÓN DE SAMARIO (1/CM ³) ENTRE EL TRABAJO PREVIO Y EL TRABAJO ACTUAL (CASO 10).....	14

FIGURA 28. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 1 (CANAL 2).....	16
FIGURA 29. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 1 (CANAL 648).....	17
FIGURA 30. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 2 (CANAL 309).....	18
FIGURA 31. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 2 (CANAL 310).....	19
FIGURA 32. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 3 (CANAL 640).....	20
FIGURA 33. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 3 (CANAL 191).....	21
FIGURA 34. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE 3D PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 1 (CANAL 2).....	22
FIGURA 35. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE 3D PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 1 (CANAL 648).....	23
FIGURA 36. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE 3D PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 2 (CANAL 309).....	24
FIGURA 37. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE 3D PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 2 (CANAL 319).....	25
FIGURA 38. TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO (TIPO DE COMBUSTIBLE 1, CANAL 2).....	26
FIGURA 39. TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO (TIPO DE COMBUSTIBLE 1, CANAL 648).....	27
FIGURA 40. TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO (TIPO DE COMBUSTIBLE 2, CANAL 309).....	28
FIGURA 41. TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO (TIPO DE COMBUSTIBLE 2, CANAL 310).....	29
FIGURA 42. TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO (TIPO DE COMBUSTIBLE 3, CANAL 640).....	30
FIGURA 43. TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO (TIPO DE COMBUSTIBLE 3, CANAL 191).....	31
FIGURA 44. TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO (TIPO DE COMBUSTIBLE 1, CANAL 2).....	32
FIGURA 45. TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO (TIPO DE COMBUSTIBLE 1, CANAL 648).....	33
FIGURA 46. TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO (TIPO DE COMBUSTIBLE 2, CANAL 309).....	34
FIGURA 47. TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO (TIPO DE COMBUSTIBLE 2, CANAL 319).....	35

ÍNDICE DE TABLAS

TABLA I. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 1 (CANAL 2).....	15
TABLA II. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 1 (CANAL 648).....	16
TABLA III. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 2 (CANAL 309).....	17
TABLA IV. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 2 (CANAL 310).....	18
TABLA V. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 3 (CANAL 640).....	19
TABLA VI. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 3 (CANAL 191).....	20
TABLA VII. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE 3D PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 1 (CANAL 2).....	21
TABLA VIII. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE 3D PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 1 (CANAL 648).	22
TABLA IX. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE 3D PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 2 (CANAL 309).....	23
TABLA X. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE 3D PARA EL TIPO DE COMBUSTIBLE 2 (CANAL 319).....	24
TABLA XI. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO FRENTE A LOS VALORES DE PLANTA DE SIMULATE (TIPO DE COMBUSTIBLE 1, CANAL 2).	26
TABLA XII. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO FRENTE A LOS VALORES DE PLANTA DE SIMULATE (TIPO DE COMBUSTIBLE 1, CANAL 648).	27
TABLA XIII. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO FRENTE A LOS VALORES DE PLANTA DE SIMULATE (TIPO DE COMBUSTIBLE 2, CANAL 309).	28
TABLA XIV. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO FRENTE A LOS VALORES DE PLANTA DE SIMULATE (TIPO DE COMBUSTIBLE 2, CANAL 310).	29
TABLA XV. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO FRENTE A LOS VALORES DE PLANTA DE SIMULATE (TIPO DE COMBUSTIBLE 3, CANAL 640).	30
TABLA XVI. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL MODERADOR 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO FRENTE A LOS VALORES DE PLANTA DE SIMULATE (TIPO DE COMBUSTIBLE 3, CANAL 191).	31
TABLA XVII. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO FRENTE A LOS VALORES DE PLANTA DE SIMULATE (TIPO DE COMBUSTIBLE 1, CANAL 2).	32
TABLA XVIII. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO FRENTE A LOS VALORES DE PLANTA DE SIMULATE (TIPO DE COMBUSTIBLE 1, CANAL 648).	33
TABLA XIX. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO FRENTE A LOS VALORES DE PLANTA DE SIMULATE (TIPO DE COMBUSTIBLE 2, CANAL 309).	34
TABLA XX. COMPARACIÓN DE LA TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE 3D (K) PARA EL CASO BASE ACOPLADO FRENTE A LOS VALORES DE PLANTA DE SIMULATE (TIPO DE COMBUSTIBLE 2, CANAL 319).	35

ANEXO I. PROGRAMAS DE MATLAB

```
%  
% ISIRYM UPV 2024-2025  
% TFM Jose García  
%  
% generate_input(DATA,RAD_CONF)  
%  
% Where:  
% DATA: .txt file where all data regarding input generation is stored,  
% including the number of cases and folders generated  
% RAD_CONF: .txt file containing every case's FA type map randomly  
% generated beforehand  
%  
% Writes:  
% PARCS and PATHS input files for every Model indicated in DATA using  
% RAD_CONF load patterns.  
%  
% Example of use:  
% generate_input("DATA_PWR.txt","RAD_CONF.txt")  
%  
function generate_input(DATA,RAD_CONF)
```

Figura 1. Programa generador de archivos de entrada de PARCS/PATHS.

```
%  
% ISIRYM UPV 2024-2025  
% TFM Jose García  
%  
% generate_load_patterns(n,m,filename)  
%  
% Where:  
% n: Initial number of Model| to generate  
% m: Last number of Model to generate  
% filename: Name of the .txt file where the base load pattern is defined  
%  
% Writes:  
% Load patterns for every Model from n to m in "patrones_de_carga.txt"  
% using the load pattern in filename as a base to randomly generate the  
% rest with different configurations.  
% The load pattern in filename is included as Model 1.  
%  
% Example of use:  
% generate_load_patterns(1,10000,"Initial_Matrix.txt")  
%  
function generate_load_patterns(n,m,filename)
```

Figura 2. Programa generador de patrones de carga.

```

%
% ISIRYM UPV 2024-2025
% TFM Jose García
%
% expand_matrix(filename)
%
% Where:
% filename is the text file that contains every SE quarter of a PWR
% load pattern for every Model you want to generate
%
% Writes:
% Every PWR load patterns on filename after applying symmetry
% to expand the SE quarter arrays to a full load pattern array
% in "RAD_CONF.txt".
%
% Example of use:
% expand_matrix("Initial_Matrix.txt")
%
function expand_matrix(filename)

```

Figura 3. Programa ampliador de cuartos inferiores derechos de patrones de carga.

```

%
% ISIRYM UPV 2024-2025
% TFM Jose García
%
% Generate_TH_CONF_Map(filename)
%
% Where:
% filename is the text file with the load pattern you want to use to
% create the PATHS TH_CONF map
%
% Writes:
% TH_CONF map needed for PATHS input in "PATHS_TH_CONF.txt", where
% every channel is numbered from 1 to number of FA.
%
% Example of use:
% Generate_TH_CONF_Map("Initial_Matrix.txt")
%
function Generate_TH_CONF_Map(filename)

```

Figura 4. Programa generador del mapa TH_CONF para el input de PATHS.

```

%
% ISIRYM UPV 2024-2025
% TFM Jose García
%
% generate_parcs_run_script(n,m,ns)
%
% Where:
% n, m: number of Models to run
% ns: how many simulations at a time in parallel.
% (32 recommended for 32 processors)
%
% Writes:
% A bash script that runs every simulation from Model n to m in batches of
% ns. It also deletes irrelevant output files and compresses the rest to
% save space on disc.
%
% Example of use:
% generate_parcs_run_script(1,10000,32)
%
function generate_parcs_run_script(n,m,ns)

```

Figura 5. Programa generador de *scrips* en *bash* para ejecutar los casos en el clúster.

```

%
% ISIRYM UPV 2024-2025
% TFM Jose García
%
% write_DPL_PWR(n,m)
%
% Where:
% n, m: Number of Models to process
%
% Writes:
% PT where Boron concentration is 0.1 (Subcritical, EOC)
% (PT/2)+1, since there are two PT per step, and the first one counts,
% Cycle extrapolated duration (days),
% Initial Boron Concentration (ppm),
% Extrapolated Burnup (Gwd/MTU),
% Metric Tons of Fuel,
% Maximum 1D Power,
% Maximum 2D Power,
% Maximum 3D Power,
% Extrapolated Maximum Burnup (Bmax)
% Axial Offset
% Critical Heat Flux Ratio (CHFR)
%
% Example of use:
% write_DPL_PWR(1,10000)
%
function [] = write_DPL_PWR(n,m)

```

Figura 6. Programa gestor de resultados del quemado para PWR.

```

%
% ISIRYM UPV 2024-2025
% TFM Jose García
%
% write_DPL_BWR(n,m)
%
% Where:
% n, m: Number of Models to process
%
% Writes:
% PT where all Control Rod Banks are fully extracted (Subcritical, EOC)
% EOC extrapolated duration (days),
% Initial CRB inserted notches
% Extrapolated average Burnup (Gwd/MTU),
% Extrapolated Maximum Burnup (Gwd/MTU)
% Initial Metric Tons of Fuel,
% Initial Maximum 1D Power,
% Initial Maximum 2D Power,
% Peak Maximum 3D Power,
% Initial Axial Offset
% Initial Void Fraction (%)
% Initial Critical Heat Flux Ratio (CHFR)
%
% Example of use:
% write_DPL_BWR(1,2500)
%
function [] = write_DPL_BWR(n, m)

```

Figura 7. Programa gestor de resultados del quemado para BWR.

```

%
% ISIRYM UPV 2024-2025
% TFM Jose García
%
% write_PCT(n,m,nc,z)
%
% Where:
% n, m: Number of Models to process
% nc: Number of channels in PATHS input
% z: Number of axial planes in Model
%
% Writes:
% Case Number, Maximum Surface Temperature, Channel of Maximum Surface
% Temperature, Axial Position of Maximum Surface Temperature,
% Maximum Center Temperature, Channel of Maximum Center Temperature,
% Axial Position of Maximum Center Temperature.
%
% Example of use:
% write_PCT(1,10000,157,28)
%
function []=write_PCT(n,m,nc,z)

```

Figura 8. Programa gestor de resultados termohidráulicos del archivo .paths_xth.

```

%
% ISIRYM UPV 2024-2025
% TFM Jose García
%
% write_h(n,m,nc)
%
% Where:
% n, m: Number of Models to process
% nc: Number of channels in PATHS input
% z: Number of axial planes in Model
%
% Writes:
% Case Number, Maximum Enthalpy, Channel of Maximum Enthalpy, Axial
% Position of Maximum Enthalpy, Coolant Temperature at the same channel
% and axial position as Maximum Enthalpy, Maximum Coolant Temperature,
% Channel of Maximum Coolant Temperature,
% Axial Position of Maximum Coolant Temperature.
%
% Example of use:
% write_h(1,10000,157,28)
%
function []=write_h(n,m,nc,z)

```

Figura 9. Programa gestor de resultados termohidráulicos del archivo .paths_pth.

```

%
% ISIRYM UPV 2024-2025
% TFM Jose García
%
% write_best_cycle(filename)
%
% Where:
% filename is the text file generated by write_DPL_BWR.m
%
% Writes: Optimal Model for a BWR Core Design. It searches for the longest
% cycle and then looks for the minimum inserted notches at the beginning of
% the cycle, the minimum fuel burnup and 3D peak power.
%
% Example of use:
% write_best_cycle("Resultados_DPL.txt")
%
function write_best_cycle(nombre_fichero)

```

Figura 10. Programa gestor de resultados para encontrar la configuración óptima en diseño de núcleo.

ANEXO II. COMPARACIONES DEL DISEÑO DE NÚCLEO PWR CON EL TRABAJO PREVIO

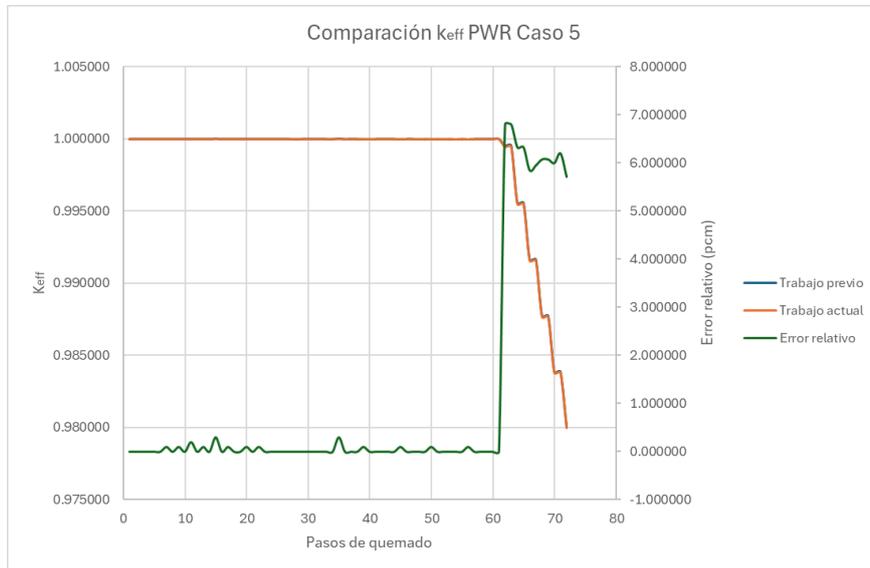


Figura 11. Comparación de k_{eff} entre el trabajo previo y el trabajo actual (Caso 5).

