



UNIVERSITAT
POLITÈCNICA
DE VALÈNCIA



ESCUELA TÉCNICA
SUPERIOR INGENIERÍA
INDUSTRIAL VALENCIA

TRABAJO FIN DE GRADO EN INGENIERÍA DE LA ENERGÍA



ANÁLISIS DE LA EVOLUCIÓN DE LA POTENCIA DEBIDA AL MOVIMIENTO DE BARRAS DE CONTROL EN UN REACTOR NUCLEAR PARA LA VERIFICACIÓN DEL CÓDIGO FEMFFUSION

AUTOR: PABLO CANDELA BOTÍ

TUTORA: SOFÍA CARLOS ALBEROLA

COTUTORA AMANDA MARÍA CARREÑO SÁNCHEZ

Curso Académico: 2020-21

RESUMEN

Para el análisis de la seguridad de un reactor nuclear, es necesario simular de manera muy precisa la evolución de la potencia del reactor a lo largo del tiempo. El valor de la potencia del reactor depende de múltiples parámetros, uno de los más importantes es el movimiento de las barras de control, el cual supone una inyección de reactividad positiva, si las barras se extraen del núcleo, y negativa, si se insertan.

En este Trabajo Fin de Grado se obtiene la evolución de potencia durante un transitorio mediante dos aproximaciones a la ecuación del transporte neutrónico distintas. La primera, a partir de la solución de la ecuación de la difusión neutrónica. La segunda, mediante las ecuaciones de armónicos esféricos simplificados de orden 3, conocidas como las ecuaciones SP3. El primer objetivo del trabajo es la comparación de la solución proporcionada por ambas aproximaciones y la comprobación de que las ecuaciones SP3 mejoran las aproximaciones de la ecuación de la difusión neutrónica.

En segundo lugar, se procede a la verificación del código FEMFFUSION para su uso en cálculos de transitorios definidos a partir de la extracción e introducción de barras de control. Para validar este código, se realizarán los mismos cálculos utilizando el código Purdue Advanced Reactor Core Simulator (PARCS) y se compararán los resultados.

En el presente trabajo se hace el estudio de un transitorio de eyección de la barra de control central en un reactor de agua a presión. Se realiza un análisis de la potencia, del flujo neutrónico rápido y del flujo neutrónico térmico en todo el reactor en diferentes momentos del transitorio mediante los programas Matlab y Paraview, con los que se obtienen esquemas visuales de la evolución de la potencia en todo el reactor.

Palabras clave: código neutrónico, FEMFFUSION, PARCS, transitorio, PWR.

RESUM

Per a l'anàlisi de la seguretat d'un reactor nuclear, és necessari simular de manera molt precisa l'evolució de la potencia del reactor al llarg del temps. El valor de la potencia del reactor depèn de múltiples paràmetres, un dels més importants és el moviment de les barres de control, el qual suposa una injecció de reactivitat positiva, si les barreres s'extrauen del nucli, i negativa, si s'insereixen.

En aquest Treball Fi de Grau s'obté l'evolució de la potencia durant un transitori mitjançant dues aproximacions a l'equació del transport neutrònic diferents. La primera, a partir de la solució de l'equació de la difusió neutrònica. La segona, mitjançant les equacions d'harmònics esfèrics simplificats d'ordre 3, conegudes com les equacions SP3. El primer objectiu del treball és la comparació de la solució proporcionada per totes dues aproximacions i la comprovació que les equacions SP3 milloren les aproximacions de l'equació de la difusió neutrònica.

En segon lloc, es procedeix a la verificació del codi FEMFFUSION per al seu ús en càlculs de transitoris definits a partir de l'extracció i introducció de barres de control. Per a validar aquest codi, es realitzaran els mateixos càlculs utilitzant el codi Purdue Advanced Reactor Core Simulator (PARCS) i es compararan els resultats.

En el present treball es fa l'estudi d'un transitori d'ejecció de la barra de control central en un reactor d'aigua a pressió. Es realitza una anàlisi de la potencia, del flux neutrònic ràpid i del flux neutrònic tèrmic en tot el reactor en diferents moments del transitori mitjançant els programes Matlab i Paraview, amb els quals s'obtenen esquemes visuals de l'evolució de la potencia en tot el reactor.

Paraules clau: codi neutrònic, FEMFFUSION, PARCS, transitori, PWR.

ABSTRACT

In order to analyse the safety of a nuclear reactor, it is necessary to simulate with a high precision the evolution of reactor power over time. The value of the reactor power depends on multiple parameters, one of the most important is the movement of the control rods, which involves an injection of positive reactivity, if the rods are removed from the core, and negative reactivity, if the rods are inserted.

In the Final Degree Project, the power evolution during a transient is obtained by two different approximations to the neutron transport equation. The first approximation is based on finding the solution of the neutron diffusion equation. In the second one, power evolution is obtained through the 3-order simplified spherical harmonic equations, known as the SP3 equations. The first objective of the work is the comparison of the solution provided by both approximations and the verification that the SP3 equations improve the calculations obtained by the neutron diffusion equation.

Secondly, the FEMFFUSION code is verified for using in calculations of transient defined from the extraction and introduction of control bars. To validate this code, the same calculations will be performed using the Purdue Advanced Reactor Core Simulator (PARCS) code and the results will be compared.

In the present project a transient ejection of the central control bar in a pressurized water reactor is studied. An analysis of the power, the fast neutron flux and the thermal neutron flux throughout the reactor at different times of the transient is carried out using Matlab and Paraview programs, which provide visual diagrams of the power evolution throughout the reactor.

Key words: neutronic code, FEMFFUSION, PARCS, transient, PWR.

ÍNDICE

DOCUMENTOS CONTENIDOS EN EL TFG

- Memoria
- Presupuesto
- Anexo

ÍNDICE DE LA MEMORIA

1. OBJETIVOS DEL TRABAJO	2
2. INTRODUCCIÓN	3
2.1. MOTIVACIÓN	3
2.2. JUSTIFICACIÓN	4
2.3. ANTECEDENTES	4
2.3.1. La importancia de la energía nuclear	4
2.3.2. Centrales nucleares en España	7
3. DESCRIPCIÓN DE UNA CENTRAL NUCLEAR	8
3.1. BREVE DESCRIPCIÓN CENTRAL PWR	8
3.2. EL REACTOR PWR	9
3.2.1. <i>La vasija</i>	10
3.2.2. <i>El elemento combustible</i>	10
3.2.3. <i>Las barras de control</i>	11
3.2.4. <i>Diseño termohidráulico del núcleo</i>	13
3.2.5. <i>Control de la reactividad</i>	13
4. MODELOS DE SIMULACIÓN	14
4.1. ECUACIÓN DE LA DIFUSIÓN	14
4.1.1. <i>La ecuación de la difusión neutrónica</i>	14
4.1.2. <i>Condiciones para el cumplimiento de la ley de Fick</i>	15
4.1.3. <i>Ecuación de la difusión</i>	15
4.1.4. <i>Criticidad ecuación de la difusión en dos grupos de energía</i>	16
4.1.5. <i>Condiciones de contorno</i>	18
4.1.6. <i>Concepto de reactividad</i>	18
4.2. ECUACIONES SP_N	18
4.2.1. <i>Ecuaciones PN</i>	18
4.2.2. <i>Ecuaciones de armónicos esféricos simplificados</i>	21
4.3. INTRODUCCIÓN AL CÓDIGO NEUTRÓNICO FEMFFUSION	23
4.4. INTRODUCCIÓN AL CÓDIGO NEUTRÓNICO PARCS	24

5.	DESCRIPCIÓN DEL REACTOR A ESTUDIAR	26
5.1.	MODELO ESTÁTICO NEACRP EN FEMFFUSION	31
5.2.	MODELO ESTÁTICO NEACRP EN PARCS	31
6.	DESCRIPCIÓN DEL TRANSITORIO.....	33
6.1.	EL TRANSITORIO EN FEMFFUSION	34
6.2.	EL TRANSITORIO EN PARCS	34
7.	RESULTADOS DE LA SIMULACIÓN	36
7.1.	RESULTADOS EN ESTADO ESTACIONARIO	36
7.1.1.	<i>Resultados en el plano radial</i>	36
7.1.2.	<i>Resultados en el plano axial</i>	40
7.1.3.	<i>Representación en 3D mediante ParaView</i>	43
7.1.4.	<i>Cálculo de diferencias entre FEMFFUSION y PARCS</i>	44
7.2.	RESULTADOS DEL TRANSITORIO	46
7.2.1.	<i>Resultados obtenidos</i>	46
7.2.2.	<i>Cálculo de diferencias entre FEMFFUSION y PARCS</i>	49
7.3.	RESULTADOS EN ECUACIONES SP_3	51
7.3.1.	<i>Comparativa Difusión y SP_3 caso estático</i>	51
7.3.2.	<i>Comparativa Difusión y SP_3 caso transitorio</i>	53
8.	CONCLUSIONES Y LINEAS FUTURAS	55
9.	REFERENCIAS	56

ÍNDICE PRESUPUESTO

1.	OBJETIVO	58
2.	COSTE MANO DE OBRA	58
3.	COSTE HARDWARE	59
4.	COSTE SOFTWARE.....	59
5.	PRESUPUESTO TOTAL	60

ANEXO

1.	INPUT PARCS	62
2.	INPUT FEMFFUSION.....	66
3.	MATLAB PROBLEMA ESTÁTICO.....	74

ÍNDICE DE FIGURAS

Figura 1. Emisiones de CO ₂ por kWh producido según la tecnología (IPCC, 2014).....	5
Figura 2. Número de reactores nucleares por países (International Atomic Energy Agency, 2021) .	6
Figura 3. Número de reactores nucleares en construcción por países (International Atomic Energy Agency, 2021).....	6
Figura 4. Esquema de una central PWR (Foro Nuclear, 2021)	9
Figura 5. Sección radial de un reactor PWR	10
Figura 6. Esquema de un elemento combustible de un PWR (Foro Nuclear, 2021).....	11
Figura 7. Elemento combustible y barras de control (www.world-nuclear.org)	12
Figura 8. Forma del núcleo NEACRP.....	26
Figura 9. Composición del plano radial 1 (tapa inferior) a la izquierda y el plano radial 18 (tapa superior) a la derecha. (Carreño Sánchez, 2020).....	29
Figura 10. Composición del plano radial 2 (izquierda) y de los planos radiales 3-17 (derecha). (Carreño Sánchez, 2020)	29
Figura 11. Distribución de materiales en plano axial central (Carreño Sánchez, 2020)	30
Figura 12. Barras de control (Finnemann & A.Galati, 1991)	33
Figura 13. Potencia en función del eje x	37
Figura 14. Flujo neutrónico en función del eje x.....	37
Figura 15. Representación matricial potencia radial plano 9	38
Figura 16. Matriz distribución flujo rápido en el plano radial 9.....	39
Figura 17. Matriz de distribución del flujo térmico en el plano radial 9.....	39
Figura 18. Potencia en función del nivel axial.....	40
Figura 19. Flujo neutrónico en función del nivel axial	41
Figura 20. Distribución de potencia plano axial central.....	41
Figura 21. Distribución del flujo rápido en el plano axial central.....	42
Figura 22. Distribución del flujo térmico en el plano axial central	42
Figura 23. Flujo rápido representado en ParaView.....	43
Figura 24. Flujo térmico representado en ParaView	43
Figura 25. Diferencia porcentual en el plano radial 9 FEMFFUSION/PARCS.....	45
Figura 26. Evolución de la potencia en función del tiempo en el transitorio	47
Figura 27. Evolución de la distribución de la potencia en el plano radial central en distintos instantes del transitorio	48
Figura 28. Evolución de la potencia en función del tiempo en FEMFFUSION y PARCS.....	49
Figura 29. Diferencia porcentual en cada instante de la potencia calculada por FEMFFUSION y PARCS	50
Figura 30. Diferencia porcentual en cada celda del plano radial 9.....	52
Figura 31. Potencia en función del tiempo obtenida en ecuaciones de la difusión y ecuaciones SP3	53
Figura 32. Diferencia porcentual de la potencia en función del tiempo.....	54

ÍNDICE TABLAS

Tabla 1. Número y tipo de reactores en el mundo (International Atomic Energy Agency, 2021).....	5
Tabla 2. Centrales nucleares españolas en operación. (Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico, 2021)	7
Tabla 3. Parámetros de entrada para el archivo '.prm' (Vidal-Ferràndiz, A.Carreño, D.Ginestar, & G.Verdú, 2021)	24
Tabla 4. Parámetros tarjeta CNTL (Downar, Xu, & Seker, 2009).....	25
Tabla 5. Parámetros tarjeta GEOM (Downar, Xu, & Seker, 2009)	25
Tabla 6. Materiales de los que se compone el núcleo NEACRP (Finnemann & A.Galati, 1991)	27
Tabla 7. Secciones eficaces distintos materiales NEACRP, caso A1 (Finnemann & A.Galati, 1991)	27
Tabla 8. Variación secciones eficaces por inserción de barras de control (Finnemann & A.Galati, 1991)	28
Tabla 9. Secciones eficaces de materiales combinados con barras de control (Carreño Sánchez, 2020)	28
Tabla 10. Constante de desintegración y fracción de neutrones diferidos (Finnemann & A.Galati, 1991)	30
Tabla 11. Parámetros principales input en FEMFFUSION	31
Tabla 12. Bloque GEOM PARCS	32
Tabla 13. Posición barras de control en distintos instantes del transitorio.....	33
Tabla 14. Parámetros del input para el movimiento de barras de control en FEMFFUSION	34
Tabla 15. Parámetros en tarjeta TRAN para el movimiento de barras de control.....	35
Tabla 16. Valores keff caso estático	44
Tabla 17. Valores keff en ecuaciones de la difusión y en ecuaciones SP3	52
Tabla 18. Número de horas dedicadas.....	58
Tabla 19. Precio mano de obra	58
Tabla 20. Costes hardware	59
Tabla 21. Costes del software	59
Tabla 22. Costes totales	60

DOCUMENTO 1: MEMORIA

1. OBJETIVOS DEL TRABAJO

Los códigos neutrónicos usados para realizar simulaciones tridimensionales del núcleo de un reactor nuclear generalmente aproximan la ecuación multigrupo del transporte neutrónico usando distintos métodos. Estos códigos neutrónicos resultan de gran utilidad para conocer los principales parámetros de un reactor nuclear tales como la reactividad, potencia o el flujo neutrónico, imprescindibles para la seguridad y el diseño de un reactor.