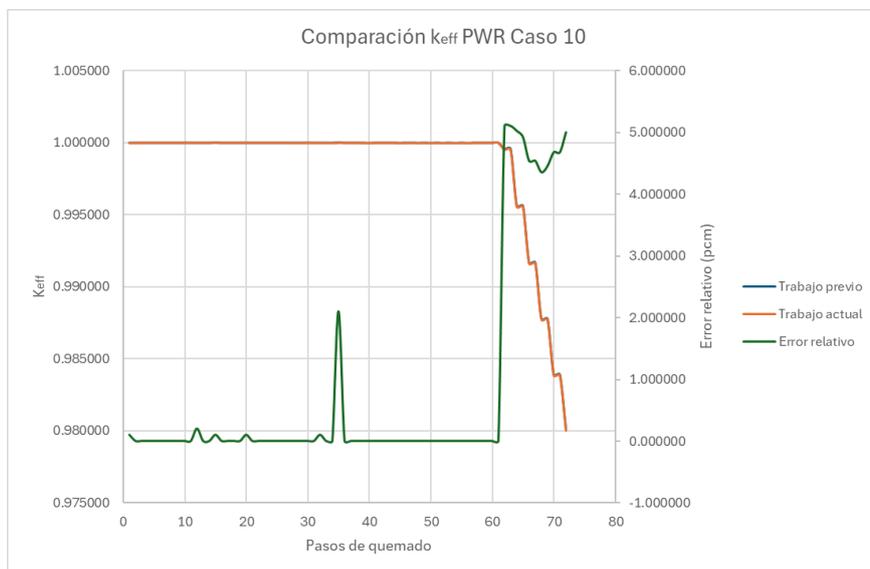


Figura 12. Comparación de k_{eff} entre el trabajo previo y el trabajo actual (Caso 10).

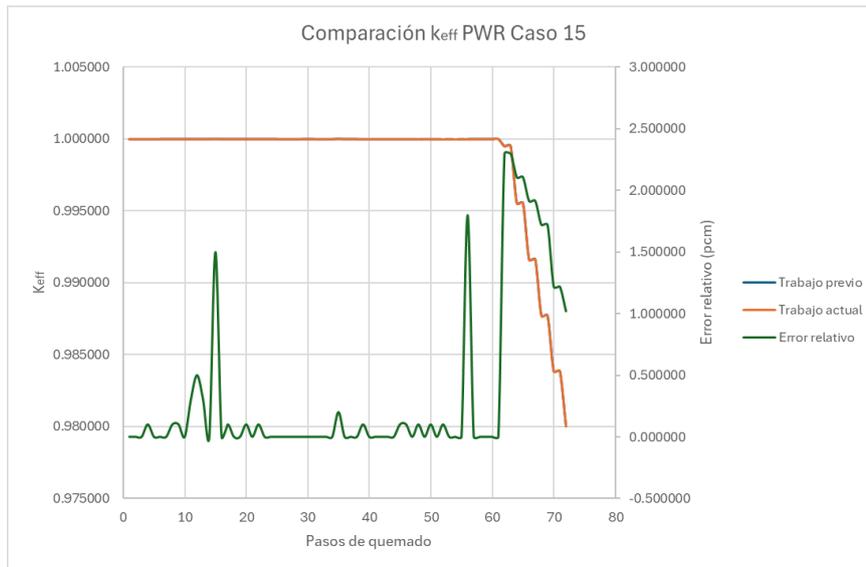


Figura 13. Comparación de k_{eff} entre el trabajo previo y el trabajo actual (Caso 15).

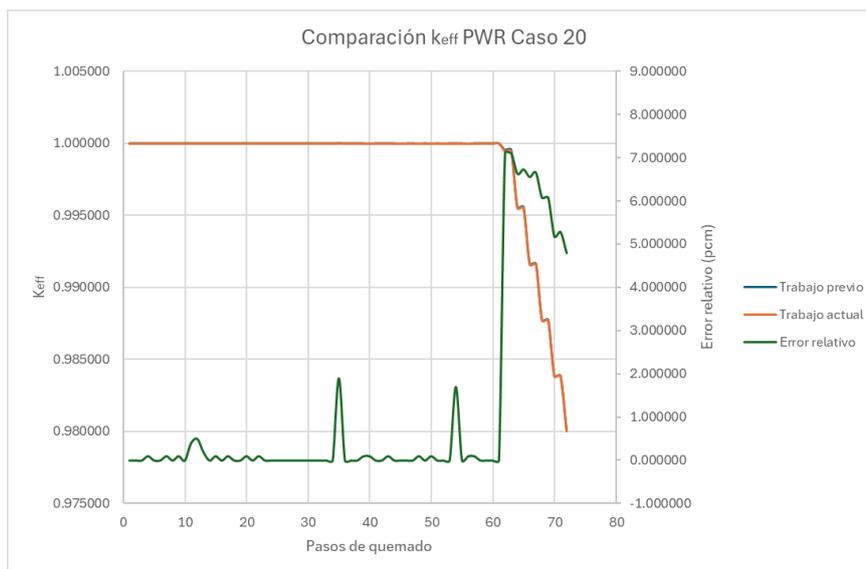


Figura 14. Comparación de k_{eff} entre el trabajo previo y el trabajo actual (Caso 20).

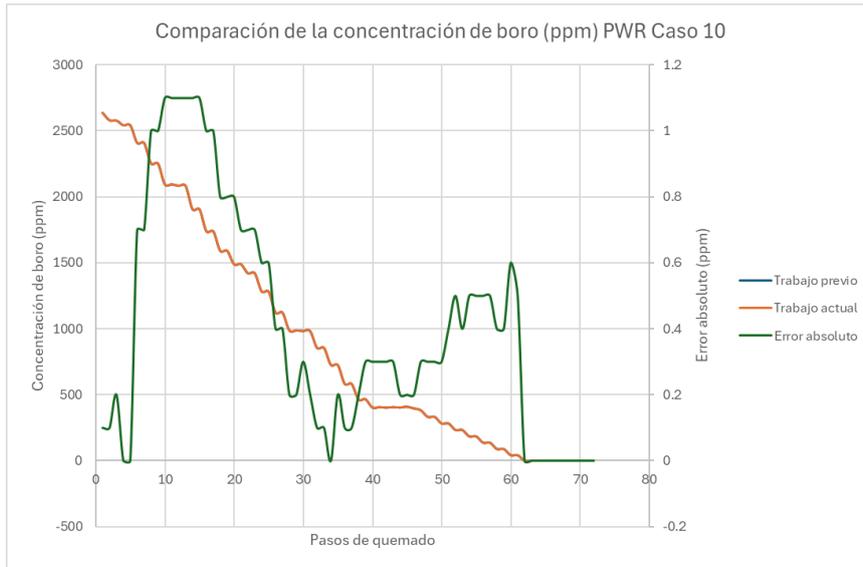


Figura 15. Comparación de la concentración de boro (ppm) entre el trabajo previo y el trabajo actual (Caso 10).

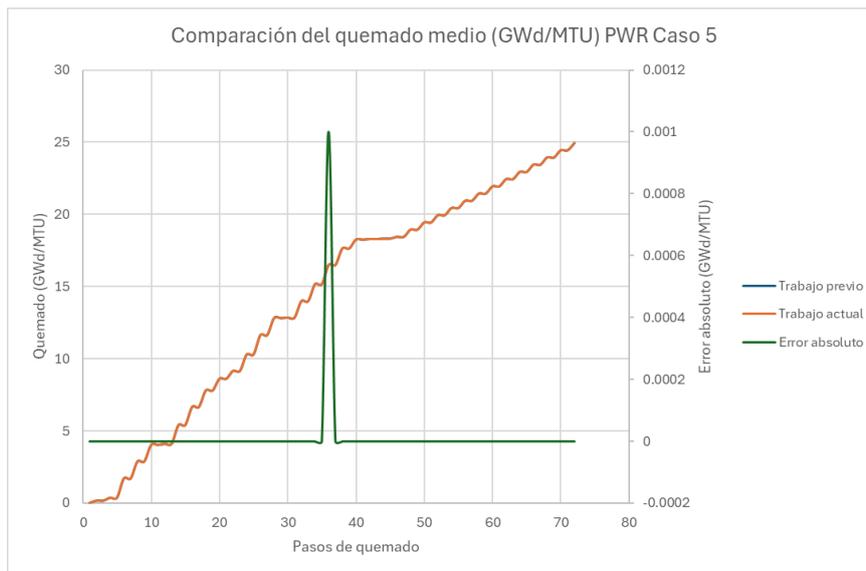


Figura 16. Comparación del quemado medio (GWd/MTU) entre el trabajo previo y el trabajo actual (Caso 5).

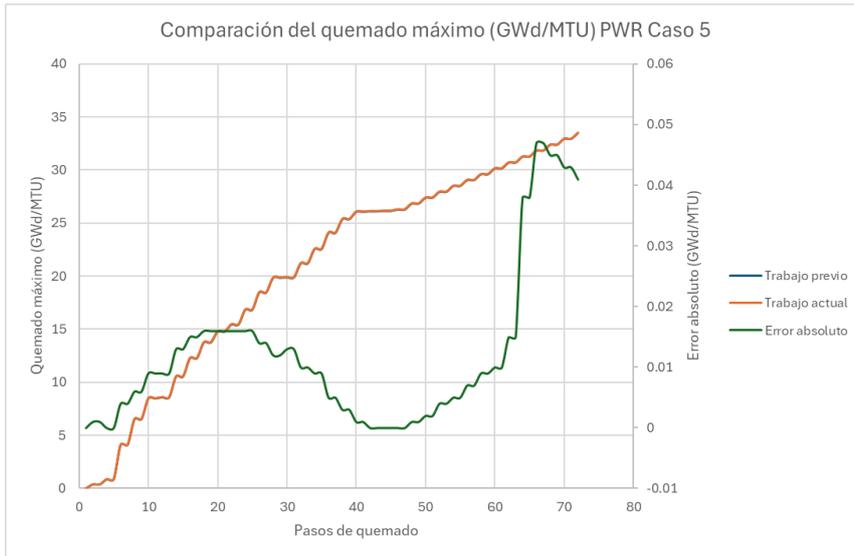


Figura 17. Comparación del quemado máximo (GWd/MTU) entre el trabajo previo y el trabajo actual (Caso 5).

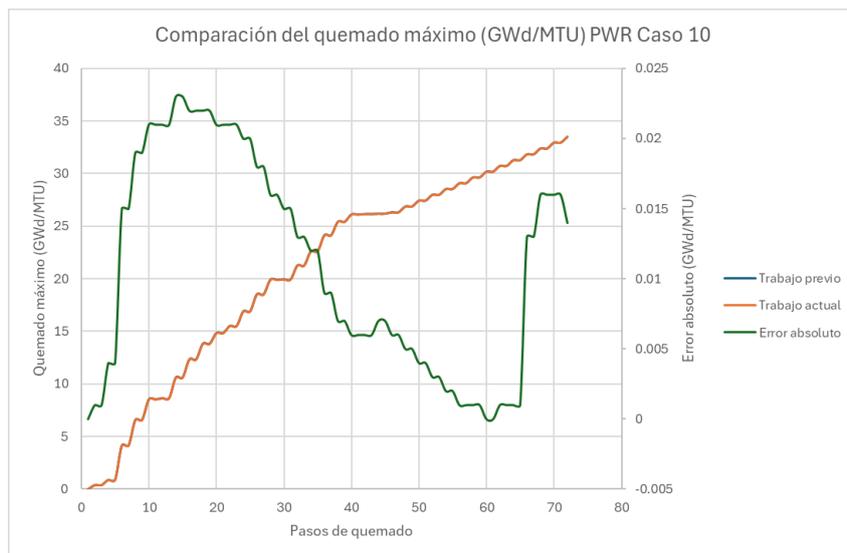


Figura 18. Comparación del quemado máximo (GWd/MTU) entre el trabajo previo y el trabajo actual (Caso 10).

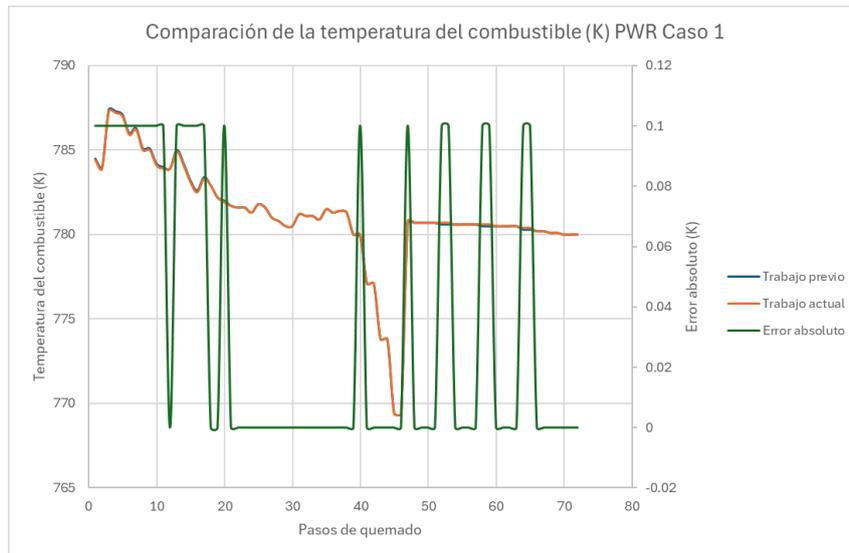


Figura 19. Comparación de la temperatura del combustible (K) entre el trabajo previo y el trabajo actual (Caso 1).

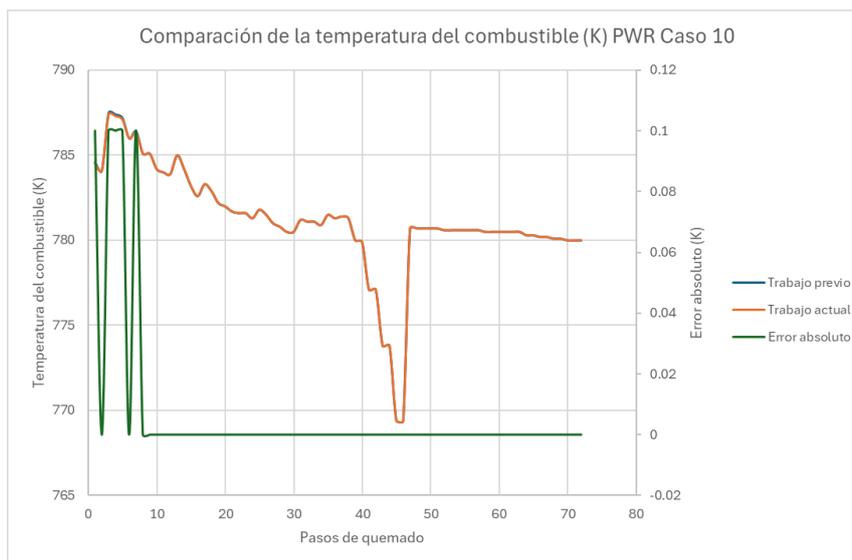


Figura 20. Comparación de la temperatura del combustible (K) entre el trabajo previo y el trabajo actual (Caso 10).

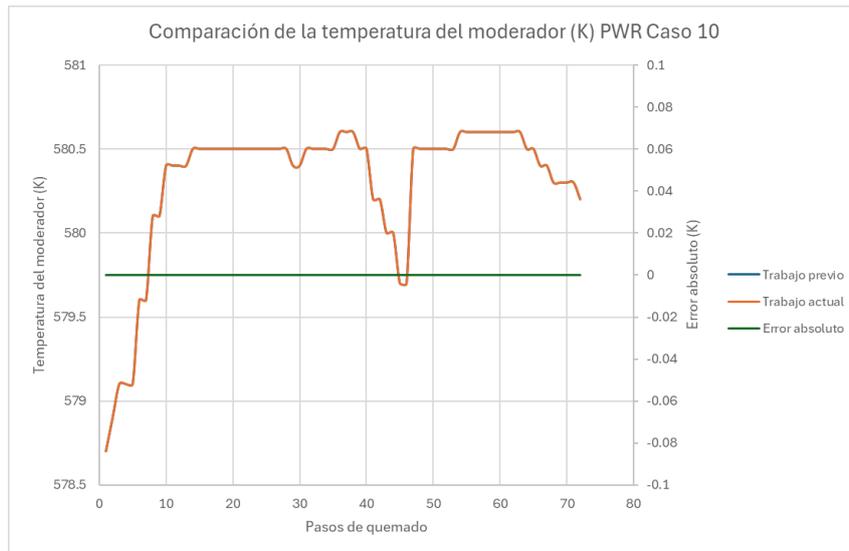


Figura 21. Comparación de la temperatura del moderador (K) entre el trabajo previo y el trabajo actual (Caso 10).

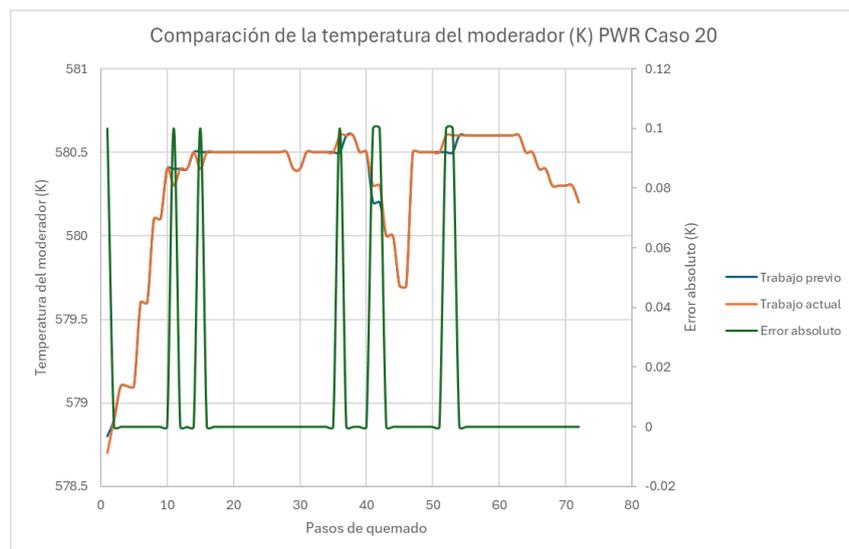


Figura 22. Comparación de la temperatura del moderador (K) entre el trabajo previo y el trabajo actual (Caso 20).

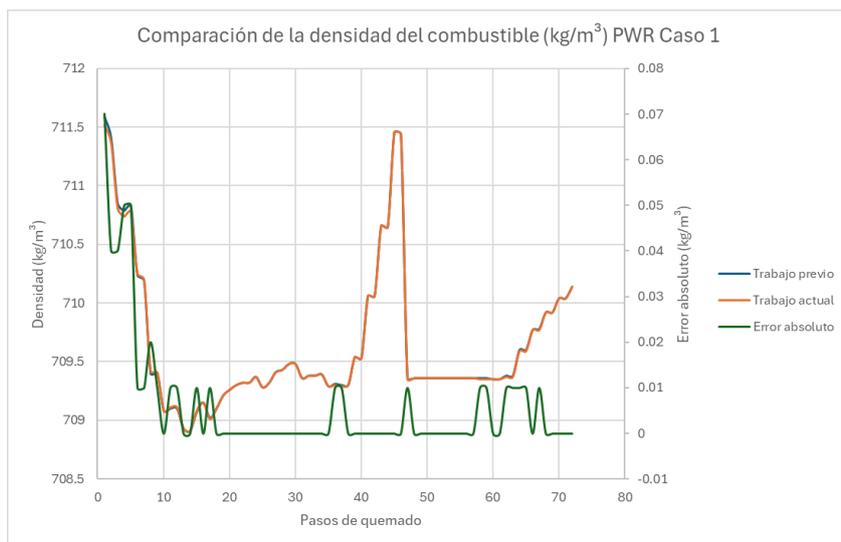


Figura 23. Comparación de la densidad del combustible (kg/m^3) entre el trabajo previo y el trabajo actual (Caso 1).

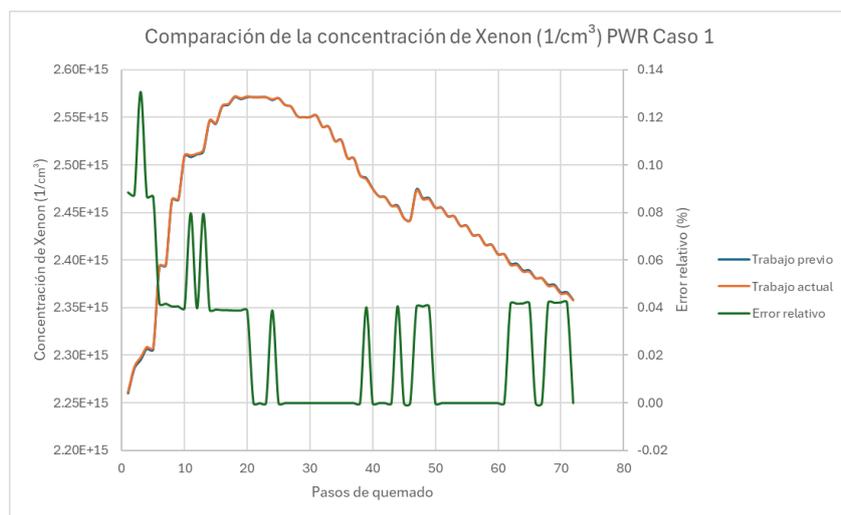


Figura 24. Comparación de la concentración de xenón ($1/\text{cm}^3$) entre el trabajo previo y el trabajo actual (Caso 1).

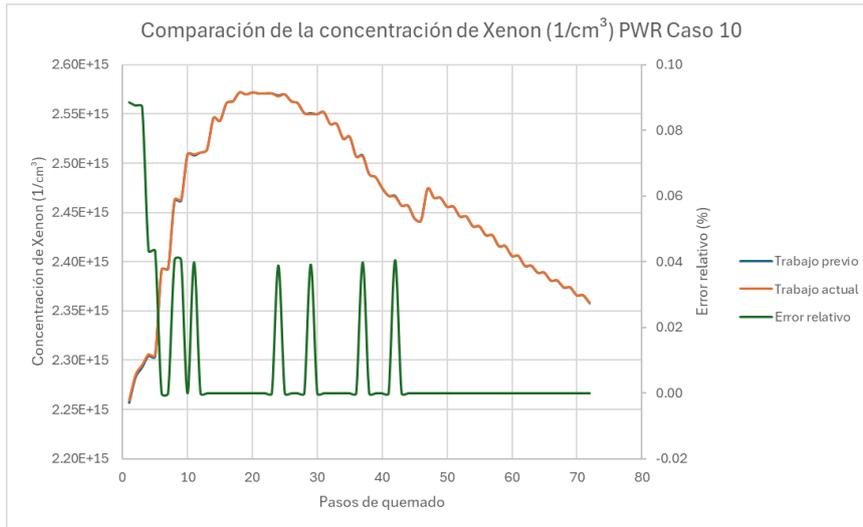


Figura 25. Comparación de la concentración de xenón ($1/\text{cm}^3$) entre el trabajo previo y el trabajo actual (Caso 10).