El objetivo principal de este trabajo es el de realizar la simulación de un reactor PWR con dos códigos neutrónicos distintos a partir de la geometría y las secciones eficaces del reactor obtenidas a nivel de assembly para comparar los resultados obtenidos en ambos códigos. Los dos códigos neutrónicos son Purdue Advanced Reactor Core Simulator (PARCS) y FEMFFUSION. Para la aproximación de la ecuación del transporte neutrónico se usará la aproximación de la difusión neutrónica con dos grupos de energía. El reactor PWR usado para realizar los cálculos es el Benchmark numérico NEACRP.

También se pretende realizar el estudio de la evolución de la potencia en un transitorio causado por la repentina eyección de una barra de control del reactor y la posterior inserción del resto de barras de control como medida de seguridad.

Los cálculos en FEMFFUSION se harán usando dos aproximaciones distintas de la ecuación multigrupo del transporte neutrónico, por lo que también se va a comparar los resultados obtenidos en los cálculos de estas. Las dos aproximaciones que se van a utilizar son la aproximación de la difusión y la aproximación de esféricos armónicos simplificados, también conocida como las ecuaciones SP_N .

En resumen, los objetivos del trabajo son:

1. Obtención de la potencia, flujo neutrónico rápido y flujo neutrónico térmico para el caso estático y el caso de transitorio causado por la eyección de una barra de control del reactor mediante PARCS y FEMFFUSION.
2. Comparación de los resultados obtenidos en PARCS y FEMFFUSION.
3. Comparación de los resultados obtenidos mediante la aproximación de la difusión y las ecuaciones SP_N en FEMFFUSION.
4. Análisis de la evolución de la potencia del transitorio estudiado.

2. INTRODUCCIÓN

2.1. MOTIVACIÓN

Hoy en día, incluso en los países más desarrollados, existe una fuerte dependencia de los combustibles fósiles como el carbón o el gas natural para la generación de electricidad. La quema de estos combustibles para la producción de energía choca directamente con los objetivos medioambientales de la actualidad. Dentro del Pacto Verde Europeo, en septiembre de 2020 la comisión propuso el objetivo de una reducción de las emisiones de CO₂ de al menos el 55% en 2030 en comparación con el año 1990 y una Unión Europea neutra en emisiones para el año 2050 con el fin de combatir el cambio climático.

Para lograr reducir las emisiones de CO₂, las energías renovables representan un papel fundamental. No obstante, la disponibilidad de estas energías depende de las condiciones climáticas, por lo que hasta que no se disponga de un sistema de producción renovable correctamente dimensionado y de sistemas de almacenamiento de energía suficientemente grandes para entregar energía a la red cuando las renovables no produzcan, va a ser necesario el uso de otras fuentes de energía.

Hay diversos motivos para considerar el uso de la energía nuclear en el proceso de descarbonización de nuestra sociedad como apoyo de las energías renovables. Algunos de los motivos pueden ser los que se enumeran a continuación:

- La energía nuclear es una energía libre de emisiones de CO₂.
- La energía nuclear presenta una gran disponibilidad a la hora de producir energía. El parque nuclear español tiene un funcionamiento medio anual cercano a las 8.000 horas de las 8.760 horas anuales, siendo así la tecnología que más horas opera en el país (Foro Nuclear, 2021).
- Algunos de los países con menos huella de carbono en sus sistemas eléctricos como Francia y Suecia, emplean la energía nuclear.
- El combate contra el cambio climático requiere de acciones inmediatas para su mitigación.

Estas razones, entre otras personales, son los motivos para realizar un Trabajo Final de Grado relacionado con la tecnología nuclear.

2.2. JUSTIFICACIÓN

El análisis tridimensional de los reactores es necesario para conocer las distribuciones de potencia en el núcleo del reactor. La simulación de los transitorios más característicos de los reactores, como puede ser un accidente causado por la eyección de una barra de control, se deben realizar de forma que se pueda comprobar si se cumplen los criterios de seguridad y licencia establecidos. Para que se cumplan estos criterios, los posibles accidentes base de diseño se deben afrontar sin consecuencias mediante procedimientos previamente establecidos y contando con las salvaguardias tecnológicas incorporadas de forma que no supongan un riesgo para la población y el medio ambiente. Por tanto, es necesario contar con códigos neutrónicos que hagan los cálculos pertinentes de forma precisa.

La comparación entre distintos códigos neutrónicos sirve como validación de los distintos códigos utilizados. Para ello son muy útiles los Benchmarks numéricos. Estos están basados en problemas bien definidos con un conjunto de datos de entrada y una solución única. Se utilizan para verificar la fiabilidad de simulaciones numéricas, es decir, precisión, estabilidad y eficacia de los métodos numéricos. Por ello, en el presente trabajo se va a realizar la simulación de el Benchmark numérico NEACRP (Finnemann & A.Galati, 1991), el cual corresponde a un reactor PWR en el cual una barra de control es extraída de forma repentina.

2.3. ANTECEDENTES

En los años 30 del siglo XX, Enrico Fermi y sus colaboradores bombardearon con neutrones más de 60 elementos, entre ellos el U-235, produciendo las primeras fisiones nucleares artificiales. Se demostró que parte de los productos que aparecían eran el resultado de la división de los núcleos de uranio. En 1942, como parte del proyecto Manhattan, se construyó el primer reactor nuclear. Se trata del Chicago Pile-1. Tras la Segunda Guerra Mundial y una carrera armamentística llevada a cabo por distintos países, entre 1950 y 1960 se construyeron los primeros reactores no encaminados a la fabricación de material para bombas, sino a la generación de electricidad. Estos reactores preceden a los que se disponen hoy en día.

2.3.1. La importancia de la energía nuclear

La energía nuclear proporciona acceso a energía limpia, fiable y asequible, mitigando así las consecuencias negativas del cambio climático. Según el Grupo Intergubernamental de Expertos sobre el Cambio Climático (IPCC), la energía nuclear es de las tecnologías que menos emisiones de CO₂. En la Figura 1 se muestra la mediana estimada de las emisiones de CO₂ por energía generada de distintas fuentes de energía en todo el ciclo, desde la minería hasta la gestión de residuos. En la gráfica se puede observar como la energía nuclear está al nivel de las tecnologías renovables en cuanto a la cantidad de emisiones, lejos de otras tecnologías como el gas natural o el carbón.

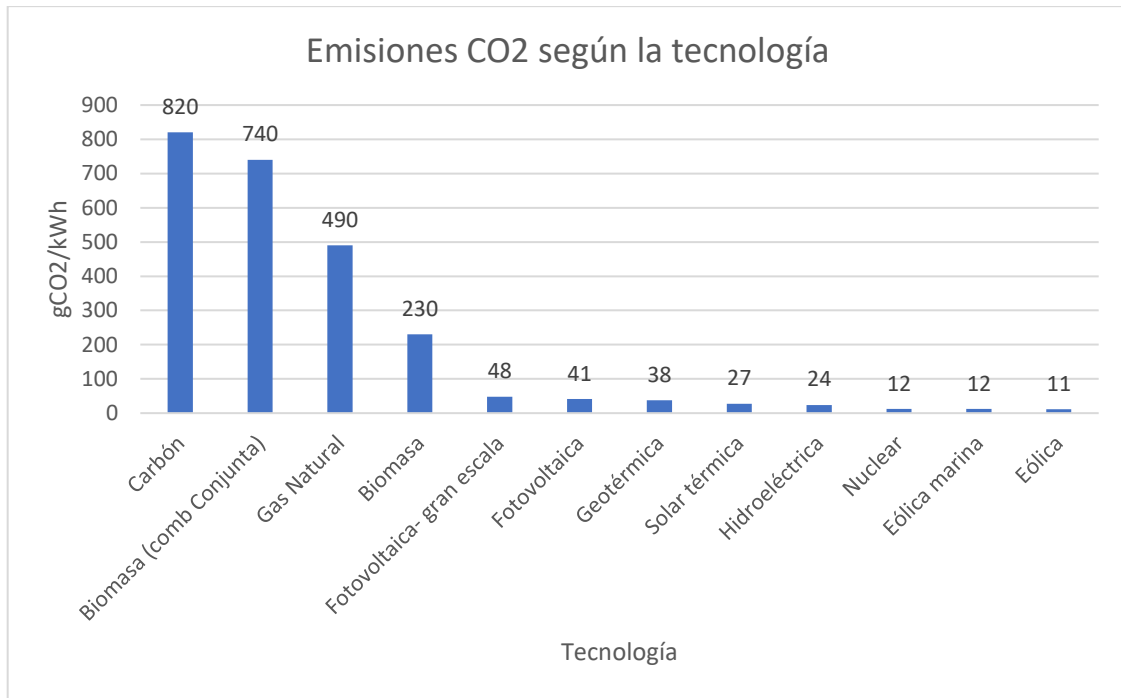


Figura 1. Emisiones de CO2 por kWh producido según la tecnología (IPCC, 2014)

Actualmente, en el mundo hay 443 reactores nucleares en operación. El total de la potencia total instalada en energía nuclear es de 393.241 MW eléctricos. La energía producida por estos reactores supone alrededor de un 10,3% de la producción eléctrica mundial (International Atomic Energy Agency, 2021). En la Tabla 1 se puede ver el número total y el tipo de reactores en operación que hay en el mundo y la potencia eléctrica neta instalada por todos estos. El reactor PWR es el más extendido a nivel mundial.

Tabla 1. Número y tipo de reactores en el mundo (International Atomic Energy Agency, 2021)

Tipo Reactor	Número de Reactores	Potencia eléctrica neta (MW)
BWR	62	63.137
FBR	3	1.400
GCR	14	7.725
LWGR	12	8.358
PHWR	49	24.553
PWR	303	288.068
TOTAL	443	393.241

En la Figura 2 se muestra el número de reactores por países. El país con más reactores en el mundo es Estados Unidos con 93 reactores en operación. Le siguen Francia con 56 y China con 51. Destaca el caso de Francia, dado que comparando su población la de Estados Unidos o China tiene un número muy elevado de reactores nucleares. Esto es debido a que, en Francia, el 77% de la energía eléctrica proviene de sus centrales nucleares, logrando ser así uno de los países cuyo sistema eléctrico está más descarbonizado. España en cambio, posee un total de 7 reactores nucleares en operación.

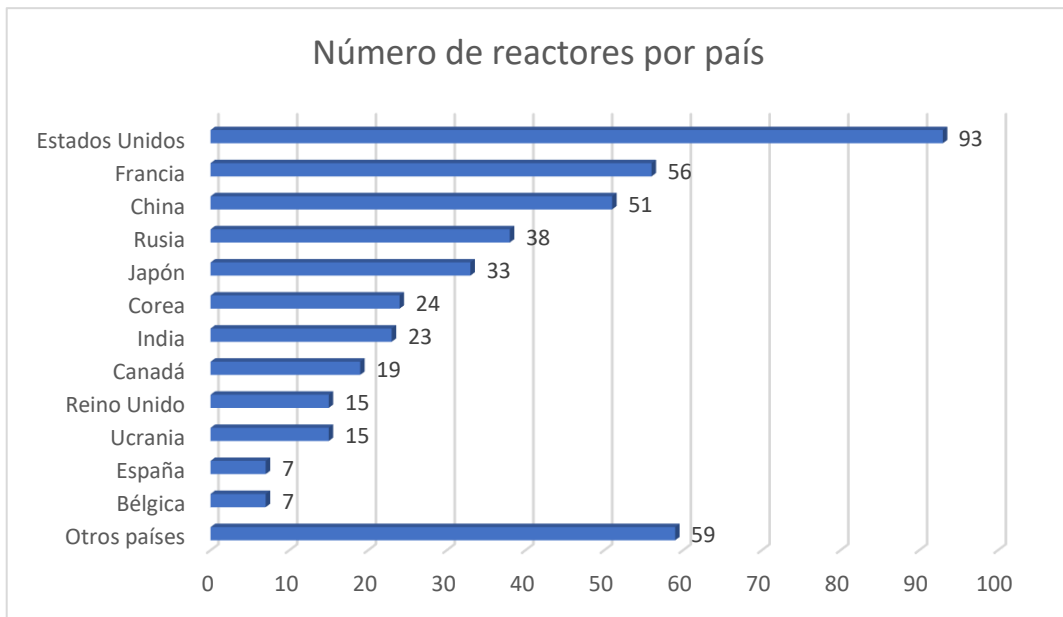


Figura 2. Número de reactores nucleares por países (International Atomic Energy Agency, 2021)

La Figura 3 muestra los reactores que se encuentran en fase de construcción por países en el mundo. Se están construyendo un total de 51 reactores nuevos, lo que supone una potencia adicional de 53.905 MW eléctricos. De estos nuevos reactores en construcción, 43 son reactores PWR. La mayoría de estos nuevos reactores se están construyendo en países asiáticos como China o India.

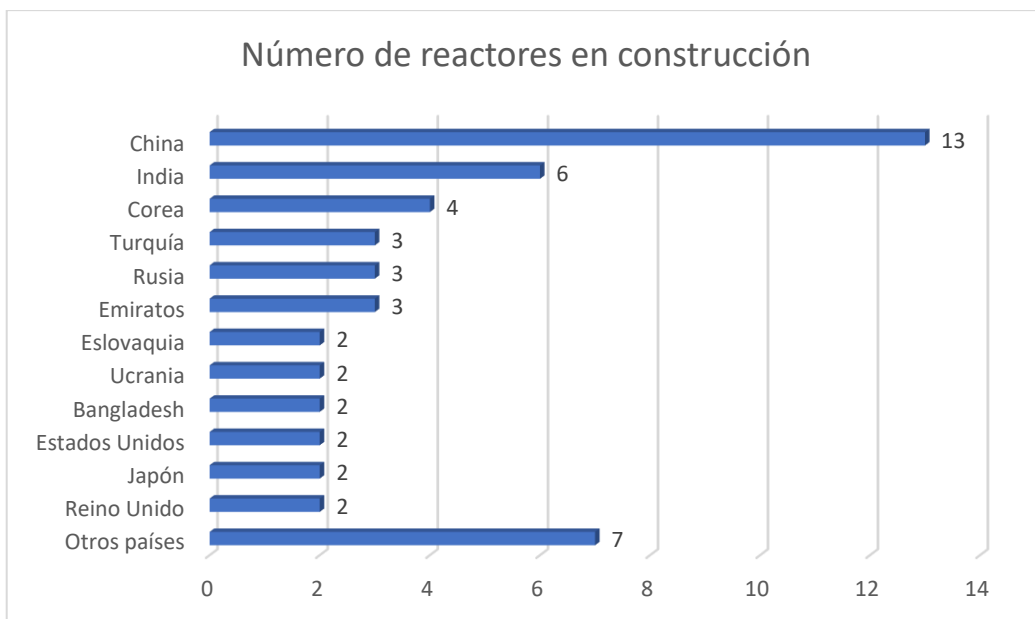


Figura 3. Número de reactores nucleares en construcción por países (International Atomic Energy Agency, 2021)

2.3.2. Centrales nucleares en España

Como se ha mencionado anteriormente, España cuenta con un total de siete reactores nucleares en operación. Estos se encuentran situados en cinco emplazamientos distintos. Los siete reactores españoles son Almaraz I y II (Cáceres), Ascó I y II (Tarragona), Cofrentes (Valencia), Trillo (Guadalajara) y Vandellós II (Tarragona), todos ellos construidos en la década de los 80.

La potencia bruta instalada conjunta es de 7.398,7 MW eléctricos, cerca del 6,5% de la potencia total instalada en el país. Se generan cada año en torno 55.000 y 60.000 GWh, lo que supone más del 20% de la electricidad anual consumida en España y entre el 30% y el 40% de la electricidad libre de emisiones generada en el país (Foro Nuclear, 2021). La Tabla 2 muestra los distintos reactores que se encuentran actualmente en operación en España.

Tabla 2. Centrales nucleares españolas en operación. (Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico, 2021)

Reactor	Tipo	Potencia Eléctrica (MW)	Año inicio explotación comercial
Almaraz I	PWR	1.049,40	1983
Almaraz II	PWR	1.044,50	1984
Ascó I	PWR	1.032,50	1984
Ascó II	PWR	1.027,21	1986
Cofrentes	BWR	1.092,02	1985
Vandellós II	PWR	1.087,14	1988
Trillo	PWR	1.066,00	1988

3. DESCRIPCIÓN DE UNA CENTRAL NUCLEAR

Una central térmica nuclear es una instalación usada para la generación de energía eléctrica a partir de energía nuclear de fisión. Usa combustible nuclear fisiónable que proporciona calor y, a través de un ciclo termodinámico convencional, produce el movimiento de alternadores cuyo movimiento transforma el trabajo mecánico en energía eléctrica.

3.1. BREVE DESCRIPCIÓN CENTRAL PWR

Una central PWR (Pressurized Water Reactor) consta de tres circuitos de refrigeración, el primario, el secundario y el terciario. La Figura 4 muestra el esquema de una central PWR típica con torre de refrigeración. En la imagen son indicados los componentes principales de la central.

El circuito primario es el encargado de refrigerar el núcleo. El agua del circuito primario se usa como refrigerante y como moderador de neutrones. Se encuentra a unos 16 MPa. Debido a esto, el agua del primario se encuentra siempre en fase líquida llegando a los 330 °C a la salida de la vasija. El circuito primario consta de los siguientes elementos:

- La vasija del reactor con sus componentes internos.
- Los lazos de refrigeración. Los reactores PWR suelen tener 3 o 4 lazos de refrigeración.
- El presionador. Su función es mantener la presión del refrigerante primario en operación normal y limitar los cambios de presión en transitorios. Es una vasija cilíndrica que cuenta con un sistema de rociado de agua procedente de las ramas frías y con unos calentadores de inmersión. En condiciones normales coexisten agua y vapor en condiciones de saturación.
- El generador de vapor. Es un intercambiador de calor donde el refrigerante primario cede calor al circuito secundario.
- Las bombas de recirculación.

El circuito primario entrega el calor a través del generador de vapor al circuito secundario. El refrigerante secundario sale como vapor saturado. Este vapor es conducido a las turbinas, que mueven un generador eléctrico. Tras pasar por la turbina, el vapor se enfría en el condensador y el líquido resultante es enviado de nuevo al generador de vapor.

El tercer circuito es el de condensación. A través del condensador, se evacúa el calor necesario para que el vapor saliente de la turbina condense y pueda ser bombeado de nuevo al generador de vapor en forma líquida.

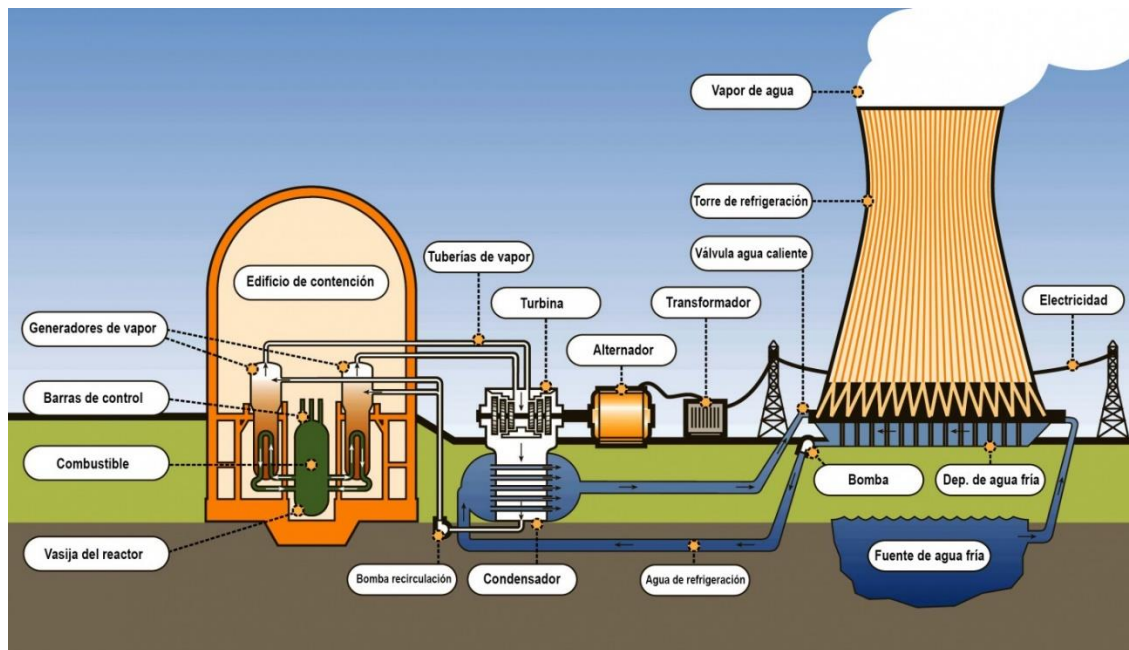


Figura 4. Esquema de una central PWR (Foro Nuclear, 2021)

3.2. EL REACTOR PWR

La función de un reactor nuclear es generar calor para la producción de electricidad. El núcleo del reactor está compuesto por varillas de combustible de dióxido de uranio ligeramente enriquecido revestidas de Zircaloy, diversas estructuras internas, componentes de control de la reactividad e instrumentación de monitoreo del núcleo (Westinghouse Electric corporation, 1984).

El núcleo se sitúa en la vasija. A través de la vasija fluye el agua a presión que actúa como refrigerante y como moderador de neutrones. El reactor debe estar diseñado para funcionar a la potencia autorizada con márgenes suficientes para permitir los transitorios más severos de base de diseño sin dañar el núcleo.

El núcleo del reactor es multirregional. Según el esquema de recarga el combustible se coloca en diferentes lugares según su quemado. En los esquemas más típicos, el combustible fresco se coloca en la corona exterior del núcleo y los elementos combustibles con distintos grados de quemado se introducen en la zona interior de forma alternada de manera que se obtienen distribuciones de potencia más uniformes. Esto es debido a que, en la periferia del núcleo, el flujo neutrónico es menor que en la región central, por lo que interesa usar el combustible con mayor enriquecimiento en zonas exteriores y el combustible con menor enriquecimiento, o con más ciclos en el reactor.

El control de la potencia reactor se realiza mediante distintos grupos de barras de control absorbentes de neutrones y mediante ácido bórico disuelto en el refrigerante del reactor. El B-10 es absorbente de neutrones.

En la Figura 5 se muestra la sección radial de un reactor PWR con algunas de sus partes indicadas. El color azul corresponde a elementos combustibles a los cuales se les puede insertar barras de control.

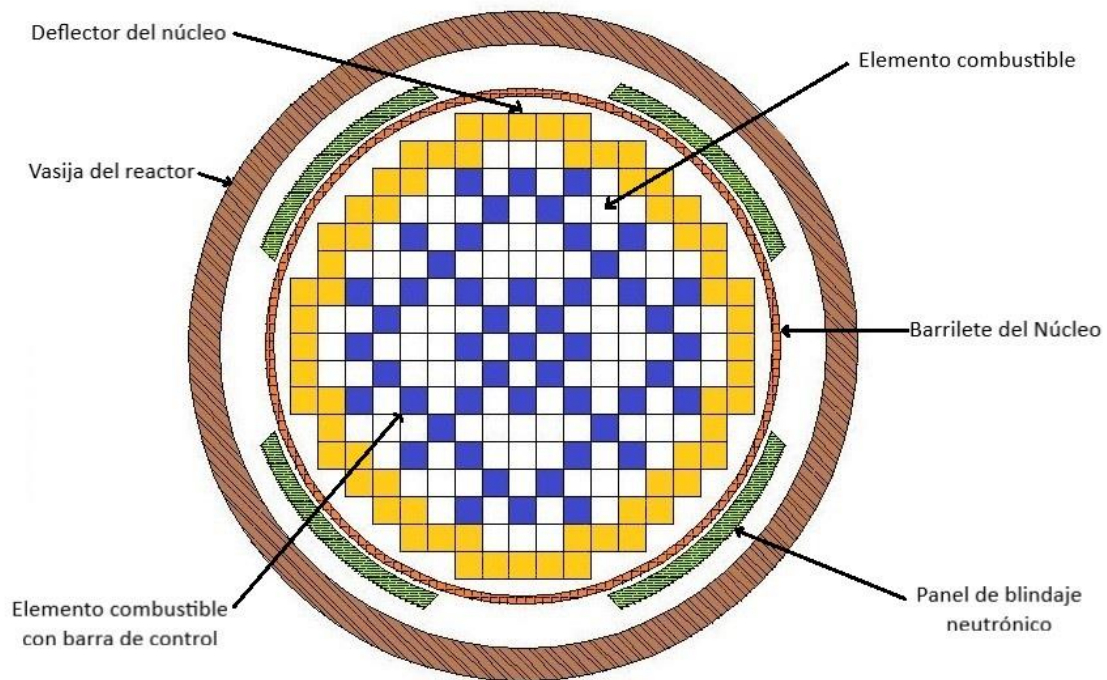


Figura 5. Sección radial de un reactor PWR

3.2.1. La vasija

La vasija del reactor es cilíndrica con la parte inferior con forma hemisférica y una parte superior extraíble. La vasija contiene el núcleo, las estructuras de apoyo del núcleo, los grupos de barras de control, los paneles de blindaje de neutrones y otras partes.

El cuerpo de la vasija es de acero al carbono. Las superficies interiores que entran en contacto con el refrigerante están revestidas con acero inoxidable austenítico para minimizar la corrosión.

La vasija está apoyada por almohadillas de acero integradas con las toberas de refrigerante. Las almohadillas descansan sobre placas base de acero sobre una estructura de apoyo unida a la cimentación.

Los paneles de blindaje de neutrones, unidos a la parte inferior del barrilete del núcleo en regiones de alto flujo neutrónico, protegen la vasija atenuando la radiación gamma y el flujo de neutrones rápidos que escapan del núcleo.

3.2.2. El elemento combustible

En la Figura 6 se muestra de forma esquemática la composición de un elemento combustible a partir de las pastillas de dióxido de uranio.

El componente básico del núcleo son las pastillas de combustible, las cuales están compuestas de dióxido de uranio enriquecido. Estas pastillas se insertan en una varilla de Zircaloy para formar una varilla de combustible. Un muelle de compresión dentro de la varilla evita que las pastillas de combustible se muevan.

Un elemento combustible está constituido por un conjunto de varillas de combustible unidas estructuralmente, un cabezal superior, un cabezal inferior, tubos guías que unen los cabezales y rejillas intermedias para sostener las varillas de combustible. En el elemento combustible, algunos tubos guía para las barras de control sustituyen las varillas de combustible en distintos espacios seleccionados.

El cabezal inferior del elemento combustible sirve como elemento estructural de fijación del conjunto y permite la entrada del refrigerante para su distribución en el elemento combustible.

El cabezal superior del elemento combustible sirve como elemento estructural y para la mezcla y distribución del refrigerante hacia los orificios de salida de la placa superior del núcleo. Aloja los extremos de los tubos guía, así como los muelles que actúan contra la placa soporte superior del núcleo.

La rejilla de sujeción proporciona soporte para las varillas de combustible.