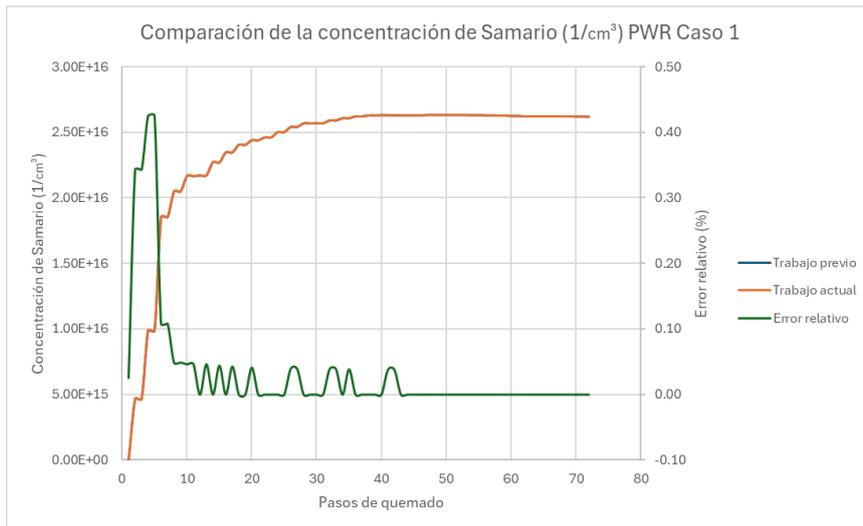


Figura 26. Comparación de la concentración de samario ($1/\text{cm}^3$) entre el trabajo previo y el trabajo actual (Caso 1).

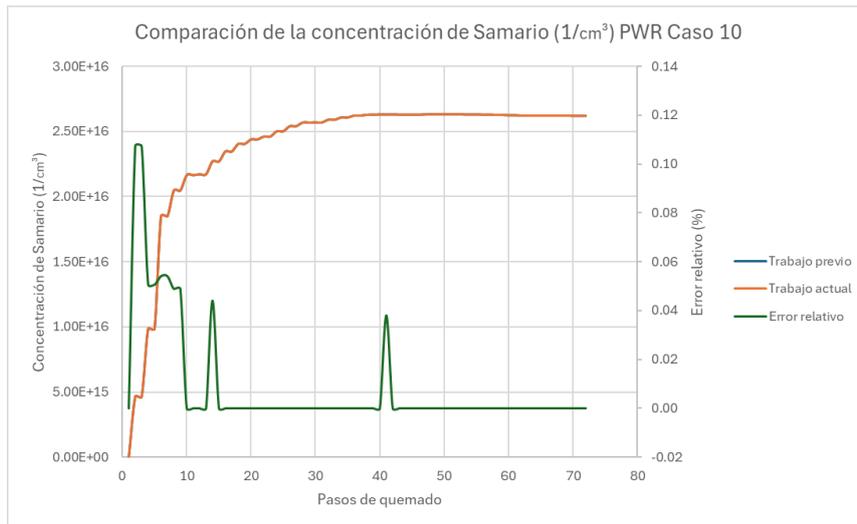


Figura 27. Comparación de la concentración de samario ($1/\text{cm}^3$) entre el trabajo previo y el trabajo actual (Caso 10).

ANEXO III. COMPARACIONES DE PARÁMETROS TERMOHIDRÁULICOS PARA EL CASO BASE BWR

III.1. PATHS STAND ALONE

Tabla I. Comparación de la temperatura del moderador 3D para el tipo de combustible 1 (Canal 2).

Plano axial	Caso Base SIMULATE	Caso Base PATHS SSA	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	--	561.56	--	--
26	561.321	561.62	0.30	0.05
25	561.321	561.66	0.34	0.06
24	561.321	561.69	0.37	0.07
23	561.321	561.72	0.40	0.07
22	561.321	561.75	0.43	0.08
21	561.321	561.78	0.46	0.08
20	561.321	561.81	0.49	0.09
19	561.321	561.17	0.15	0.03
18	561.321	560.61	0.71	0.13
17	561.321	560.77	0.55	0.10
16	561.321	560.87	0.45	0.08
15	561.321	560.87	0.45	0.08
14	561.321	560.73	0.59	0.11
13	561.321	560.48	0.84	0.15
12	561.321	560.14	1.18	0.21
11	560.203	559.60	0.60	0.11
10	558.808	558.77	0.04	0.01
9	557.501	557.68	0.18	0.03
8	556.262	556.45	0.18	0.03
7	555.102	555.20	0.10	0.02
6	554.018	554.04	0.03	0.00
5	553.038	553.01	0.03	0.01
4	552.193	552.13	0.07	0.01
3	551.555	551.47	0.08	0.02
2	551.228	551.10	0.13	0.02
1	--	551.08	--	--

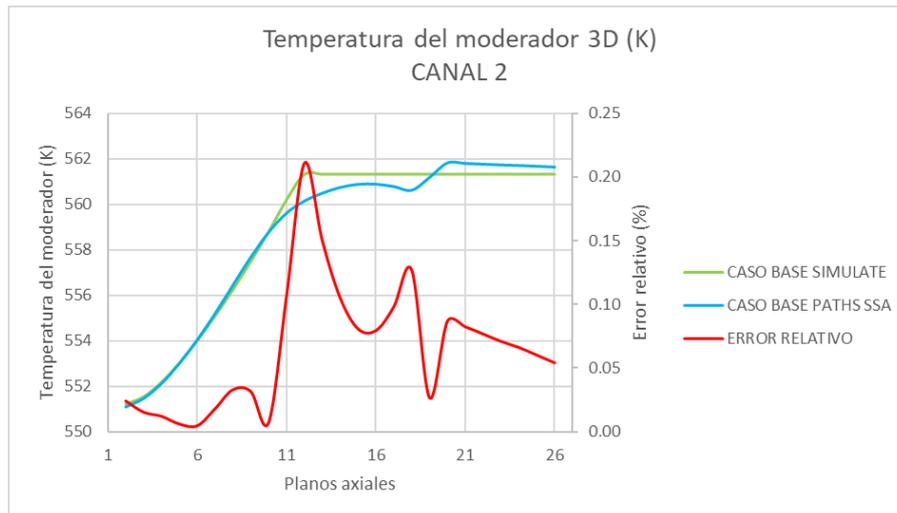


Figura 28. Comparación de la temperatura del moderador 3D para el tipo de combustible 1 (Canal 2).

Tabla II. Comparación de la temperatura del moderador 3D para el tipo de combustible 1 (Canal 648).

Plano axial	Caso Base SIMULATE	Caso Base PATHS SSA	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	--	561.56	--	--
26	561.321	561.61	0.29	0.05
25	561.321	561.64	0.32	0.06
24	561.321	561.68	0.35	0.06
23	561.321	561.70	0.38	0.07
22	561.321	561.06	0.26	0.05
21	561.321	560.47	0.85	0.15
20	561.321	560.59	0.73	0.13
19	561.321	560.73	0.59	0.11
18	561.321	560.86	0.46	0.08
17	561.321	560.93	0.39	0.07
16	561.321	560.88	0.44	0.08
15	561.321	560.71	0.61	0.11
14	561.321	560.45	0.87	0.16
13	561.007	560.09	0.91	0.16
12	559.687	559.54	0.15	0.03
11	558.45	558.71	0.26	0.05
10	557.306	557.68	0.37	0.07
9	556.235	556.55	0.31	0.06
8	555.236	555.44	0.21	0.04
7	554.298	554.41	0.11	0.02
6	553.432	553.46	0.03	0.01
5	552.648	552.62	0.03	0.01
4	551.973	551.91	0.07	0.01
3	551.466	551.38	0.09	0.02
2	551.206	551.07	0.13	0.02
1	--	551.08	--	--

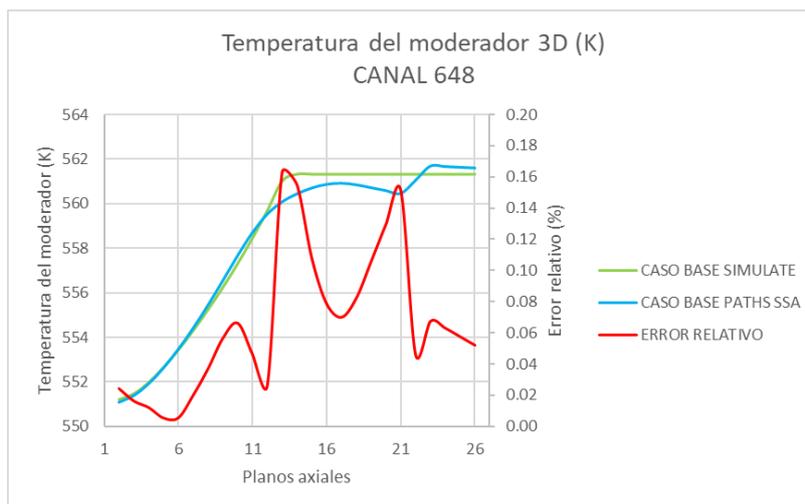


Figura 29. Comparación de la temperatura del moderador 3D para el tipo de combustible 1 (Canal 648).

Tabla III. Comparación de la temperatura del moderador 3D para el tipo de combustible 2 (Canal 309).

Plano axial	Caso Base SIMULATE	Caso Base PATHS SSA	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	--	561.74	--	--
26	561.321	562.03	0.71	0.13
25	561.321	562.17	0.85	0.15
24	561.321	562.30	0.98	0.18
23	561.321	562.41	1.08	0.19
22	561.321	562.53	1.21	0.22
21	561.321	562.66	1.33	0.24
20	561.321	562.74	1.42	0.25
19	561.321	562.83	1.51	0.27
18	561.321	562.93	1.61	0.29
17	561.321	563.03	1.71	0.31
16	561.321	563.10	1.78	0.32
15	561.321	563.19	1.87	0.33
14	561.321	563.27	1.95	0.35
13	561.321	562.68	1.35	0.24
12	561.321	562.06	0.74	0.13
11	561.321	561.82	0.49	0.09
10	561.321	561.09	0.23	0.04
9	561.321	560.17	1.15	0.21
8	561.321	559.15	2.17	0.39
7	558.982	557.83	1.15	0.21
6	556.741	556.24	0.50	0.09
5	554.793	554.53	0.26	0.05
4	553.152	552.99	0.17	0.03
3	551.871	551.81	0.06	0.01
2	551.272	551.18	0.09	0.02
1	--	551.11	--	--

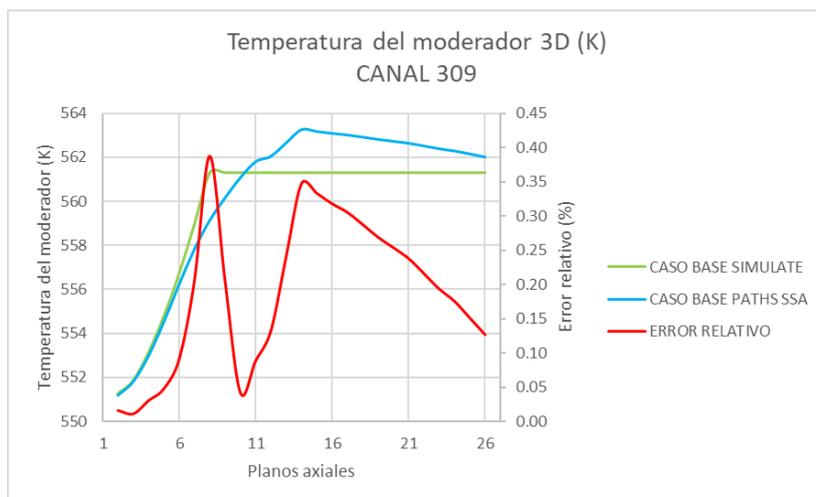


Figura 30. Comparación de la temperatura del moderador 3D para el tipo de combustible 2 (Canal 309).

Tabla IV. Comparación de la temperatura del moderador 3D para el tipo de combustible 2 (Canal 310).