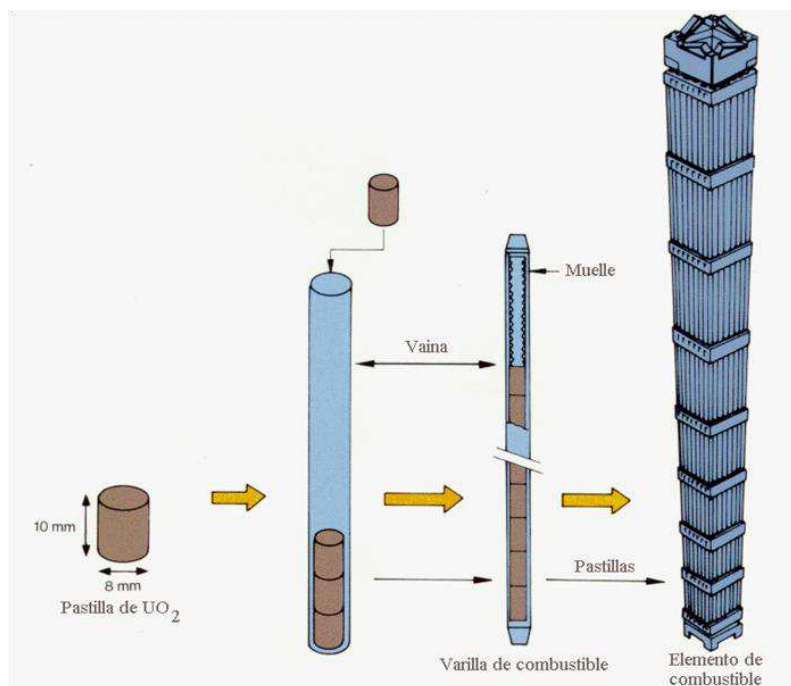


Figura 6. Esquema de un elemento combustible de un PWR (Foro Nuclear, 2021)

3.2.3. Las barras de control

Los distintos grupos de barras de control se utilizan para el arranque o parada del reactor, para seguir los cambios de carga, proporcionar capacidad de disparo al reactor y proporcionar control para ligeras desviaciones de reactividad. En caso de un disparo del reactor, las barras de control caen en el núcleo por gravedad, deteniendo la reacción de fisión una vez insertadas.

Cada elemento de un haz de barras de control consiste en una barra cilíndrica constituida con un material absorbente de neutrones, normalmente una aleación de Ag-In-Cd. Las dimensiones de cada elemento son aproximadas a las de una varilla de combustible. Estas varillas están unidas en su parte superior por una estructura de tipo araña.

Las barras de cada haz se deslizan verticalmente, insertándose en el núcleo desde la parte superior de éste, a través de los tubos guía que reemplazan a las varillas de combustible en determinados elementos combustibles. Se extienden por toda la longitud del núcleo cuando se insertan completamente.

En su posición totalmente retirada, las barras de control no abandonan el extremo superior de los tubos guía. Esto asegura que las varillas estén siempre correctamente alineadas, y reduce el desvío de refrigerante del reactor a través de los tubos guía.

Los haces de barras de control de longitud completa proporcionan control de reactividad operacional y pueden apagar el reactor en todo momento.

Las barras de control se organizan en grupos y se interconectan eléctricamente para que todo el grupo se mueva de forma conjunta. La reactividad del núcleo cambia al introducir o extraer un grupo de barras de control en el núcleo.

En la Figura 7 se puede apreciar un elemento combustible junto a unas barras de control. Las barras de control se insertan a través de los tubos guía por la parte superior del elemento combustible.

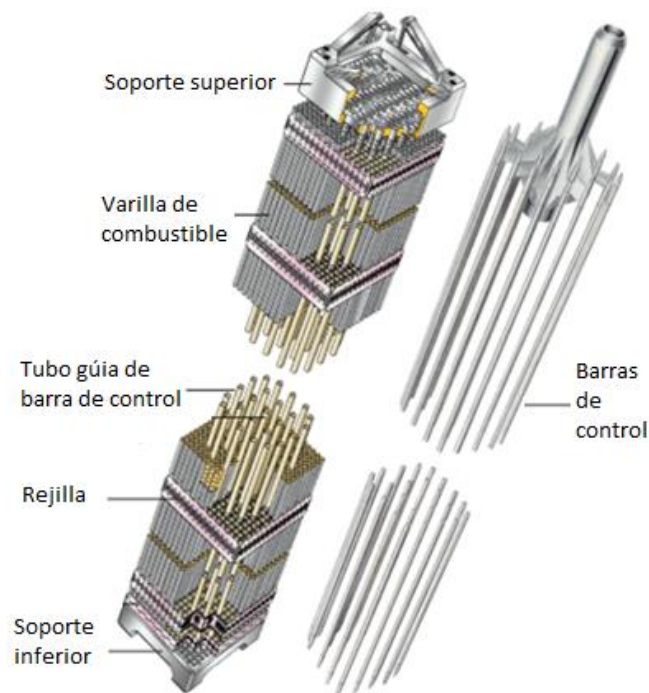


Figura 7. Elemento combustible y barras de control (www.world-nuclear.org)

3.2.4. *Diseño termohidráulico del núcleo*

El objetivo básico del diseño termohidráulico del núcleo es garantizar que la energía generada en el combustible se transfiera al refrigerante, manteniendo los límites de temperatura de las vainas de combustible incluso en las condiciones transitorias más severas previstas o de base de diseño.

Para mantener la integridad de las varillas de combustible y evitar la liberación de productos de fisión, se debe evitar que la vaina del combustible se sobrecaliente en todas las condiciones de funcionamiento o de accidente postuladas. Esto se logra evitando la aparición de ebullición nucleada, es decir, evitando que se produzca vapor alrededor de la varilla cuando las temperaturas del refrigerante y la varilla son muy altas. La ebullición nucleada provoca una gran disminución del coeficiente de transmisión de calor del revestimiento al refrigerante debido a que el vapor actúa como aislante, reduciendo la transferencia de calor, lo que se resulta en un aumento de temperatura de la varilla de combustible.

3.2.5. *Control de la reactividad*

El control de la reactividad se lleva a cabo mediante barras de control y con un químico soluble en el refrigerante absorbente de neutrones. El químico usado es ácido bórico.

La concentración del ácido bórico se ajusta para controlar cambios de reactividad lentos, tales como el quemado del combustible, la acumulación de productos de fisión y cambios de reactividad producidos por productos de fisión a medio plazo como el xenón y el samario. También compensa el agotamiento de otros absorbentes como el gadolinio.

Las barras de control de longitud completa proporcionan control de reactividad para la compensación de defectos de potencia como los cambios de reactividad debidos a cambios de temperatura en el combustible, para un apagado rápido y para cambios de reactividad debidos a cambios de la temperatura del refrigerante.

4. MODELOS DE SIMULACIÓN

El flujo de neutrones dentro de un reactor nuclear se modeliza mediante la ecuación del transporte neutrónico, la cual es un balance entre la proporción de neutrones que entran y salen dentro de un volumen de control (Lewis & Miller, 1984). La ecuación del transporte de neutrones es un problema de difícil solución que no puede resolverse directamente. Por tanto, deben utilizarse aproximaciones. En particular, en este trabajo se utilizarán métodos deterministas para su aproximación. Estas aproximaciones se clasifican según el tratamiento de dependencia angular. La aproximación más utilizada es la ecuación de la difusión neutrónica por su sencillez. No obstante, recientemente gracias a la capacidad de la computación actual, se usan otro tipo de aproximaciones de mayor orden como las ecuaciones de armónicos esféricos simplificadas.

Los códigos neutrónicos como PARCS y FEMFFUSION pueden resolver la ecuación del transporte neutrónico mediante distintas aproximaciones.

4.1. ECUACIÓN DE LA DIFUSIÓN

4.1.1. La ecuación de la difusión neutrónica

La ecuación de la difusión neutrónica elimina la dependencia angular mediante el desarrollo del flujo y la sección eficaz de dispersión en armónicos esféricos en la primera aproximación. Es decir, la ecuación de la difusión es igual a las ecuaciones SP₁.

Se asume que la corriente neutrónica es proporcional al gradiente del flujo neutrónico escalar con un coeficiente de difusión para cada grupo de energía. Esta aproximación se conoce como ley de Fick.

$$\vec{J}_g(\vec{r}, t) = -D_g \vec{\nabla} \phi_g(\vec{r}, t) \quad (4.1)$$

Donde:

- \vec{J}_g es la corriente neutrónica para el grupo de energía g. La corriente neutrónica se define como la cantidad neta de neutrones que pasan a través de una sección transversal unitaria.
- D_g es el coeficiente de difusión para el grupo de energía g.
- ϕ_g es el flujo neutrónico escalar para el grupo de energía g (neutrones/(cm²·s)).

Aplicando la teoría del transporte se puede demostrar que el coeficiente de difusión neutrónica se expresa en función del recorrido libre medio de los neutrones:

$$D = \frac{\lambda_{tr}}{3} \quad (4.2)$$

El recorrido libre medio puede expresarse en función de la sección eficaz del transporte:

$$\lambda_{tr} = \frac{1}{\Sigma_{tr}} \quad (4.3)$$

4.1.2. Condiciones para el cumplimiento de la ley de Fick

La ley de Fick es una aproximación que se cumple cuando se tienen las siguientes condiciones:

- 1) Medio infinito. Suponer un medio infinito es necesario para realizar la integración de la ecuación de Fick. No obstante, es válida para los puntos interiores de un medio finito, concretamente, en puntos alejados entre 4 y 5 recorridos libres medios de los neutrones de la frontera del medio.
- 2) Medio uniforme. La corriente neutrónica depende de la sección eficaz de dispersión. Esta suposición es válida en las fronteras de aquellos medios en los que la sección eficaz macroscópica de absorción sea pequeña y la relación entre la sección eficaz macroscópica de dispersión y la sección eficaz macroscópica del transporte sea constante.
- 3) Ausencia de fuentes. Aproximación válida si existiesen fuentes en el medio a unos 4 o 5 recorridos libres medios.
- 4) Dispersión isótropa. La dispersión no depende del ángulo de dispersión. Esto es válido únicamente a bajas energías y en núcleos muy ligeros.
- 5) Variación lenta del flujo. No es válida para medios muy absorbentes o grandes variaciones rápidas de material.
- 6) Independencia temporal del flujo. Condiciones de estado estacionario.

Aunque algunas de estas suposiciones no se cumplen en un reactor nuclear, la difusión es la aproximación básica para el cálculo del estado de cualquier reactor nuclear. Para hacer que el cálculo sea correcto se realiza la homogeneización allí donde estas hipótesis no se cumplen.

4.1.3. Ecuación de la difusión

En las condiciones descritas en los puntos anteriores, la ecuación temporal del transporte multigrupo puede integrarse en todas las direcciones obteniendo la ecuación de la difusión multigrupo temporal (Lewis & Miller, 1984).

$$\begin{aligned} \frac{1}{v_g} \frac{\partial \phi_g(\vec{r}, t)}{\partial t} = & \vec{\nabla} \cdot (D_g \vec{\nabla} \phi_g(\vec{r}, t)) - \Sigma_{ag}(\vec{r}, t) \phi_g(\vec{r}, t) + \sum_{\substack{g'=1 \\ g' \neq g}}^G \Sigma_{sg',g}(\vec{r}, t) \phi_{g'}(\vec{r}, t) \\ & + (1 - \beta) \chi_g^p \sum_{g'=1}^G v_{g'} \Sigma_{fg'}(\vec{r}, t) \phi_{g'}(\vec{r}, t) + \sum_{k=1}^K \lambda_k^d \chi_g^{d,k} C_k(\vec{r}, t), \quad g = 1, \dots, G. \end{aligned} \quad (4.4)$$

La concentración de precursores de neutrones diferidos:

$$\frac{\partial C_k(\vec{r}, t)}{\partial t} = \beta_k \sum_{g=1}^G v_g \Sigma_{fg}(\vec{r}, t) \phi_g(\vec{r}, t) - \lambda_k^d C_k(\vec{r}, t), \quad k = 1, \dots, K. \quad (4.5)$$

Donde:

- v_g : Velocidad de los neutrones en el grupo energético g.
- β : Fracción de neutrones diferidos respecto a los totales (instantáneos + diferidos).
- λ : Constante de desintegración del grupo de neutrones diferidos.
- $C(\vec{r}, t)$: Concentración de precursores de neutrones diferidos.
- ∇ : Operador diferencial vectorial [$\nabla^2 \phi = \frac{\partial^2 \phi}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 \phi}{\partial y^2} + \frac{\partial^2 \phi}{\partial z^2}$]
- Σ_{ag} : Sección eficaz macroscópica de absorción grupo energético g.
- $\Sigma_{g'g}$: Sección eficaz macroscópica de cambio de grupo energético del grupo g' al grupo g.
- K es el número de grupos de neutrones diferidos considerados.

Los precursores de neutrones diferidos son productos de fisión inestables que aparecen durante el quemado del combustible. Éstos experimentan una desintegración beta seguida de una emisión neutrónica. Los neutrones emitidos por los precursores se les llama neutrones diferidos. Aunque representan una pequeña parte del total de neutrones en el núcleo, tienen un papel crucial durante los transitorios.

4.1.4. Criticidad ecuación de la difusión en dos grupos de energía

En los cálculos, es habitual usar la aproximación de dos grupos de energía, donde la energía se divide en un grupo rápido (g=1) y en un grupo térmico (g=2). Los neutrones rápidos tienen una energía superior a 0,625 MeV, mientras que los neutrones térmicos tienen una energía inferior o igual a 0,625 MeV (Stacey, 1969).

Por otro lado, también se supone que no hay dispersiones de cambio de grupo del grupo térmico al grupo rápido, es decir, $\Sigma_{s21} = 0$ y que no se producen neutrones térmicos instantáneos ni diferidos, $\chi_2 = 0$. Como consecuencia, la ecuación de la difusión para dos grupos de energía queda y K grupos de precursores:

$$\begin{aligned} \frac{1}{v_1} \frac{\partial \phi_1(\vec{r}, t)}{\partial t} = & -\vec{\nabla}(-D_1 \vec{\nabla} \phi_1(\vec{r}, t)) - (\Sigma_{a1} + \Sigma_{s12}) \phi_1(\vec{r}, t) + (1 - \beta) v \Sigma_{f1} \phi_1(\vec{r}, t) \\ & + (1 - \beta) v \Sigma_{f2} \phi_2(\vec{r}, t) + \sum_{k=1}^K \lambda_k^d \chi C_k(\vec{r}, t) \end{aligned} \quad (4.6)$$

$$\frac{1}{v_2} \frac{\partial \phi_2(\vec{r}, t)}{\partial t} = -\vec{\nabla}(-D_2 \vec{\nabla} \phi_2(\vec{r}, t)) - \Sigma_{a2} \phi_2(\vec{r}, t) + \Sigma_{s12} \phi_1(\vec{r}, t) \quad (4.7)$$

$$\frac{\partial C(\vec{r}, t)}{\partial t} = \beta v \Sigma_{f1} \phi_1(\vec{r}, t) + \beta v \Sigma_{f2} \phi_2(\vec{r}, t) - \lambda_k^d C_k(\vec{r}, t), \quad k = 1, \dots, K. \quad (4.8)$$

Estas ecuaciones se pueden expresar en forma matricial para facilitar el trabajo:

$$V^{-1} \frac{\partial \phi}{\partial t} + L\phi + S\phi = (1 - \beta)F\phi + \sum_{k=1}^K \lambda_k^d \chi C_k \quad (4.9)$$

$$\frac{\partial C_p}{\partial t} = \beta_k (v \Sigma_{f1} v \Sigma_{f2}) \phi - \lambda_k^d C_k, \quad k = 1, \dots, K. \quad (4.10)$$

donde:

$$L = \begin{pmatrix} -\vec{\nabla} \cdot (D_1 \vec{\nabla}) + \Sigma_{a1} + \Sigma_{s12} & 0 \\ 0 & -\vec{\nabla} \cdot (D_2 \vec{\nabla}) + \Sigma_{a2} \end{pmatrix}, \quad V^{-1} = \begin{pmatrix} \frac{1}{v_1} & 0 \\ 0 & \frac{1}{v_2} \end{pmatrix},$$

$$S = \begin{pmatrix} 0 & 0 \\ -\Sigma_{s12} & 0 \end{pmatrix}, \quad F = \begin{pmatrix} v \Sigma_{f1} & v \Sigma_{f2} \\ 0 & 0 \end{pmatrix}, \quad \phi = \begin{pmatrix} \phi_1 \\ \phi_2 \end{pmatrix}, \quad \chi = \begin{pmatrix} 1 \\ 0 \end{pmatrix}.$$

Para definir el problema en estado estacionario, en este tipo de sistemas es necesario forzar la criticidad. La criticidad en estado estacionario (las derivadas temporales se igualan a cero) se obtiene dividiendo el término correspondiente a las fisiones, F, por un número positivo conocido como k_{eff} :

$$(L + S)\phi = \frac{1}{k_{eff}} F\phi \quad (4.11)$$

La criticidad del reactor representa la relación entre los neutrones que nacen en el reactor a partir de la fisión y los neutrones que desaparecen del núcleo, por fugas o por absorciones. Según el valor de la criticidad, el estado del reactor se puede clasificar en tres estados distintos:

- Subcrítico: $k_{eff} < 0$. Desaparecen más neutrones de los que se crean. La población neutrónica disminuye.
- Crítico: $k_{eff} = 0$. Hay equilibrio entre los neutrones que se crean y los que desaparecen. Es el estado buscado para la operación normal en los reactores nucleares.
- Supercrítico: $k_{eff} > 0$. Se crean más neutrones de los que desaparecen. La población neutrónica aumenta.

4.1.5. Condiciones de contorno

La ecuación de la difusión es una ecuación diferencial en derivadas parciales y se necesitan condiciones de contorno para encontrar una solución. Las condiciones de contorno que se pueden aplicar son las siguientes:

- Flujo nulo. Consiste en asumir que el flujo neutrónico es nulo en la frontera (r_0), es decir $\phi(\vec{r}_0, t) = 0$.
- Vacío. Se asume que la fuga de neutrones en el extremo del reactor no tiene impedimento. Se puede escribir como: $\vec{n} \cdot D_g \vec{\nabla} \phi_g(\vec{r}_0, t) = \frac{1}{2} \phi_g(\vec{r}_0, t)$.
- Albedo. Esta condición se expresa como: $\vec{n} \cdot D_g \vec{\nabla} \phi_g(\vec{r}_0, t) + \frac{1}{D_g} \frac{1-\beta_{al}}{2(1+\beta_{al})} \phi_g(\vec{r}_0, t) = 0$.

4.1.6. Concepto de reactividad

A partir de la criticidad del reactor, se define el término reactividad, ρ :

$$\rho = \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}} \quad (4.12)$$

La reactividad es un parámetro usado para indicar cuán lejos está el reactor de alcanzar el estado crítico en un determinado momento.

Naturalmente, valores de reactividad iguales a 0, indican que el reactor está en estado estacionario.

4.2. ECUACIONES SP_N

La precisión de la ecuación de la difusión para describir la distribución de neutrones dentro del núcleo del reactor está restringida en algunas situaciones como, por ejemplo, si la dispersión de neutrones tiene un componente fuertemente anisotrópico. Esto ocurre, por ejemplo, en combustibles complejos o en cálculos a nivel de pin. Por eso se usan aproximaciones más precisas de la ecuación del transporte como las ecuaciones de armónicos esféricos simplificados, que se obtienen a partir de las ecuaciones unidimensionales de armónicos esféricos (PN).

4.2.1. Ecuaciones PN

Las ecuaciones de armónicos esféricos simplificados se obtienen a partir de las ecuaciones unidimensionales de armónicos esféricos. Estas ecuaciones se escriben en forma matricial como

$$V \frac{\partial}{\partial t} \phi^0 + \frac{\partial}{\partial x} \phi^1 + \Sigma^0 \phi^0 = F \phi^0 + \sum_{k=1}^K M_k C_k$$

$$V \frac{\partial}{\partial t} \phi^n + \frac{\partial}{\partial x} \left(\frac{n}{2n+1} \phi^{n-1} + \frac{n+1}{2n+1} \phi^{n+1} \right) + \Sigma^n \phi^n = 0, \quad n = 1, \dots, N. \quad (4.13)$$

donde las ecuaciones para los precursores de neutrones diferidos

$$\frac{\partial}{\partial t} C_k = -\lambda_k^d C_k + R_k \phi^0, \quad k = 1, \dots, K. \quad (4.14)$$

donde:

$$F = \begin{pmatrix} \chi_1^p (1 - \beta^1) v_1 \Sigma_{f1} & \chi_1^p (1 - \beta^2) v_2 \Sigma_{f2} & \dots & \chi_1^p (1 - \beta^G) v_G \Sigma_{fG} \\ \chi_2^p (1 - \beta^1) v_1 \Sigma_{f1} & \chi_2^p (1 - \beta^2) v_2 \Sigma_{f2} & \dots & \chi_2^p (1 - \beta^G) v_G \Sigma_{fG} \\ \vdots & \vdots & \ddots & \vdots \\ \chi_G^p (1 - \beta^1) v_1 \Sigma_{f1} & \chi_G^p (1 - \beta^2) v_2 \Sigma_{f2} & \dots & \chi_G^p (1 - \beta^G) v_G \Sigma_{fG} \end{pmatrix},$$

$$V = \begin{pmatrix} 1/v_1 & 0 & \dots & 0 \\ 0 & 1/v_2 & \ddots & \vdots \\ \vdots & \ddots & \ddots & 0 \\ 0 & \dots & 0 & 1/v_G \end{pmatrix}, \quad M_k = \begin{pmatrix} \lambda_k^d \chi_1^{d,k} \\ \vdots \\ \lambda_k^d \chi_G^{d,k} \end{pmatrix}, \quad R_k = (\beta_k^1 v_1 \Sigma_{f1} \quad \dots \quad \beta_k^G v_G \Sigma_{fG}),$$

$$\Sigma^n = \begin{pmatrix} \Sigma_t^1 - \Sigma_{s11}^n & -\Sigma_{s12}^n & \dots & -\Sigma_{s1G}^n \\ -\Sigma_{s21}^n & \Sigma_t^2 - \Sigma_{s22}^n & \dots & -\Sigma_{s2G}^n \\ \vdots & \vdots & \ddots & \vdots \\ -\Sigma_{sG1}^n & -\Sigma_{sG2}^n & \dots & -\Sigma_{sGG}^n \end{pmatrix}, \quad \phi^n = (\phi_1^n, \phi_2^n, \dots, \phi_G^n)^T.$$

La aproximación P_N supone que la dependencia angular del flujo neutrónico angular y la sección eficaz de dispersión se puede expresar en términos de $N+1$ polinomios de Legendre.

Los polinomios de Legendre se escriben como

$$\psi_g^\lambda(x, \mu) = \sum_{n=0}^N \frac{2n+1}{2} \phi_g^n(x) P_n(\mu) \quad (4.15)$$

$$\Sigma_{sgg'}(x, \mu_0) = \sum_{n=0}^L \frac{2n+1}{2} \Sigma_{sgg'}^n(x) P_n(\mu_0) \quad (4.16)$$

Donde ϕ_g^n es el n-ésimo momento angular del flujo neutrónico del grupo g y $\Sigma_{sgg'}$ es la n-ésima sección eficaz de dispersión.

De la ecuación (4.13) se puede obtener el problema en estacionario dividiendo el término de fisión F por un número λ para forzar la criticidad del sistema. Las ecuaciones P_N en estado estacionario en forma matricial (Hamilton & Evans, 2015).

$$\frac{d\phi_g^1}{dx} + \Sigma^0 \phi^0 = \frac{1}{\lambda} \bar{F} \phi^0$$

$$\frac{d}{dx} \left(\frac{n}{2n+1} \phi^{n-1} + \frac{n+1}{2n+1} \phi^{n+1} \right) + \Sigma^n \phi^n = 0, \quad n = 1, \dots, N. \quad (4.17)$$

donde:

$$\bar{F} = \begin{pmatrix} \chi_1 v_1 \Sigma_{f1} & \chi_1 v_2 \Sigma_{f2} & \cdots & \chi_1 v_G \Sigma_{fG} \\ \chi_2 v_1 \Sigma_{f1} & \chi_2 v_2 \Sigma_{f2} & \cdots & \chi_2 v_G \Sigma_{fG} \\ \vdots & \vdots & \ddots & \vdots \\ \chi_G v_1 \Sigma_{f1} & \chi_G v_2 \Sigma_{f2} & \cdots & \chi_G v_G \Sigma_{fG} \end{pmatrix},$$

En esta expresión, el orden de expansión para el flujo angular, N , se considera mayor que el orden de dispersión anisotrópica, L . Las ecuaciones P_N se componen de $N+1$ ecuaciones con $N+2$ incógnitas. Esto puede resolverse imponiendo que la derivada del orden más alto sea cero $\frac{d}{dx} \phi^{N+1} = 0$.

Por tanto, si las ecuaciones relacionadas con los momentos impares del flujo se sustituyen en la ecuación (4.17) se tiene:

$$-\frac{d}{dx} \left(\frac{n(\Sigma^{n-1})^{-1}}{(2n+1)(2n-1)} \frac{d}{dx} ((n-1)\phi^{n-2} + n\phi^n) + \frac{(n+1)(\Sigma^{n+1})^{-1}}{(2n+1)(2n+3)} \frac{d}{dx} ((n+1)\phi^n + (n+2)\phi^{n+2}) \right) + \Sigma^n \phi^n = \frac{1}{\lambda} \bar{F} \phi^n \delta_{n0} \quad n = 0, 2, \dots, N-1. \quad (4.18)$$

Por lo que las ecuaciones P_3 quedan como:

$$-\frac{d}{dx} \left(\frac{1}{3} (\Sigma^1)^{-1} \frac{d}{dx} (\phi^0 + 2\phi^2) \right) + \Sigma^0 \phi^0 = \frac{1}{\lambda} \bar{F} \phi^0$$

$$-\frac{d}{dx} \left(\frac{2}{15} (\Sigma^1)^{-1} \frac{d}{dx} (\phi^0 + 2\phi^2) + \frac{3}{35} (\Sigma^3)^{-1} \frac{d}{dx} 3\phi^2 \right) + \Sigma^2 \phi^2 = 0 \quad (4.19)$$

La ecuación (4.18) define un problema de autovalores asociado con un sistema lineal de ecuaciones elípticas de segundo orden $(N+1)/2$. Este problema se puede transformar en un problema compuesto por un conjunto de ecuaciones similares a la difusión si se considera el cambio lineal de variables $M=(N+1)/2$.

4.2.2. Ecuaciones de armónicos esféricos simplificados

Para problemas multidimensionales, la aproximación SP_N se obtiene sustituyendo el operador derivado x de las ecuaciones unidimensionales P_N por el operador de gradiente tridimensional (Gelbard, 1960).

$$-\vec{\nabla} \left(\frac{n(\Sigma^{n-1})^{-1}}{(2n+1)(2n-1)} \vec{\nabla}((n-1)\phi^{n-2} + n\phi^n) + \frac{(n+1)(\Sigma^{n+1})^{-1}}{(2n+1)(2n+3)} \vec{\nabla}((n+1)\phi^n + (n+2)\phi^{n+2}) \right) + \Sigma^n \phi^n = \frac{1}{\lambda} \bar{F} \phi^n \delta_{n0} \quad n = 0, 2, \dots, N-1. \quad (4.20)$$

Por último, el conjunto de las ecuaciones SP_3 se muestra a continuación en la ecuación (4.21).

$$\begin{aligned} -\vec{\nabla} \left(\frac{1}{3} (\Sigma^1)^{-1} \vec{\nabla}(\phi^0 + 2\phi^2) \right) + \Sigma^0 \phi^0 &= \frac{1}{\lambda} \bar{F} \phi^0, \\ -\vec{\nabla} \left(\frac{2}{15} (\Sigma^1)^{-1} \vec{\nabla}(\phi^0 + 2\phi^2) + \frac{3}{35} (\Sigma^3)^{-1} \vec{\nabla} 3\phi^2 \right) + \Sigma^2 \phi^2 &= 0 \end{aligned} \quad (4.21)$$

Estas ecuaciones no pueden resolverse directamente en un reactor real. Es necesario aplicar métodos numéricos de discretización espacial, como diferencias finitas, métodos nodales, volúmenes o elementos finitos.