Plano axial	Caso Base SIMULATE	Caso Base PATHS SSA	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	--	561.74	--	--
26	561.321	562.03	0.71	0.13
25	561.321	562.17	0.85	0.15
24	561.321	562.31	0.99	0.18
23	561.321	562.41	1.09	0.19
22	561.321	562.54	1.21	0.22
21	561.321	562.66	1.34	0.24
20	561.321	562.75	1.43	0.25
19	561.321	562.83	1.51	0.27
18	561.321	562.94	1.62	0.29
17	561.321	563.04	1.72	0.31
16	561.321	563.11	1.79	0.32
15	561.321	563.20	1.88	0.33
14	561.321	563.28	1.96	0.35
13	561.321	562.68	1.36	0.24
12	561.321	562.07	0.75	0.13
11	561.321	561.82	0.50	0.09
10	561.321	561.09	0.23	0.04
9	561.321	560.17	1.15	0.21
8	561.118	559.15	1.97	0.35
7	558.695	557.84	0.86	0.15
6	556.535	556.24	0.30	0.05
5	554.658	554.53	0.13	0.02
4	553.077	552.99	0.09	0.02
3	551.843	551.81	0.03	0.01
2	551.266	551.19	0.08	0.01
1	--	551.11	--	--

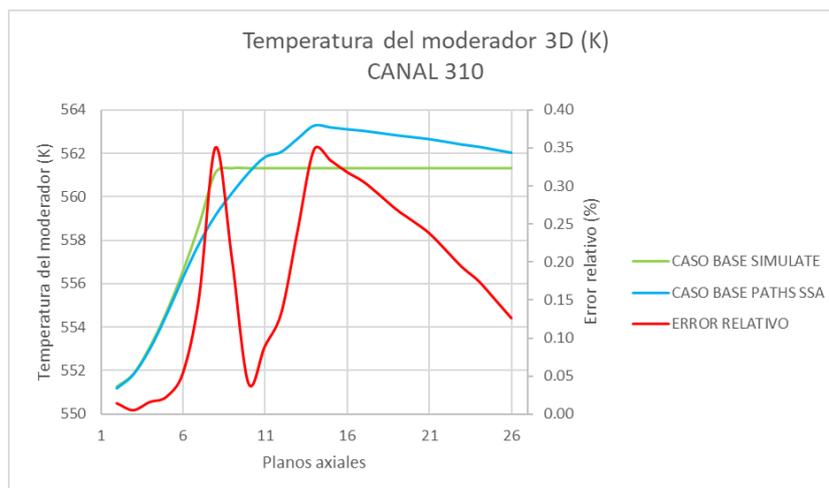


Figura 31. Comparación de la temperatura del moderador 3D para el tipo de combustible 2 (Canal 310).

Tabla V. Comparación de la temperatura del moderador 3D para el tipo de combustible 3 (Canal 640).

Plano axial	Caso Base SIMULATE	Caso Base PATHS SSA	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	--	561.69	--	--
26	561.321	561.91	0.59	0.11
25	561.321	562.02	0.70	0.12
24	561.321	562.12	0.80	0.14
23	561.321	562.20	0.88	0.16
22	561.321	562.30	0.98	0.17
21	561.321	562.40	1.08	0.19
20	561.321	562.47	1.15	0.20
19	561.321	562.53	1.21	0.22
18	561.321	562.62	1.30	0.23
17	561.321	562.02	0.70	0.13
16	561.321	561.47	0.15	0.03
15	561.321	561.63	0.31	0.06
14	561.321	561.65	0.33	0.06
13	561.321	561.46	0.14	0.03
12	561.321	561.14	0.18	0.03
11	561.321	560.71	0.61	0.11
10	561.321	560.07	1.25	0.22
9	560.098	559.13	0.97	0.17
8	558.432	557.93	0.50	0.09
7	556.839	556.56	0.28	0.05
6	555.336	555.13	0.21	0.04
5	553.928	553.75	0.18	0.03
4	552.686	552.55	0.13	0.02
3	551.686	551.62	0.07	0.01
2	551.225	551.13	0.10	0.02
1	--	551.10	--	--

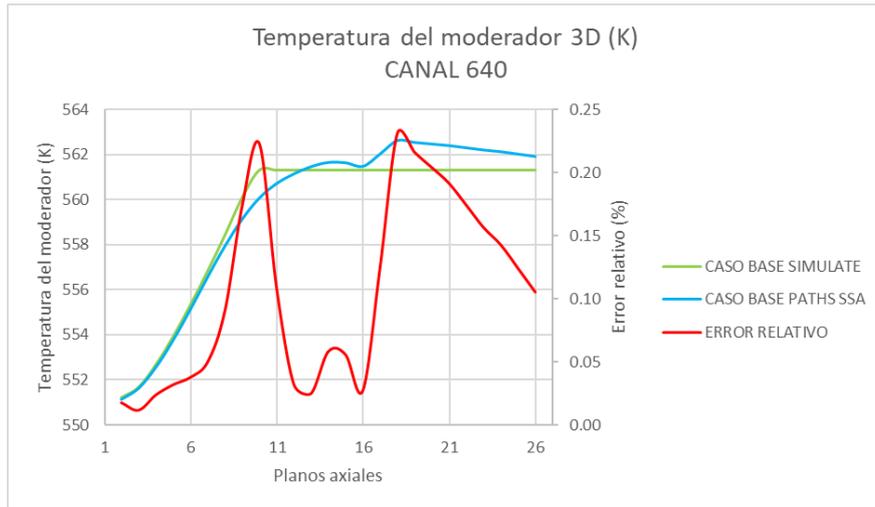


Figura 32. Comparación de la temperatura del moderador 3D para el tipo de combustible 3 (Canal 640).

Tabla VI. Comparación de la temperatura del moderador 3D para el tipo de combustible 3 (Canal 191).

Plano axial	Caso Base SIMULATE	Caso Base PATHS SSA	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	0	561.76		
26	561.321	562.07	0.74	0.13
25	561.321	562.21	0.89	0.16
24	561.321	562.36	1.04	0.19
23	561.321	562.47	1.15	0.20
22	561.321	562.61	1.28	0.23
21	561.321	562.74	1.42	0.25
20	561.321	562.83	1.51	0.27
19	561.321	562.92	1.60	0.29
18	561.321	563.03	1.71	0.31
17	561.321	563.14	1.82	0.32
16	561.321	563.21	1.89	0.34
15	561.321	563.30	1.98	0.35
14	561.321	563.39	2.07	0.37
13	561.321	563.45	2.13	0.38
12	561.321	562.87	1.55	0.28
11	561.321	562.18	0.86	0.15
10	561.321	561.70	0.38	0.07
9	561.321	560.75	0.57	0.10
8	561.321	559.68	1.64	0.29
7	560.491	558.47	2.02	0.36
6	557.856	556.91	0.95	0.17
5	555.536	555.12	0.42	0.08
4	553.563	553.35	0.21	0.04
3	552.008	551.95	0.06	0.01
2	551.292	551.21	0.09	0.02
1	0	551.11		

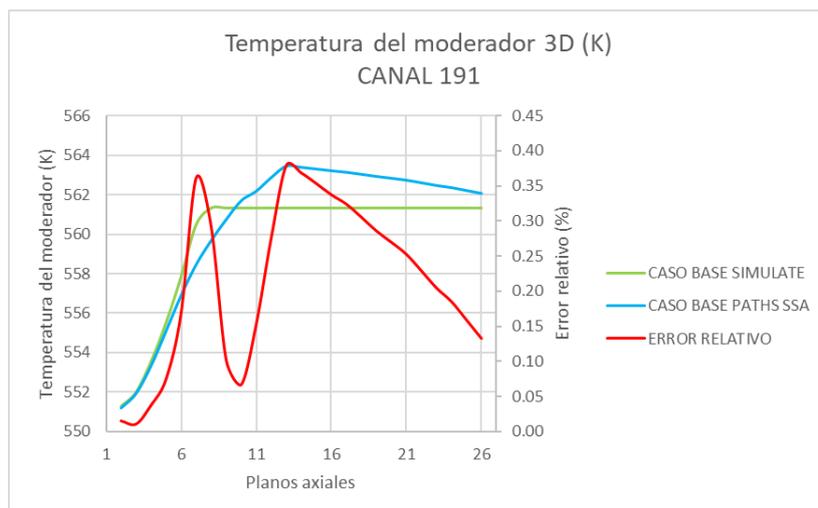


Figura 33. Comparación de la temperatura del moderador 3D para el tipo de combustible 3 (Canal 191).

Tabla VII. Comparación de la temperatura del combustible 3D para el tipo de combustible 1 (Canal 2).

Plano axial	Caso Base SIMULATE	Caso Base PATHS SSA	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	--	561.56	--	--
26	594.178	582.82	11.36	1.91
25	615.025	601.17	13.86	2.25
24	636.814	620.21	16.61	2.61
23	654.556	636.31	18.25	2.79
22	668.736	650.40	18.34	2.74
21	681.852	664.06	17.79	2.61
20	693.295	676.26	17.04	2.46
19	703.165	686.29	16.88	2.40
18	711.409	695.96	15.45	2.17
17	717.69	703.81	13.88	1.93
16	721.346	708.77	12.57	1.74
15	722.467	710.65	11.82	1.64
14	720.779	709.23	11.55	1.60
13	715.805	704.18	11.63	1.62
12	708.006	695.98	12.03	1.70
11	697.165	685.69	11.47	1.65
10	686.612	675.71	10.90	1.59
9	677.416	666.72	10.69	1.58
8	668.758	657.75	11.01	1.65
7	659.821	648.87	10.96	1.66
6	650.156	638.23	11.93	1.83
5	638.345	626.06	12.28	1.92
4	621.948	610.26	11.69	1.88
3	598.999	589.62	9.38	1.57
2	571.581	567.27	4.31	0.75
1	--	551.08	--	--

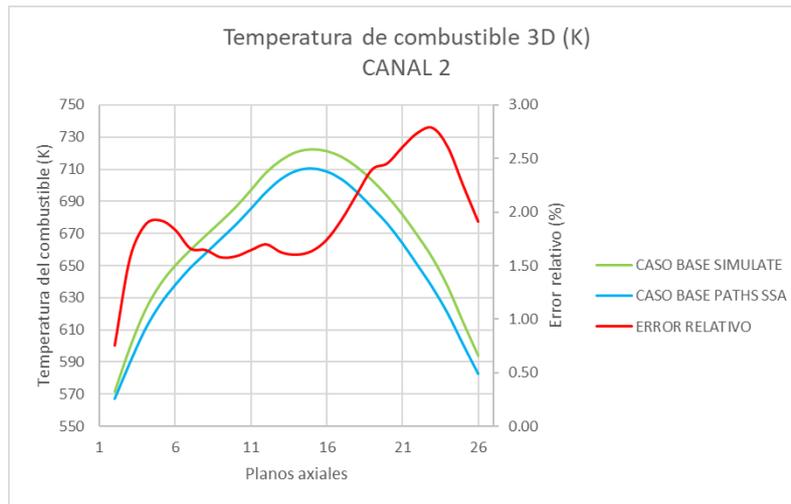


Figura 34. Comparación de la temperatura del combustible 3D para el tipo de combustible 1 (Canal 2).

Tabla VIII. Comparación de la temperatura del combustible 3D para el tipo de combustible 1 (Canal 648).

Plano axial	Caso Base SIMULATE	Caso Base PATHS SSA	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	--	561.56	--	--
26	590.253	580.54	9.71	1.64
25	609.194	597.18	12.02	1.97
24	628.542	614.26	14.28	2.27
23	644.315	628.63	15.69	2.43
22	657.245	640.21	17.03	2.59
21	668.554	652.04	16.52	2.47
20	678.387	662.73	15.65	2.31
19	686.704	671.96	14.74	2.15
18	693.498	679.69	13.81	1.99
17	698.289	685.33	12.96	1.86
16	701.028	688.64	12.39	1.77
15	700.912	689.18	11.73	1.67
14	698.182	686.73	11.45	1.64
13	692.423	681.13	11.29	1.63
12	683.071	672.68	10.40	1.52
11	672.622	662.91	9.72	1.44
10	662.966	653.72	9.25	1.40
9	654.62	645.52	9.10	1.39
8	646.969	638.02	8.95	1.38
7	639.368	629.83	9.54	1.49
6	631.275	621.30	9.97	1.58
5	621.579	611.39	10.19	1.64
4	608.216	598.59	9.63	1.58
3	589.487	582.19	7.30	1.24
2	567.56	564.17	3.39	0.60
1	--	551.08	--	--

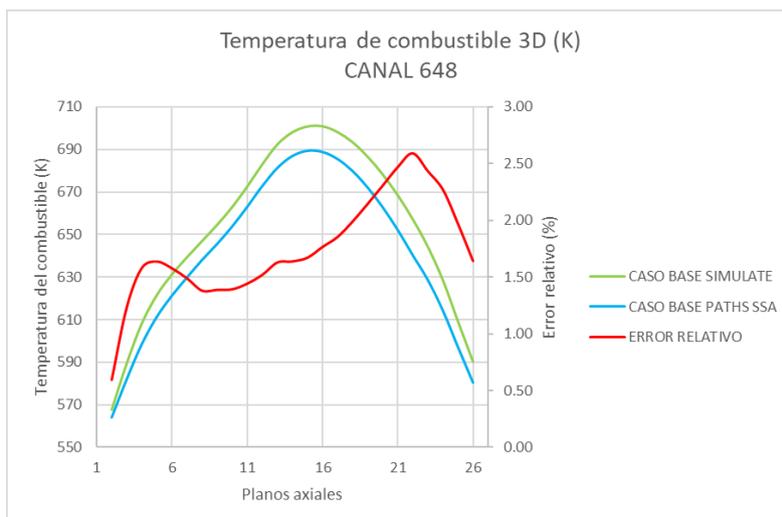


Figura 35. Comparación de la temperatura del combustible 3D para el tipo de combustible 1 (Canal 648).