4.2.3. Ecuación difusiva de armónicos esféricos (DSP_N)

La idea de esta aproximación es generalizar la ecuación de la difusión neutrónica temporal, equivalente a las ecuaciones SP_1 donde se asume que la derivada temporal de la corriente ($\vec{\phi}^1$) es nula. Para las diferentes ecuaciones SP_N se tiene (Carreño, Vidal-Ferràndiz, D.Ginestar, & Verdú, 2021):

$$\frac{\partial}{\partial t} \vec{\phi}^n = 0, \quad n \text{ impar.} \quad (4.22)$$

Las ecuaciones en forma matricial quedan de la siguiente manera:

$$V \frac{\partial}{\partial t} \phi^0 + \vec{\nabla} \cdot \vec{\phi}^1 + \Sigma^0 \phi^0 = F \phi^0 + \sum_{k=1}^K M_k C_k \quad (4.23)$$

$$\vec{\nabla} \left(\frac{n}{2n+1} \phi^{n-1} + \frac{n+1}{2n+1} \phi^{n+1} \right) + \Sigma^n \vec{\phi}^n = 0, \quad n \text{ impar.} \quad (4.24)$$

$$V \frac{\partial}{\partial t} \phi^n + \vec{\nabla} \left(\frac{n}{2n+1} \vec{\phi}^{n-1} + \frac{n+1}{2n+1} \vec{\phi}^{n+1} \right) \Sigma^n \vec{\phi}^n = 0, \quad n \geq 0. \quad (4.25)$$

La concentración de precursores de neutrones diferidos:

$$\frac{\partial}{\partial t} C_k = -\lambda_k^d C_k + R_k \phi^0, \quad k = 1, \dots, K. \quad (4.26)$$

Los momentos impares de la ecuación (4.25) se pueden sustituir en la ecuación (4.24) y (4.26) para obtener la ecuación difusiva de armónicos esféricos.

$$V \frac{\partial}{\partial t} \phi^n - \vec{\nabla} \left(\frac{n(\Sigma^{n-1})^{-1}}{(2n+1)(2n-1)} \vec{\nabla} ((n-1)\phi^{n-2} + n\phi^n) + \frac{(n+1)(\Sigma^{n+1})^{-1}}{(2n+1)(2n+3)} \vec{\nabla} ((n+1)\phi^n + (n+2)\phi^{n+2}) \right) + \Sigma^n \phi^n = \delta_{n0} F \phi^0 + \delta_{n0} \sum_{k=1}^K M_k C_k, \quad n = 0, 2, \dots, N-1. \quad (4.27)$$

Nótese que el número escalar de ecuaciones en este sistema es igual a $(N+1)/2$. También, el sistema de las ecuaciones DSP_N es un sistema de ecuaciones diferenciales de segundo orden que se puede resolver con métodos similares a la ecuación temporal de la difusión.

4.2.4. Condiciones de contorno

Las condiciones de contorno aplicables son:

- Vacío. Se usan las condiciones de Marshak en las que dadas una posición x_0 y haciendo uso de expansión de armónicos esféricos, se puede escribir:

$$\int_{\mu_{in}} P_n(\mu) \sum_{n'=0}^N \frac{2n'+1}{2} \phi^{n'}(x_0) P_{n'}(\mu) d\mu = 0 \quad n = 1, 3, \dots, N \quad (4.28)$$

Donde P_n es el polinomio de Legendre de grado n y μ se define como $\mu \equiv \cos(\theta)$ donde θ es el ángulo entre el eje x y la dirección de la velocidad del neutrón incidente.

En las ecuaciones P_3 , si \vec{n} es la dirección normal al contorno x_0 , las condiciones de contorno de Marshak son:

$$\frac{1}{2}\phi^0 + \frac{5}{8}\phi^2 = \vec{n}\vec{\phi}^1, \quad -\frac{1}{8}\phi^0 + \frac{5}{8}\phi^2 = \vec{n}\vec{\phi}^3 \quad (4.29)$$

- Reflexión. En este caso, únicamente tiene sentido físico forzar que los momentos impares sean iguales a cero.

$$\phi^n(x_0) = 0, \quad n = 1, 3, \dots, N \quad (4.30)$$

4.3. INTRODUCCIÓN AL CÓDIGO NEUTRÓNICO FEMFFUSION

FEMFFUSION es un código abierto escrito en C++ sobre la librería de código abierto *Deal II* que aproxima la ecuación multigrupo del transporte neutrónico usando la aproximación de la ecuación de la difusión y la aproximación de esféricos armónicos simplificados, mediante el método de elementos finitos (Vidal-Ferràndiz, A.Carreño, D.Ginestar, & G.Verdú, 2021).

En este trabajo, se van a usar tres de los distintos archivos de entrada de FEMFFUSION. Estos son:

- archivo.prm. Es el archivo principal. Debe contener todos los parámetros que se pueden introducir al código como variables de entrada.
- archivo.xsec. Este archivo se usa para problemas con dos grupos de energía. En este archivo se encuentra toda la información relativa a los materiales del problema (distribución y secciones eficaces).
- archivo.bar. En el problema transitorio, en este archivo se puede introducir la posición de las barras de control.

En la Tabla 3 se muestran algunos de los parámetros de entrada para el archivo “.prm”. El símbolo * indica el valor por defecto.

Tabla 3. Parámetros de entrada para el archivo '.prm' (Vidal-Ferrándiz, A.Carreño, D.Ginestar, & G.Verdú, 2021)

Nombre	Descripción	Opciones
Dimension	Dimensión del problema	1, 2, 3*
Transport_Appr	Tipo de aproximación del transporte	Diffusion* SPN
N_SPN	Número 'N' de las ecuaciones SP _N	1, 3*, 5
FE_Degree	Grado de los polinomios en el método de elementos finitos	1, 2, 3*, 4, 5
Energy_Groups	Número de grupos de energía	1, 2*, ..., 7
Geometry_Type	Tipo de geometría del reactor	Rectangular*, hexagonal
Mesh_Size	Número de celdas por dimensión	Vector
Cell_Pitch_x	Tamaño de las celdas en la dimensión x	Vector
Cell_Pitch_y	Tamaño de las celdas en la dimensión y	Vector
Cell_Pitch_z	Tamaño de las celdas en la dimensión z	Vector
Geometry_Points	Primera y última celda de cada fila en la planta del reactor	Vector
Boundary_Conditions	Condiciones de contorno	0: Flujo cero, 1: Simetría, 2: Albedo, 3: Vacío
Output_Filename	Archivo donde se guarda el output	
Bar_Filename	Archivo donde se define el movimiento de barras	
XSECS_Filename	Archivo de las secciones eficaces	

4.4. INTRODUCCIÓN AL CÓDIGO NEUTRÓNICO PARCS

Purdue Advanced Reactor Core Simulator (PARCS) es un código escrito en FORTRAN 77 que resuelve la ecuación de la difusión neutrónica y las ecuaciones SP_N en función del tiempo en una geometría tridimensional usando métodos nodales para calcular la distribución del flujo neutrónico en un transitorio (Downar, Xu, & Seker, 2009).

En PARCS se emplea un sistema de entrada basado en el nombre de parámetro, de manera que todos los datos de entrada están identificados por sus respectivos nombres.

Los datos de entrada se proporcionan mediante la recopilación de datos de entrada que tienen características similares en una misma tarjeta. Esto es para preparar los datos de entrada de forma organizada. Los nombres de las tarjetas definidas son CNTL, XSEC, GEOM, PARAM, FDBK, TRAN, PFF, ONEDK y PLOT.

Los datos de entrada se pueden proporcionar en un solo archivo o en varios archivos. Es decir, los datos de las tarjetas XSEC o GEOM pueden venir descritos en un archivo aparte. No obstante, en el presente trabajo se incluirán todas las tarjetas en un único archivo.

El primer parámetro de entrada debe ser CASEID, que proporciona un ID para definir los nombres de los archivos de salida. La entrada incluye varias tarjetas que comienzan con la tarjeta CNTL y

terminan con tarjeta TRAN. Las tarjetas PARAM, XSEC, GEOM, TH, PFF, PLOT y ONEDK son las que aparecen en el medio.

Los principales parámetros de entrada incluidos en el presente trabajo se detallan a continuación, en la Tabla 4 y en la Tabla 5. El símbolo * en las siguientes tablas indica el valor por defecto.

Tabla 4. Parámetros tarjeta CNTL (Downar, Xu, & Seker, 2009)

Parámetro	Descripción	Opciones
CORE_TYPE	Tipo de reactor	PWR*, BWR, CANDU, PBR
BANK_POS	Posición de las barras de control	
TRANSIENT	Problema estático o transitorio	T, F*
PRINT_OPT	Opciones de salida del output	T, F

En la tarjeta PARAM se definen parámetros respecto a los cálculos. En este trabajo se mantienen por defecto todos estos parámetros.

Respecto a la tarjeta XSEC, se definen los distintos materiales que forman el núcleo, incluyendo las barras de control, a partir de sus secciones eficaces. También se describe la concentración de cada grupo de neutrones diferidos y su constante de desintegración.

Tabla 5. Parámetros tarjeta GEOM (Downar, Xu, & Seker, 2009)

Parámetro	Descripción	Opciones
GEO_DIM	Número de celdas en cada dirección dimensional	nasyx, nasyy, nz
RAD_CONF	Configuración radial del núcleo	0-región vacía, 1-región reflector, 2-región combustible
GRID_X	Longitud de cada una de las celdas en dimensión x	nasyx*long
GRID_Y	Longitud de cada una de las celdas en dimensión y	nasyy*long
GRID_Z	Longitud de cada una de las celdas en dimensión z	nz*long
BOUND_COND	Condiciones de contorno	0: Simetría, 1: Flujo cero, 2: Vacío, 3: Albedo
PLANAR_REG	Composición de cada plano radial	

La tarjeta TH en este trabajo se deja vacía debido a que el código no se va a acoplar con ningún código termohidráulico.

En la tarjeta TRAN se describe el movimiento de las barras de control en función del tiempo en caso de que se trate de un problema transitorio.

5. DESCRIPCIÓN DEL REACTOR A ESTUDIAR

Los Benchmarks matemáticos están basados en problemas bien definidos con un conjunto de datos de entrada y una solución única. Son medios usados para verificar la fiabilidad de las simulaciones numéricas, es decir, la precisión, estabilidad y eficacia de los métodos numéricos. Este es el caso de la presente Benchmark, que tiene por objetivo evaluar las discrepancias entre códigos tridimensionales para los cálculos de transitorios en los núcleos de los reactores de agua ligera.

El Benchmark NEACRP, caso A1 corresponde a un reactor PWR. Éste deriva de datos reales de geometría y funcionamiento del reactor (Finnemann & A.Galati, 1991).

El núcleo del NEACRP está dividido radialmente en celdas cuadradas de 21.606 cm de lado. Cada una de estas celdas representa un elemento combustible. Las celdas exteriores representan el material reflector. Axialmente, el núcleo tiene una longitud total de 427.3 cm dividido en 18 planos. Los planos, desde la base hasta la parte superior, son de 30 cm, 7.7 cm, 11 cm, 15 cm, 30 cm (10 capas), 12.8 cm, 12,8 cm, 8 cm y 30 cm.

Se consideran dos grupos de energía, uno rápido y uno térmico para su posterior solución mediante las aproximaciones a dos grupos de energía.

En la Figura 8 se puede ver el reactor NEACRP dividido en 3978 celdas representado en 3D.

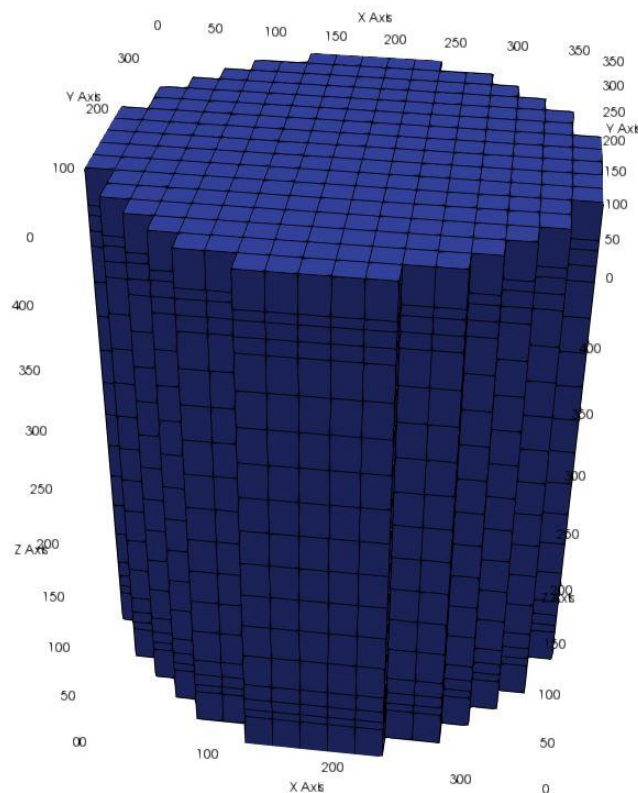


Figura 8. Forma del núcleo NEACRP

Se definen un total de 11 materiales distintos. Cada una de las 3978 celdas en las que se divide el núcleo, estará formada por uno de estos materiales. En la tabla 6 se recogen las características de cada uno de los 11 materiales.

Tabla 6. Materiales de los que se compone el núcleo NEACRP (Finnemann & A.Galati, 1991)

Número del material	Características
1	Reflector axial
2	Reflector radial
3	Reflector radial en esquinas
4	2.1 w/o
5	2.6 w/o
6	3.1 w/o
7	2.6 w/o, 12 burnable absorber rods (BA)
8	2.6 w/o, 16 BA
9	2.6 w/o, 20 BA
10	3.1 w/o, 12 BA
11	3.1 w/o, 16 BA

Las secciones eficaces de los distintos materiales del reactor a partir de los que se recogen en la tabla 7. El grupo 1 corresponde al grupo de neutrones rápidos y el grupo 2 corresponde al grupo de neutrones térmicos.

Tabla 7. Secciones eficaces distintos materiales NEACRP, caso A1 (Finnemann & A.Galati, 1991)

Material	Grupo	D_g (cm)	Σ_{ag} (cm^{-1})	$v\Sigma_{fg}$ (cm^{-1})	Σ_{fg} (cm^{-1})	$\Sigma_{sg\ g+1}$ (cm^{-1})
1	1	5.9263e+00	2.6191e-04	0.0000e+00	0.0000e+00	2.7988e-02
	2	8.2277e-01	1.9865e-01	0.0000e+00	0.0000e+00	-
2	1	1.1276e+00	1.1878e-03	0.0000e+00	0.0000e+00	2.3161e-02
	2	1.6978e-01	1.9865e-01	0.0000e+00	0.0000e+00	-
3	1	1.1276e+00	1.1878e-03	0.0000e+00	0.0000e+00	2.0081e-02
	2	1.6978e-01	1.9865e-01	0.0000e+00	0.0000e+00	-
4	1	1.4624e+00	8.4782e-03	5.6085e-03	6.1479e-14	1.9684e-02
	2	3.9057e-01	6.2649e-02	8.7684e-02	1.1515e-12	-
5	1	1.4637e+00	8.8239e-03	5.6085e-03	6.9275e-14	1.9435e-02
	2	3.9489e-01	7.0055e-02	1.0421e-01	1.3685e-12	-
6	1	1.4650e+00	9.1498e-03	6.1819e-03	7.6811e-14	1.9195e-02
	2	3.9855e-01	7.6924e-02	1.1951e-01	1.5969e-12	-
7	1	1.4641e+00	9.0882e-03	5.5830e-03	6.8996e-14	1.8525e-02
	2	4.0582e-01	7.7758e-02	1.0286e-01	1.3509e-12	-
8	1	1.4641e+00	9.1752e-03	5.5741e-03	6.8913e-14	1.8221e-02
	2	4.0950e-01	8.0371e-02	1.0229e-01	1.3433e-12	-
9	1	1.4642e+00	9.2609e-03	5.5649e-03	6.8817e-14	1.7919e-02
	2	4.1317e-01	8.2990e-02	1.0166e-01	1.3351e-12	-
10	1	1.4653e+00	9.4110e-03	6.1564e-03	7.6530e-14	1.8287e-02
	2	4.0923e-01	8.4530e-02	1.1804e-01	1.5501e-12	-
11	1	1.4655e+00	9.4969e-03	6.1474e-03	7.6449e-14	1.7985e-02
	2	4.1280e-01	8.7097e-02	1.1741e-01	1.5419e-12	-

Puesto que en el problema del que se va a partir hay barras de control que se encuentran insertadas, se deben calcular las secciones eficaces resultantes del combustible al tener insertada una barra de control. La sección eficaz con barra de control se calcula de la siguiente forma:

$$\Sigma_{con CA} = \Sigma_{sin CA} + p\Delta\Sigma_{CA} \quad (5.1)$$

Donde:

- $\Sigma_{con CA}$, es la sección eficaz macroscópica resultante de una celda en la que se ha insertado una barra de control.
- $\Sigma_{sin CA}$, es la sección eficaz macroscópica de la celda sin barra de control. Corresponde a uno de los 11 materiales definidos previamente.
- p , se refiere al grado de inserción de la barra de control en la celda, siendo 0 el valor para cuando no hay barra de control y 1 cuando la barra de control está completamente insertada en la celda.
- $\Delta\Sigma_{CA}$, es la variación en las secciones eficaces macroscópicas que produce la introducción de las barras de control.

Se definen dos tipos de barras de control distintos. Los valores de $\Delta\Sigma_{CA}$, para cada una de estas dos barras de control se recogen en la Tabla 8.

Tabla 8. Variación secciones eficaces por inserción de barras de control (Finnemann & A.Galati, 1991)

Tipo	Grupo	$\Sigma_{tr} (cm^{-1})$	$\Sigma_{ag}(cm^{-1})$	$v\Sigma_{fg}(cm^{-1})$	$\Sigma_{fg}(cm^{-1})$	$\Sigma_{sg g+1}(cm^{-1})$
CA-1	1	0.00373220	0.00247770	-0.000102786	-1.214480e-15	-0.00319253
	2	-0.0219926	0.02558750	-0.002823190	-3.702378e-14	-
CA-2	1	0.00374092	0.00242926	-0.000122634	-1.475570e-15	-0.00314239
	2	-0.0167503	0.02564780	-0.003280860	4.304440e-14	-

En la Tabla 7 se definen materiales adicionales que resultan de la ecuación (5.1). El material 14 de la tabla 9 surge de la mezcla de la barra de control CA-1 de la tabla 8, con el material 4 de la tabla 7. Lo mismo ocurre con el material número 15 resulta de mezclar la barra de control CA-2 de la tabla 8, con el material 6 de la tabla 7. Los materiales 12 y 13 representan las celdas de la tapa superior del reactor por donde se introducen las barras de control (Carreño Sánchez, 2020).

Tabla 9. Secciones eficaces de materiales combinados con barras de control (Carreño Sánchez, 2020)

Material	Grupo	$D_g (cm)$	$\Sigma_{ag}(cm^{-1})$	$v\Sigma_{fg}(cm^{-1})$	$\Sigma_{fg}(cm^{-1})$	$\Sigma_{sg g+1}(cm^{-1})$
12	1	5.5576e+00	2.7396e-03	0.0000e+00	0.0000e+00	2.4796e-02
	2	8.7000e-01	3.3753e-02	0.0000e+00	0.0000e+00	-
13	1	5.6027e+00	2.4190e-03	0.0000e+00	0.0000e+00	2.5209e-02
	2	8.6358e-01	3.3753e-02	0.0000e+00	0.0000e+00	-
14 (CA-1+1)	1	1.4389e+00	1.0956e-02	4.9121e-03	6.0265e-14	1.6492e-02
	2	4.0090e-01	8.8237e-02	8.4861e-02	1.1145e-12	-
15 (CA-2+6)	1	1.4413e+00	1.1579e-02	6.0592e-03	7.5335e-14	1.6053e-02
	2	4.0669e-01	1.0257e-01	1.1622e-01	1.5263e-12	-

Los datos de las Tablas 5, 6 y 7 son los que se incluyen en los archivos de entrada XSECS de FEMFFUSION y el bloque XSEC de PARCS.

En cuanto a la distribución de los materiales en el núcleo, en la figura 9 se puede observar los materiales que componen las distintas celdas de los planos radiales 1 y 18. Ambos corresponden a la tapa inferior y a la tapa superior respectivamente. La distribución de los materiales es simétrica en cada plano.

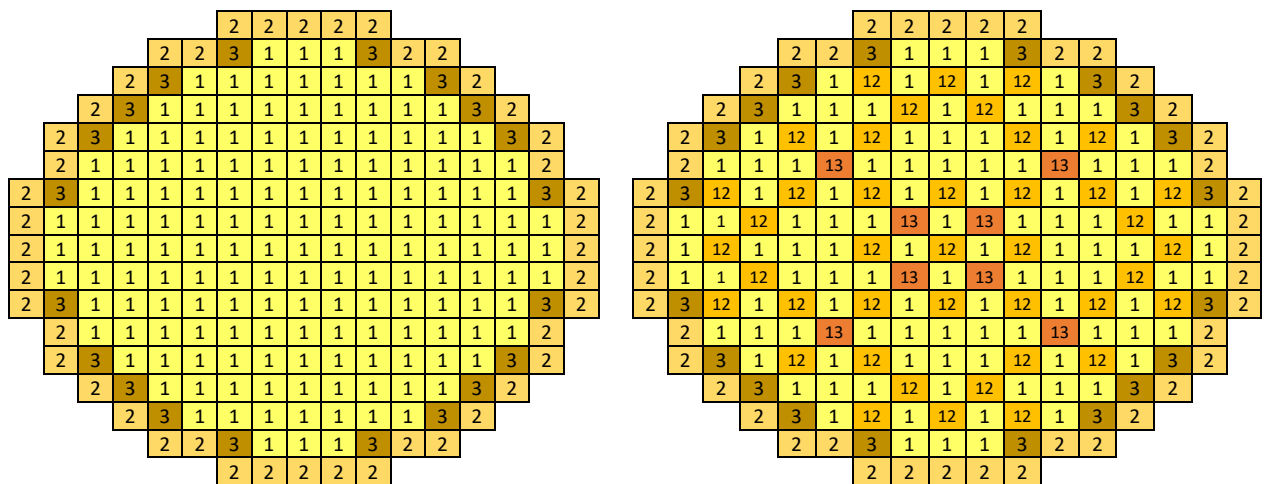


Figura 9. Composición del plano radial 1 (tapa inferior) a la izquierda y el plano radial 18 (tapa superior) a la derecha. (Carreño Sánchez, 2020)

Entre los planos 2 y 17 se encuentra el combustible. En la figura 10 se puede observar la distribución de los distintos enriquecimientos de combustible en el núcleo. Las celdas con los materiales 14 y 15 contienen inicialmente barras de control insertadas.

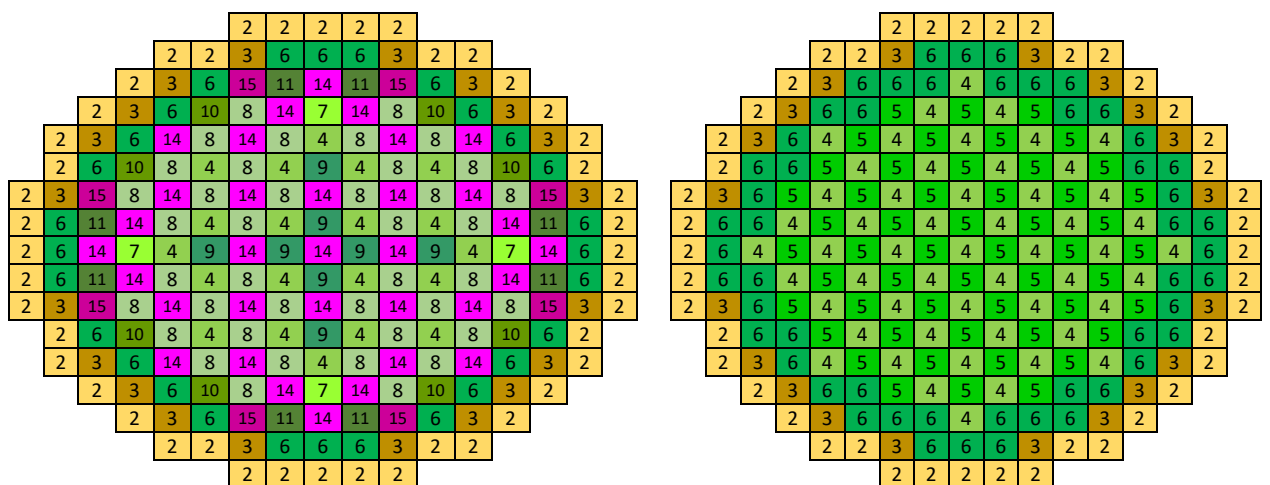


Figura 10. Composición del plano radial 2 (izquierda) y de los planos radiales 3-17 (derecha). (Carreño Sánchez, 2020)

Por último, y para tener una visión más amplia de cómo se distribuyen los materiales en este reactor, se representa en la Figura 11, la distribución de los distintos materiales en el plano axial central.

2	1	12	1	1	1	12	1	12	1	12	1	1	1	12	1	2
2	6	14	7	4	9	14	9	14	9	14	9	4	7	14	6	2
2	6	14	7	4	9	14	9	14	9	14	9	4	7	14	6	2
2	6	14	7	4	9	14	9	14	9	14	9	4	7	14	6	2
2	6	14	7	4	9	14	9	14	9	14	9	4	7	14	6	2
2	6	14	7	4	9	14	9	14	9	14	9	4	7	14	6	2
2	6	14	7	4	9	14	9	14	9	14	9	4	7	14	6	2
2	6	14	7	4	9	14	9	14	9	14	9	4	7	14	6	2
2	6	14	7	4	9	14	9	14	9	14	9	4	7	14	6	2
2	6	14	7	4	9	14	9	14	9	14	9	4	7	14	6	2
2	6	14	7	4	9	14	9	14	9	14	9	4	7	14	6	2
2	6	14	7	4	9	14	9	14	9	14	9	4	7	14	6	2
2	6	14	7	4	9	14	9	14	9	14	9	4	7	14	6	2
2	6	14	7	4	9	14	9	14	9	14	9	4	7	14	6	2
2	6	14	7	4	9	14	9	14	9	14	9	4	7	14	6	2
2	6	4	5	4	5	4	5	4	5	4	5	4	5	4	6	2
2	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	2

Figura 11. Distribución de materiales en plano axial central (Carreño Sánchez, 2020)

Por último, para el análisis de transitorios se debe tener en cuenta la velocidad de los neutrones del grupo rápido y del grupo térmico. También se deberán tener en cuenta los precursores de neutrones diferidos. Estos valores se obtienen del Benchmark numérico NEACRP, caso A1 (Finnemann & A.Galati, 1991).