Tabla IX. Comparación de la temperatura del combustible 3D para el tipo de combustible 2 (Canal 309).

Plano axial	Caso Base SIMULATE	Caso Base PATHS SSA	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	--	561.74	--	--
26	694.868	643.07	51.80	7.45
25	824.579	776.99	47.59	5.77
24	901.024	875.13	25.89	2.87
23	940.383	936.41	3.98	0.42
22	949.465	958.50	9.03	0.95
21	971.44	1001.42	29.98	3.09
20	978.204	1022.17	43.97	4.49
19	974.591	1025.99	51.40	5.27
18	978.496	1041.30	62.81	6.42
17	980.789	1053.31	72.52	7.39
16	977.076	1052.95	75.88	7.77
15	974.629	1052.54	77.91	7.99
14	979.653	1061.75	82.10	8.38
13	980.261	1061.99	81.73	8.34
12	978.899	1059.74	80.84	8.26
11	982.093	1062.44	80.34	8.18
10	978.62	1054.41	75.79	7.74
9	967.43	1033.20	65.77	6.80
8	944.018	994.30	50.29	5.33
7	904.43	934.71	30.28	3.35
6	858.667	869.71	11.04	1.29
5	811.65	807.60	4.05	0.50
4	763.056	746.73	16.32	2.14
3	700.94	680.08	20.86	2.98
2	597.712	586.65	11.06	1.85
1	--	551.11	--	--

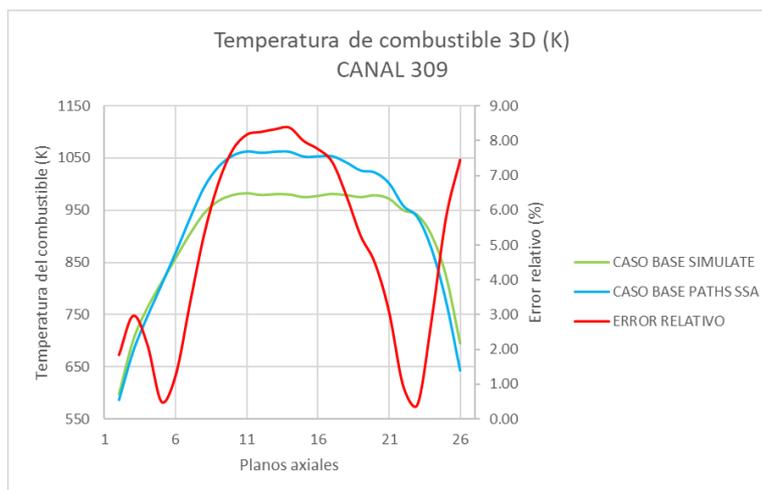


Figura 36. Comparación de la temperatura del combustible 3D para el tipo de combustible 2 (Canal 309).

Tabla X. Comparación de la temperatura del combustible 3D para el tipo de combustible 2 (Canal 319).

Plano axial	Caso Base SIMULATE	Caso Base PATHS SSA	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	--	561.76	--	--
26	678.311	633.93	44.38	6.54
25	802.743	759.70	43.04	5.36
24	886.015	868.33	17.68	2.00
23	942.205	949.74	7.54	0.80
22	974.609	1001.23	26.62	2.73
21	1026.604	1090.43	63.83	6.22
20	1052.302	1141.56	89.26	8.48
19	1059.126	1161.88	102.75	9.70
18	1072.043	1194.53	122.48	11.43
17	1080.808	1218.27	137.47	12.72
16	1078.449	1220.48	142.04	13.17
15	1071.876	1212.45	140.58	13.12
14	1064.51	1198.27	133.76	12.57
13	1038.41	1152.50	114.09	10.99
12	1002.973	1093.29	90.32	9.01
11	978.501	1055.13	76.63	7.83
10	963.109	1031.64	68.53	7.12
9	951.695	1011.68	59.99	6.30
8	940.831	992.65	51.82	5.51
7	918.052	956.75	38.70	4.22
6	882.325	903.57	21.25	2.41
5	839.381	844.61	5.23	0.62
4	791.745	782.97	8.77	1.11
3	725.317	706.59	18.72	2.58
2	607.008	594.79	12.22	2.01
1	--	551.11	--	--

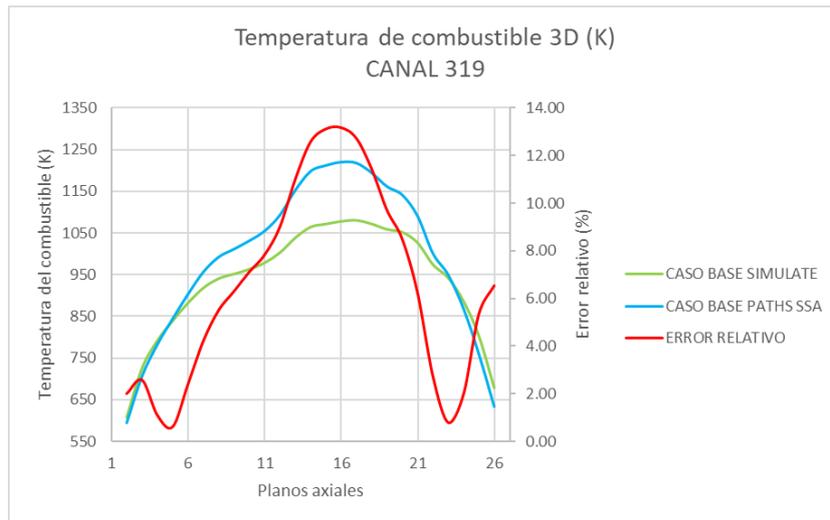


Figura 37. Comparación de la temperatura del combustible 3D para el tipo de combustible 2 (Canal 319).

III.2. ACOPLAMIENTO PARCS/PATHS

Tabla XI. Comparación de la temperatura del moderador 3D (K) para el Caso Base acoplado frente a los valores de planta de SIMULATE (Tipo de combustible 1, Canal 2).

Plano axial	SIMULATE (K)	Acoplado (K)	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	561.32	561.55	0.23	0.04
26	561.32	561.6	0.28	0.05
25	561.32	561.62	0.3	0.05
24	561.32	561.64	0.32	0.06
23	561.32	561.65	0.33	0.06
22	561.32	561.66	0.34	0.06
21	561.32	561.68	0.36	0.06
20	561.32	561.69	0.37	0.07
19	561.32	561.04	0.28	0.05
18	561.32	560.48	0.84	0.15
17	561.32	560.62	0.7	0.12
16	561.32	560.67	0.65	0.12
15	561.32	560.6	0.72	0.13
14	561.32	560.4	0.92	0.16
13	561.32	560.09	1.23	0.22
12	561.32	559.68	1.64	0.29
11	560.2	559.04	1.16	0.21
10	558.81	558.1	0.71	0.13
9	557.5	556.96	0.54	0.10
8	556.26	555.76	0.5	0.09
7	555.1	554.64	0.46	0.08
6	554.02	553.63	0.39	0.07
5	553.04	552.75	0.29	0.05
4	552.19	552.02	0.17	0.03
3	551.56	551.49	0.07	0.01
2	551.23	551.19	0.04	0.01
1	551.23	551.12	0.11	0.02

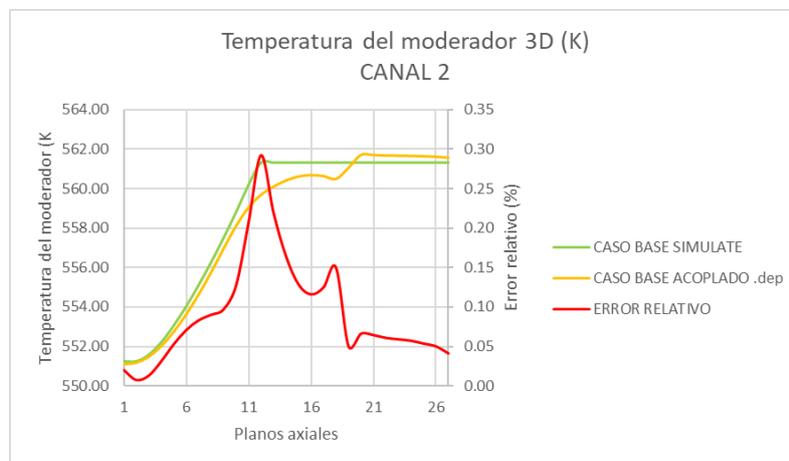


Figura 38. Temperatura del moderador 3D (K) para el Caso Base acoplado (Tipo de combustible 1, Canal 2).

Tabla XII. Comparación de la temperatura del moderador 3D (K) para el Caso Base acoplado frente a los valores de planta de SIMULATE (Tipo de combustible 1, Canal 648).

Plano axial	SIMULATE (K)	Acoplado (K)	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	561.32	560.22	1.1	0.20
26	561.32	560.27	1.05	0.19
25	561.32	560.31	1.01	0.18
24	561.32	560.36	0.96	0.17
23	561.32	560.43	0.89	0.16
22	561.32	560.51	0.81	0.14
21	561.32	560.61	0.71	0.13
20	561.32	560.71	0.61	0.11
19	561.32	560.81	0.51	0.09
18	561.32	560.87	0.45	0.08
17	561.32	560.83	0.49	0.09
16	561.32	560.67	0.65	0.12
15	561.32	560.42	0.9	0.16
14	561.32	560.07	1.25	0.22
13	561.01	559.56	1.45	0.26
12	559.69	558.8	0.89	0.16
11	558.45	557.84	0.61	0.11
10	557.31	556.78	0.53	0.10
9	556.24	555.75	0.49	0.09
8	555.24	554.78	0.46	0.08
7	554.3	553.91	0.39	0.07
6	553.43	553.11	0.32	0.06
5	552.65	552.42	0.23	0.04
4	551.97	551.84	0.13	0.02
3	551.47	551.41	0.06	0.01
2	551.21	551.17	0.04	0.01
1	551.21	551.12	0.09	0.02

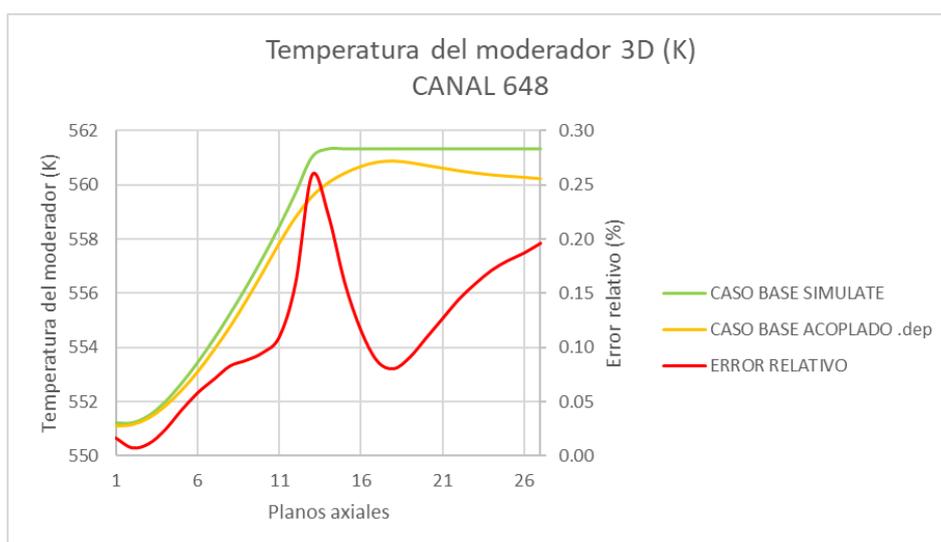


Figura 39. Temperatura del moderador 3D (K) para el Caso Base acoplado (Tipo de combustible 1, Canal 648).

Tabla XIII. Comparación de la temperatura del moderador 3D (K) para el Caso Base acoplado frente a los valores de planta de SIMULATE (Tipo de combustible 2, Canal 309).

Plano axial	SIMULATE (K)	Acoplado (K)	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	561.32	561.7	0.38	0.07
26	561.32	561.9	0.58	0.10
25	561.32	561.96	0.64	0.11
24	561.32	562.01	0.69	0.12
23	561.32	562.03	0.71	0.13
22	561.32	562.09	0.77	0.14
21	561.32	562.14	0.82	0.15
20	561.32	562.16	0.84	0.15
19	561.32	562.18	0.86	0.15
18	561.32	562.23	0.91	0.16
17	561.32	562.28	0.96	0.17
16	561.32	562.3	0.98	0.17
15	561.32	562.34	1.02	0.18
14	561.32	561.65	0.33	0.06
13	561.32	561.03	0.29	0.05
12	561.32	561.07	0.25	0.04
11	561.32	560.72	0.6	0.11
10	561.32	559.99	1.33	0.24
9	561.32	559.17	2.15	0.38
8	561.32	558.23	3.09	0.55
7	558.98	557	1.98	0.35
6	556.74	555.52	1.22	0.22
5	554.79	554.01	0.78	0.14
4	553.15	552.72	0.43	0.08
3	551.87	551.75	0.12	0.02
2	551.27	551.24	0.03	0.01
1	551.27	551.13	0.14	0.03

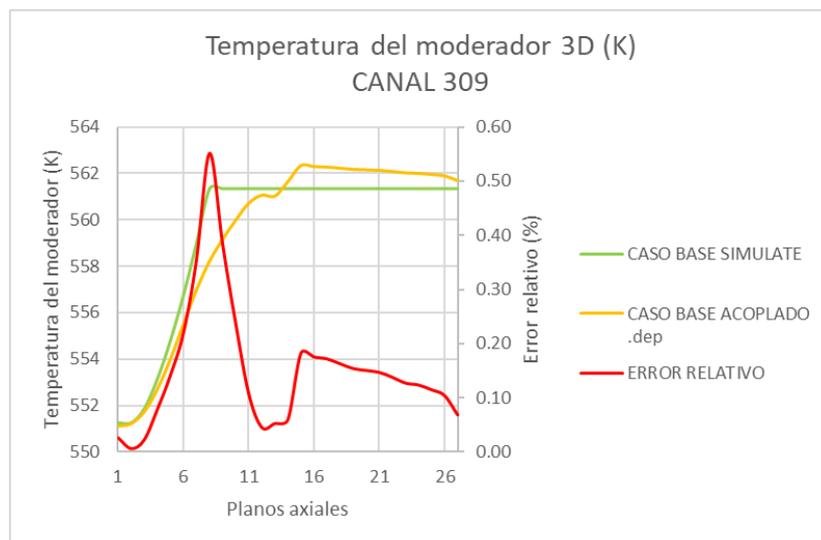


Figura 40. Temperatura del moderador 3D (K) para el Caso Base acoplado (Tipo de combustible 2, Canal 309).

Tabla XIV. Comparación de la temperatura del moderador 3D (K) para el Caso Base acoplado frente a los valores de planta de SIMULATE (Tipo de combustible 2, Canal 310).

Plano axial	SIMULATE (K)	Acoplado (K)	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	561.32	561.7	0.38	0.07
26	561.32	561.9	0.58	0.10
25	561.32	561.96	0.64	0.11
24	561.32	562.01	0.69	0.12
23	561.32	562.03	0.71	0.13
22	561.32	562.09	0.77	0.14
21	561.32	562.14	0.82	0.15
20	561.32	562.16	0.84	0.15
19	561.32	562.18	0.86	0.15
18	561.32	562.23	0.91	0.16
17	561.32	562.28	0.96	0.17
16	561.32	562.3	0.98	0.17
15	561.32	562.34	1.02	0.18
14	561.32	561.65	0.33	0.06
13	561.32	561.03	0.29	0.05
12	561.32	561.07	0.25	0.04
11	561.32	560.71	0.61	0.11
10	561.32	559.98	1.34	0.24
9	561.32	559.16	2.16	0.38
8	561.12	558.23	2.89	0.52
7	558.7	557	1.7	0.30
6	556.54	555.52	1.02	0.18
5	554.66	554.01	0.65	0.12
4	553.08	552.71	0.37	0.07
3	551.84	551.75	0.09	0.02
2	551.27	551.24	0.03	0.01
1	551.27	551.13	0.14	0.03

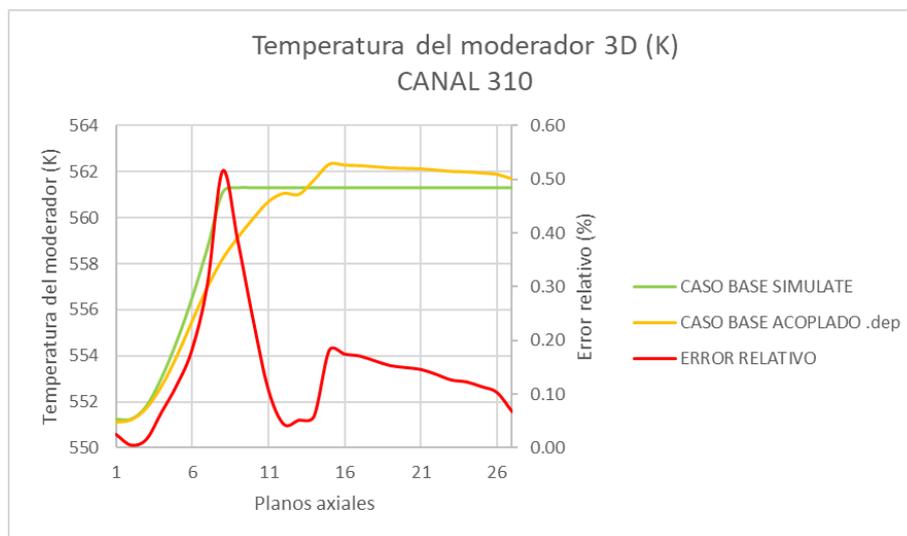


Figura 41. Temperatura del moderador 3D (K) para el Caso Base acoplado (Tipo de combustible 2, Canal 310).

Tabla XV. Comparación de la temperatura del moderador 3D (K) para el Caso Base acoplado frente a los valores de planta de SIMULATE (Tipo de combustible 3, Canal 640).

Plano axial	SIMULATE (K)	Acoplado (K)	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	561.32	561.68	0.36	0.06
26	561.32	561.85	0.53	0.09
25	561.32	561.9	0.58	0.10
24	561.32	561.95	0.63	0.11
23	561.32	561.97	0.65	0.12
22	561.32	562.02	0.7	0.12
21	561.32	562.07	0.75	0.13
20	561.32	562.09	0.77	0.14
19	561.32	562.11	0.79	0.14
18	561.32	562.15	0.83	0.15
17	561.32	561.5	0.18	0.03
16	561.32	560.91	0.41	0.07
15	561.32	561.02	0.3	0.05
14	561.32	560.96	0.36	0.06
13	561.32	560.67	0.65	0.12
12	561.32	560.28	1.04	0.19
11	561.32	559.82	1.5	0.27
10	561.32	559.16	2.16	0.38
9	560.1	558.2	1.9	0.34
8	558.43	557.03	1.4	0.25
7	556.84	555.74	1.1	0.20
6	555.34	554.46	0.88	0.16
5	553.93	553.32	0.61	0.11
4	552.69	552.34	0.35	0.06
3	551.69	551.59	0.1	0.02
2	551.23	551.2	0.03	0.01
1	551.23	551.13	0.1	0.02

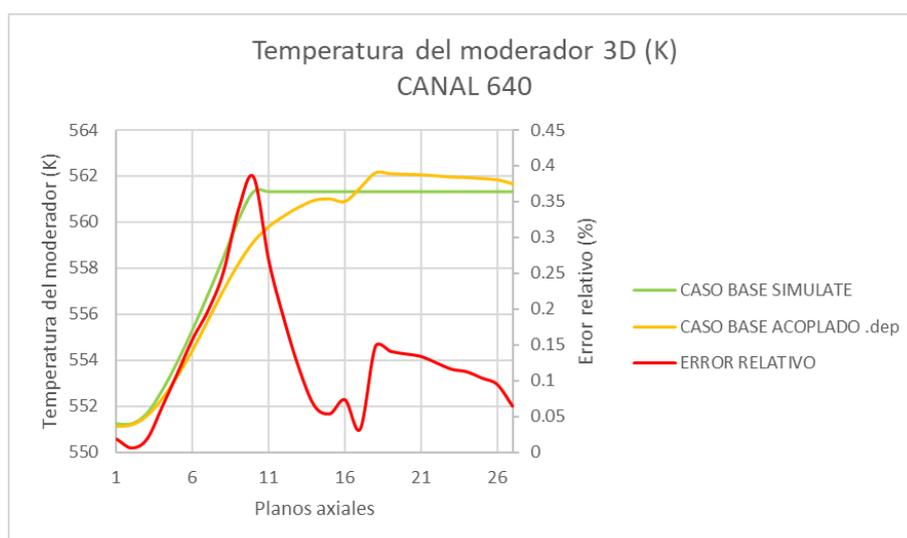


Figura 42. Temperatura del moderador 3D (K) para el Caso Base acoplado (Tipo de combustible 3, Canal 640).

Tabla XVI. Comparación de la temperatura del moderador 3D (K) para el Caso Base acoplado frente a los valores de planta de SIMULATE (Tipo de combustible 3, Canal 191).

Plano axial	SIMULATE (K)	Acoplado (K)	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	561.32	561.71	0.39	0.07
26	561.32	561.91	0.59	0.11
25	561.32	561.97	0.65	0.12
24	561.32	562.02	0.7	0.12
23	561.32	562.05	0.73	0.13
22	561.32	562.1	0.78	0.14
21	561.32	562.16	0.84	0.15
20	561.32	562.18	0.86	0.15
19	561.32	562.2	0.88	0.16
18	561.32	562.25	0.93	0.17
17	561.32	562.29	0.97	0.17
16	561.32	562.32	1	0.18
15	561.32	562.36	1.04	0.19
14	561.32	562.39	1.07	0.19
13	561.32	561.71	0.39	0.07
12	561.32	561.1	0.22	0.04
11	561.32	561.04	0.28	0.05
10	561.32	560.49	0.83	0.15
9	561.32	559.63	1.69	0.30
8	561.32	558.71	2.61	0.46
7	560.49	557.6	2.89	0.52
6	557.86	556.18	1.68	0.30
5	555.54	554.56	0.98	0.18
4	553.56	553.04	0.52	0.09
3	552.01	551.87	0.14	0.03
2	551.29	551.25	0.04	0.01
1	551.29	551.13	0.16	0.03

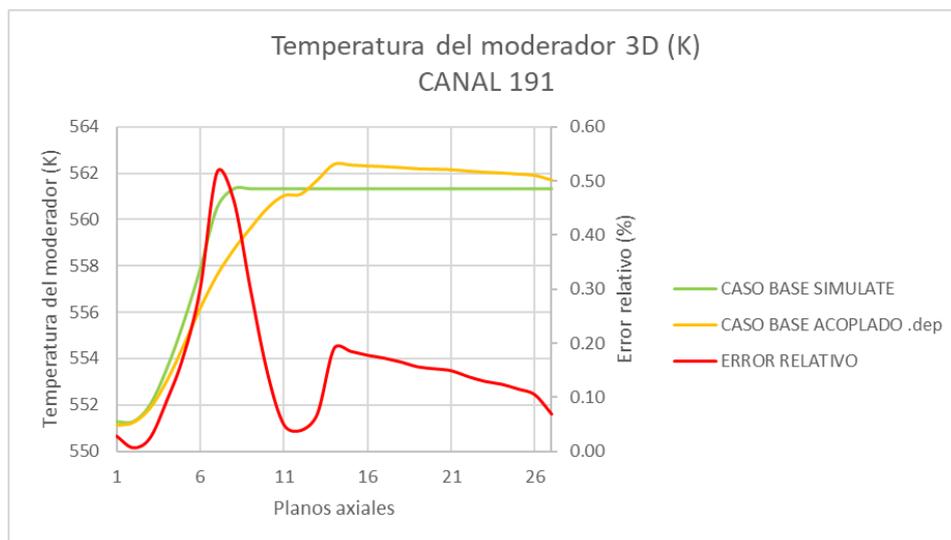


Figura 43. Temperatura del moderador 3D (K) para el Caso Base acoplado (Tipo de combustible 3, Canal 191).

Tabla XVII. Comparación de la temperatura del combustible 3D (K) para el Caso Base acoplado frente a los valores de planta de SIMULATE (Tipo de combustible 1, Canal 2).

Plano axial	SIMULATE (K)	Acoplado (K)	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	--	561.55	--	--
26	594.18	580.49	13.69	2.30
25	615.02	597.12	17.90	2.91
24	636.81	613.94	22.87	3.59
23	654.56	627.95	26.61	4.07
22	668.74	640.18	28.56	4.27
21	681.85	651.35	30.50	4.47
20	693.29	661.24	32.05	4.62
19	703.16	669.27	33.89	4.82
18	711.41	676.81	34.60	4.86
17	717.69	682.5	35.19	4.90
16	721.35	685.85	35.50	4.92
15	722.47	686.38	36.09	5.00
14	720.78	683.63	37.15	5.15
13	715.8	677.75	38.05	5.32
12	708.01	668.95	39.06	5.52
11	697.16	658.26	38.90	5.58
10	686.61	647.73	38.88	5.66
9	677.42	637.95	39.47	5.83
8	668.76	628.78	39.98	5.98
7	659.82	619.89	39.93	6.05
6	650.16	610.71	39.45	6.07
5	638.35	601.19	37.16	5.82
4	621.95	589.96	31.99	5.14
3	599	576.17	22.83	3.81
2	571.58	561.65	9.93	1.74
1	--	551.12	--	--

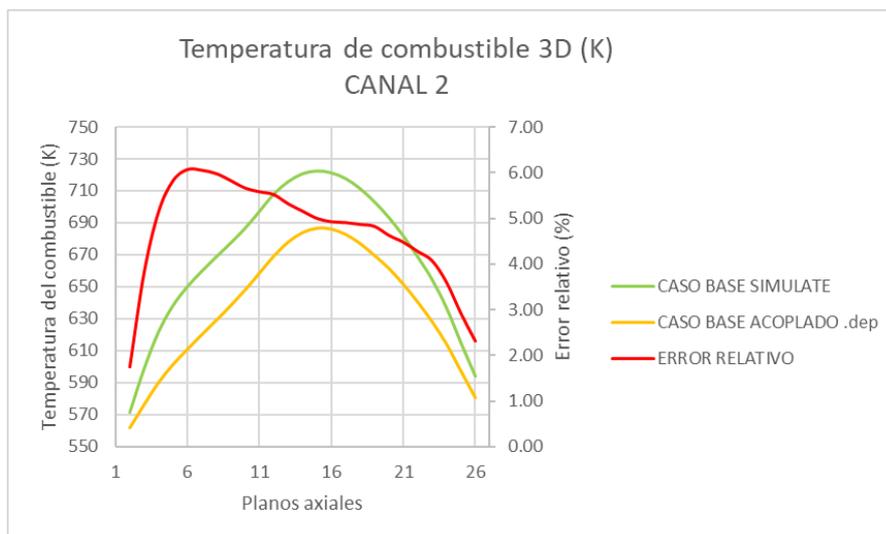


Figura 44. Temperatura del combustible 3D (K) para el Caso Base acoplado (Tipo de combustible 1, Canal 2).

Tabla XVIII. Comparación de la temperatura del combustible 3D (K) para el Caso Base acoplado frente a los valores de planta de SIMULATE (Tipo de combustible 1, Canal 648).

Plano axial	SIMULATE (K)	Acoplado (K)	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	--	561.55	--	--
26	590.25	578.38	11.87	2.01
25	609.19	593.36	15.83	2.60
24	628.54	608.44	20.1	3.20
23	644.32	620.83	23.49	3.65
22	657.25	631.5	25.75	3.92
21	668.55	640.32	28.23	4.22
20	678.39	649	29.39	4.33
19	686.7	656.29	30.41	4.43
18	693.5	662.06	31.44	4.53
17	698.29	666.05	32.24	4.62
16	701.03	667.91	33.12	4.72
15	700.91	667.3	33.61	4.80
14	698.18	664.01	34.17	4.89
13	692.42	657.97	34.45	4.98
12	683.07	649.43	33.64	4.92
11	672.62	639.54	33.08	4.92
10	662.97	630.11	32.86	4.96
9	654.62	622.23	32.39	4.95
8	646.97	614.13	32.84	5.08
7	639.37	606.55	32.82	5.13
6	631.27	599.22	32.05	5.08
5	621.58	591.48	30.1	4.84
4	608.22	582.38	25.84	4.25
3	589.49	571.38	18.11	3.07
2	567.56	559.63	7.93	1.40
1	--	551.12	--	--

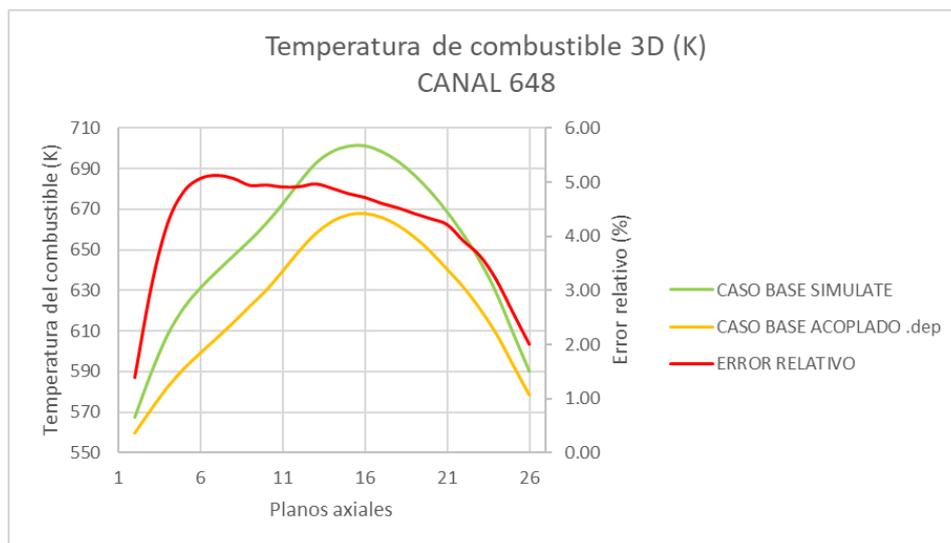


Figura 45. Temperatura del combustible 3D (K) para el Caso Base acoplado (Tipo de combustible 1, Canal 648).

Tabla XIX. Comparación de la temperatura del combustible 3D (K) para el Caso Base acoplado frente a los valores de planta de SIMULATE (Tipo de combustible 2, Canal 309).

Plano axial	SIMULATE (K)	Acoplado (K)	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	--	561.7	--	--
26	694.87	631.49	63.38	9.12
25	824.58	751.43	73.15	8.87
24	901.02	823.63	77.39	8.59
23	940.38	873.51	66.87	7.11
22	949.47	900.9	48.57	5.12
21	971.44	912.93	58.51	6.02
20	978.2	923.45	54.75	5.60
19	974.59	931.98	42.61	4.37
18	978.5	934.94	43.56	4.45
17	980.79	935.17	45.62	4.65
16	977.08	935.91	41.17	4.21
15	974.63	936.98	37.65	3.86
14	979.65	936.04	43.61	4.45
13	980.26	936.74	43.52	4.44
12	978.9	938.47	40.43	4.13
11	982.09	932.29	49.80	5.07
10	978.62	917.55	61.07	6.24
9	967.43	893.02	74.41	7.69
8	944.02	856.72	87.30	9.25
7	904.43	810.47	93.96	10.39
6	858.67	760.79	97.88	11.40
5	811.65	715.09	96.56	11.90
4	763.06	674.12	88.94	11.66
3	700.94	631.96	68.98	9.84
2	597.71	573.65	24.06	4.03
1	--	551.13	--	--

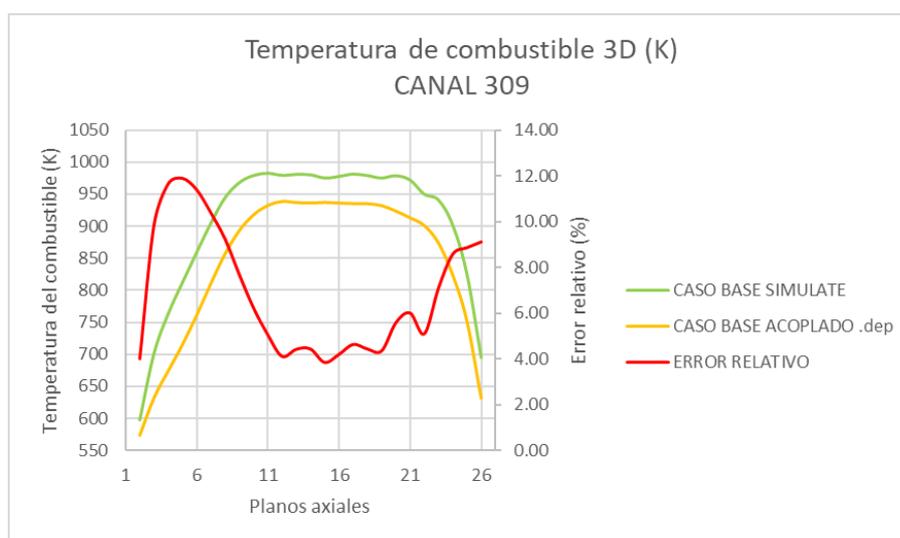


Figura 46. Temperatura del combustible 3D (K) para el Caso Base acoplado (Tipo de combustible 2, Canal 309).

Tabla XX. Comparación de la temperatura del combustible 3D (K) para el Caso Base acoplado frente a los valores de planta de SIMULATE (Tipo de combustible 2, Canal 319).

Plano axial	SIMULATE (K)	Acoplado (K)	Error absoluto (K)	Error relativo (%)
27	--	561.71	--	--
26	678.31	623.83	54.48	8.03
25	802.74	737.02	65.72	8.19
24	886.01	816.71	69.30	7.82
23	942.21	883.27	58.94	6.26
22	974.61	938.59	36.02	3.70
21	1026.6	978.87	47.73	4.65
20	1052.3	1010.19	42.11	4.00
19	1059.13	1035.08	24.05	2.27
18	1072.04	1046.64	25.40	2.37
17	1080.81	1051.17	29.64	2.74
16	1078.45	1053.95	24.50	2.27
15	1071.88	1050.67	21.21	1.98
14	1064.51	1030.24	34.27	3.22
13	1038.41	998.23	40.18	3.87
12	1002.97	960.53	42.44	4.23
11	978.5	927.63	50.87	5.20
10	963.11	904.85	58.26	6.05
9	951.7	882.89	68.81	7.23
8	940.83	860.08	80.75	8.58
7	918.05	827.96	90.09	9.81
6	882.33	786.55	95.78	10.86
5	839.38	741.53	97.85	11.66
4	791.75	698.53	93.22	11.77
3	725.32	649.52	75.80	10.45
2	607.01	579.1	27.91	4.60
1	--	551.13	--	--

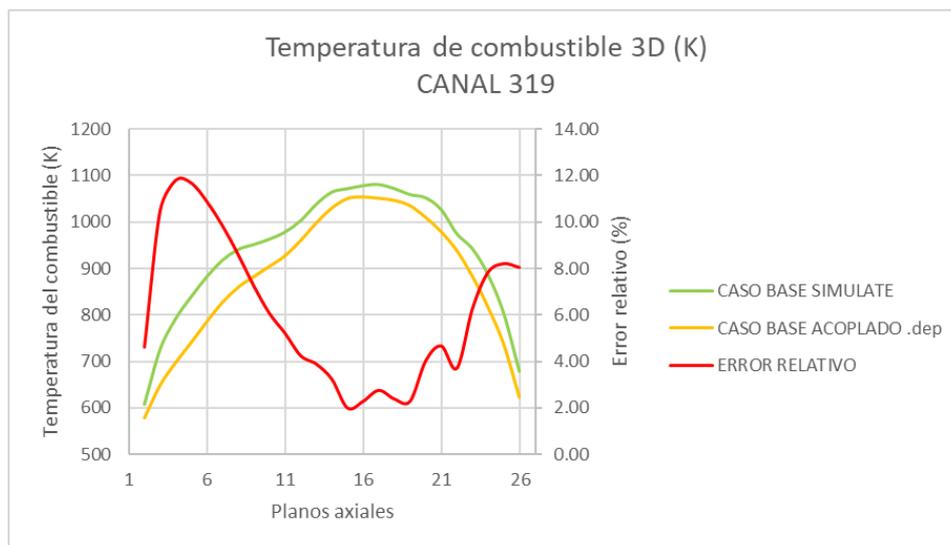


Figura 47. Temperatura del combustible 3D (K) para el Caso Base acoplado (Tipo de combustible 2, Canal 319).