Las velocidades de los neutrones de los grupos energéticos rápido y térmico son respectivamente $v_1= 2.8 \cdot 10^7$ cm/s y $v_2=4.4 \cdot 10^5$ cm/s. La concentración de precursores de neutrones diferidos se muestra en la tabla 7. Se consideran un total de 6 grupos de precursores de neutrones diferidos clasificados según el valor de la constante de desintegración.

Tabla 10. Constante de desintegración y fracción de neutrones diferidos (Finnemann & A.Galati, 1991)

Grupo	Constante de desintegración λ (s ⁻¹)	Fracción de neutrones diferidos
1	0,0128	0,034
2	0,0318	0,200
3	0,1190	0,183
4	0,3181	0,404
5	1,4027	0,145
6	3,9286	0,034
Porcentaje total neutrones diferidos		0,76 %

5.1. MODELO ESTÁTICO NEACRP EN FEMFFUSION

Para la resolución del problema estático mediante FEMFFUSION, se han generado dos ficheros distintos. Uno, el principal, y el otro, el que contiene los datos de las secciones eficaces y la distribución de los materiales dentro del núcleo. Los parámetros principales insertados en el archivo principal mediante los cuales se define la geometría del núcleo se detallan en la Tabla 11.

Tabla 11. Parámetros principales input en FEMFFUSION

Parámetro	Input
Dimension	3
Transport_Appr	Diffusion
FE_Degree	3
Energy_Groups	2
Mesh_Size	17, 17, 18
Cell_Pitch_x	17*21.606
Cell_Pitch_y	17*21.606
Cell_Pitch_z	30, 7.7, 11, 15, 10*30, 12.8, 12.8, 8, 30
Geometry_Points	7 11, 5 13, 4 14, 3 15, 2 16, 2 16, 1 17, 1 17, 1 17, 1 17, 1 17, 2 16, 2 16, 3 15, 4 14, 5 13, 7 11
Boundary_Conditions	0: Flujo cero

En el archivo.xsec, se definen las secciones eficaces según la Tabla 7 y la Tabla 9, mientras que la distribución de los materiales en el núcleo se realiza según las Figura 9 y la Figura 10. Se definen un total de 15 materiales distintos. La distribución de los materiales en el núcleo se debe de hacer plano a plano indicando mediante una matriz el material que compone cada una de las celdas del plano radial. En total se definen 18 planos.

Con estos parámetros, la geometría y composición del núcleo queda completamente definida y el programa está listo para su ejecución.

5.2. MODELO ESTÁTICO NEACRP EN PARCS

Para la resolución del problema estático en PARCS, únicamente se ha usado un fichero (archivo.inp).

En la tarjeta CNTL se introduce el tipo de reactor, el cual se trata de un PWR. En el parámetro TRANSIENT se indica que se trata de un problema estático. También se indica las opciones de salida del output.

Por otro lado, en la tarjeta PARAM se mantienen todos los parámetros por defecto.

En la tarjeta XSEC se definen un total de 15 materiales distintos, al igual que en FEMFFUSION, según la Tabla 7 y la Tabla 9.

Los parámetros a introducir en la tarjeta GEOM, que define la geometría del núcleo, se muestran en la Tabla 12.

Tabla 12. Bloque GEOM PARCS

Parámetro	Input
GEO_DIM	17, 17, 18
RAD_CONF	0 0 0 0 0 0 1 1 1 1 1 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 1 1 2 2 2 2 2 1 1 0 0 0 0 0 0 0 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1 0 0 0 0 0 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1 0 0 0 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1 0 0 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1 0 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1 0 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1 0 0 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1 0 0 0 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1 0 0 0 0 0 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1 0 0 0 0 0 0 0 1 1 2 2 2 2 2 2 1 1 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 1 1 1 1 1 1 0 0 0 0 0 0
GRID_X	17*21.606
GRID_Y	17*21.606
GRID_Z	30, 7.7, 11, 15, 10*30, 12.8 12.8, 8, 30
BOUND_COND	1: Flujo cero
PLANAR_REG	Composición radial para cada uno de los 18 planos

Mediante el parámetro PLANAR_REG se define los materiales que componen cada plano radial indicando el número del material en cada celda del plano radial.

La tarjeta TH se deja vacía debido a que el código no se va a acoplar con ningún código termohidráulico tal y como se ha comentado anteriormente. Al tratarse del problema estático, la tarjeta TRAN también se deja vacía en este caso.

6. DESCRIPCIÓN DEL TRANSITORIO

El transitorio a estudiar es el de eyección de la barra de control central en el reactor NEACRP. En la Figura 12 se puede observar una sección radial del núcleo. Ésta muestra todas las barras de control en el núcleo. El color de la celda indica el tipo de barra de control. El valor dentro de las celdas en las que hay barras de control indica el movimiento que realizará la barra durante el transitorio. Las barras de control con un determinado valor en su celda realizarán el mismo movimiento de forma simultánea.

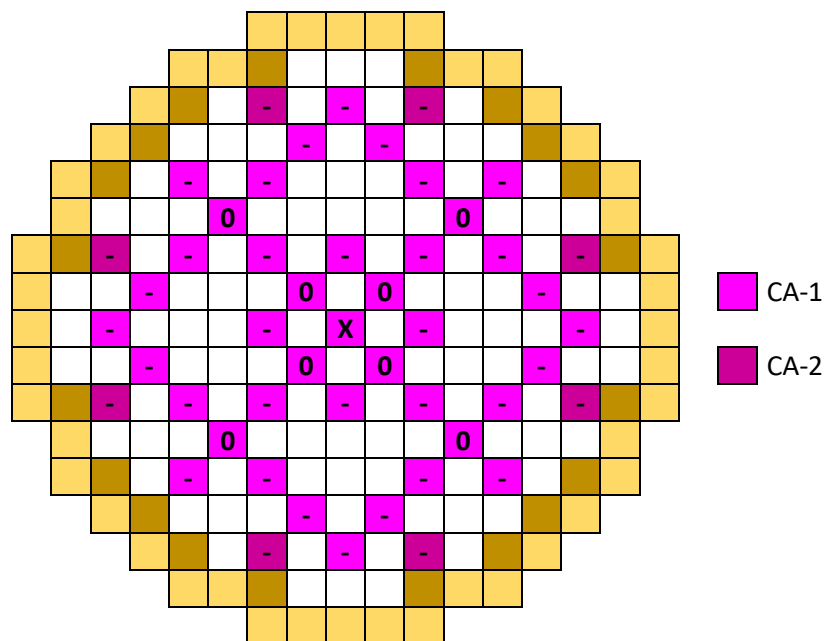


Figura 12. Barras de control (Finnemann & A.Galati, 1991)

La posición de las barras de control durante el transitorio se muestra en la Tabla 13, que se representa a continuación. La (X) es la barra de control central, es decir, la barra que va a salir despedida del núcleo en un instante dado. Las barras (-) se mantienen totalmente insertadas durante todo el transitorio. Por último, las barras (0) son insertadas completamente como medida de seguridad tras el accidente.

Cabe destacar que las barras de control pueden insertarse, como máximo, hasta los 37,7 cm. Se considerará que la barra está completamente extraída a los 401,183 cm. Todo esto teniendo en cuenta que la base del núcleo se encuentra a 0 cm y la parte superior a 427,3 cm.

Tabla 13. Posición barras de control en distintos instantes del transitorio

Tipo Barra	(X)		(0)		(-)	
	Posición (cm)	Grado de inserción	Posición (cm)	Grado de inserción	Posición (cm)	Grado de inserción
t=0 s	197,122	43,86 %	401,183	0 %	37,7	100 %
t= 0,1 s	401,183	0 %	401,183	0 %	37,7	100 %
t= 2 s	401,183	0 %	401,183	0 %	37,7	100 %
t= 5 s	401,183	0 %	37,7	100 %	37,7	100 %

6.1. EL TRANSITORIO EN FEMFFUSION

Para simular un transitorio con movimiento de barras de control en FEMFFUSION, se debe añadir el archivo.bar. En este archivo se definen todos los grupos de barras de control y su posición en el plano radial mediante el parámetro Bank_Configuration. Se define una posición top para las barras de control en 401,183 cm.

Posteriormente se define el movimiento de las barras de control de acuerdo con la Tabla 13. Este movimiento de barras se introduce en el input según la Tabla 14.

Tabla 14. Parámetros del input para el movimiento de barras de control en FEMFFUSION

Parámetro	Input					
	4 # número de barras definidas					
Move_Banks	#Núm. bar	#Mat. bar	#Puntos definidos	#Posición inicial (t,h)	#Posición final (t,h)	#Posición final 2 (t,h)
	1	14	2	0.0 197.122	0.1 401.183	-
	2	14	3	0.0 401.183	2.0 401.183	5.0 37.7
	3	14	2	0.0 37.7	5.0 37.7	-
	4	15	2	0.0 37.7	5.0 37.7	-

Se define un total de 4 grupos de barras de control. El grupo 1 representa la barra de control central que sale eyectada. Mientras que el grupo 2 son las barras de seguridad que se introducen en el núcleo a raíz del accidente. En cambio, los grupos de barras 3 y 4 son las barras que ya se encuentran insertadas desde el principio.

En el archivo.xsec, se debe definir el material de las barras de control mezclado con el combustible. Esta mezcla de materiales ya se había definido como los materiales 14 y 15 en la Tabla 9 para simular la presencia de barras de control en el caso estacionario.

Además, se debe indicar el número de grupos de precursores de neutrones diferidos, la concentración de cada uno de estos grupos y su constante de desintegración como se había definido en la Tabla 10. También se debe indicar la velocidad de los grupos rápido y térmico.

En el Anexo, se presenta todo el fichero de entrada desarrollado para este caso del código FEMFFUSION.

6.2. EL TRANSITORIO EN PARCS

Para simular el transitorio en PARCS, en tarjeta XSEC se debe indicar el número de grupos de precursores de neutrones diferidos, la concentración de cada uno de estos grupos y su constante de desintegración como se había definido en la Tabla 10, al igual que en FEMFFUSION.

En la tarjeta CNTL se describe la posición inicial de cada grupo de barras de control. En este caso basta con tres grupos, uno para las barras inmóviles, otro para las barras de seguridad y otro para la barra eyectada.

En la tarjeta GEOM se definirán los distintos grupos de barras de control en la sección radial del núcleo. Las barras de control ocuparán las celdas indicadas en la Figura 12.

Por otro lado, en la tarjeta TRAN, se indicará el movimiento de las barras de control tal y como se muestra en la Tabla 13.

Para introducir el movimiento de las barras se hará uso de distintos parámetros detallados en la Tabla 15. En el parámetro Time_Step se indica el tiempo que dura el transitorio y los intervalos de tiempo en los que se va a realizar cálculos. En el parámetro Move_Bank se indica el grupo de barras de control que se va a mover y a continuación el instante y la posición que ocupa en ese instante.

Por ejemplo, en la tabla se está indicando que en el instante 0, el grupo de barras de control 1 (barra central) se encuentra parcialmente insertada. Entre 0 y 0.1 segundos, el grupo de barras de control 1 se mueve a una posición completamente extraída. Del segundo 2 al segundo 5, el grupo de barras de control 2 se inserta del todo en el núcleo.

Tabla 15. Parámetros en tarjeta TRAN para el movimiento de barras de control

Parámetro	Input						
Time_Step	5.00	0.01	1.0	1.0	(tend, delt0, tswitch, texpand)		
Move_Bank	1	0.0	197.122	0.1	401.183		
Move_Bank	2	0.0	401.183	2.0	401.183	5.0	37.7

En PARCS, a diferencia de FEMFFUSION, se debe definir en el apartado de las secciones eficaces de los distintos materiales dos barras de control con las secciones eficaces mostradas previamente en la Tabla 8. PARCS calculará automáticamente el valor de las secciones eficaces de la mezcla de la barra de control con el combustible.

En el Anexo, se presenta todo el fichero de entrada desarrollado para este caso del código PARCS.

7. RESULTADOS DE LA SIMULACIÓN

7.1. RESULTADOS EN ESTADO ESTACIONARIO

Una vez que se aplican métodos de discretización espacial, la ecuación multigrupo de difusión neutrónica o las ecuaciones SP_N en estado estacionario tienen la forma de problema matricial de autovalores siguiente:

$$L\phi = \frac{1}{k_{eff}} M\phi \quad (7.1)$$

Donde:

- L , es la matriz correspondiente a la discretización del operador diferencial del transporte.
- M , es la matriz correspondiente a la discretización del operador diferencial de la fuente de neutrones.
- ϕ , es el flujo de neutrones en estado estacionario.
- k_{eff} , indica el estado de criticidad del sistema.

Resolviendo el problema de autovalores, se obtiene un número indeterminado de soluciones. Se va a seleccionar la solución con la que se obtiene la potencia normalizada igual a 1. El factor de multiplicación o k_{eff} será el primer autovalor que se obtiene.

7.1.1. Resultados en el plano radial

Una vez ejecutado el código en FEMFFUSION y en PARCS se obtiene para cada código un output que contiene la potencia, el flujo neutrónico rápido y el flujo neutrónico térmico obtenido en cada celda en los cálculos. Estos resultados se encuentran ordenados celda a celda en forma de matrices.

Los resultados numéricos obtenidos en las matrices no tienen unidades, por lo que carecen de importancia en sí. Son valores usados para cuantificar las distintas variables muy útiles en este caso para las representaciones gráficas que se van a realizar.

El valor de la k_{eff} obtenida es 0.9990936, por lo que el reactor está en un estado casi crítico.

En la Figura 13 se muestra la potencia en función del *eje x* en el reactor. Para obtener los valores de la gráfica, se ha colapsado la potencia obtenida en cada una de las celdas de los 18 planos obteniendo así un único plano radial en una matriz 17X17 con la potencia media del núcleo. Por último, se ha obtenido el valor medio de cada columna de la matriz obteniendo un vector fila de 17 elementos con la potencia media del reactor en función del *eje x*.

De manera análoga se ha obtenido la Figura 14, donde se representa el flujo neutrónico rápido y el flujo neutrónico térmico.

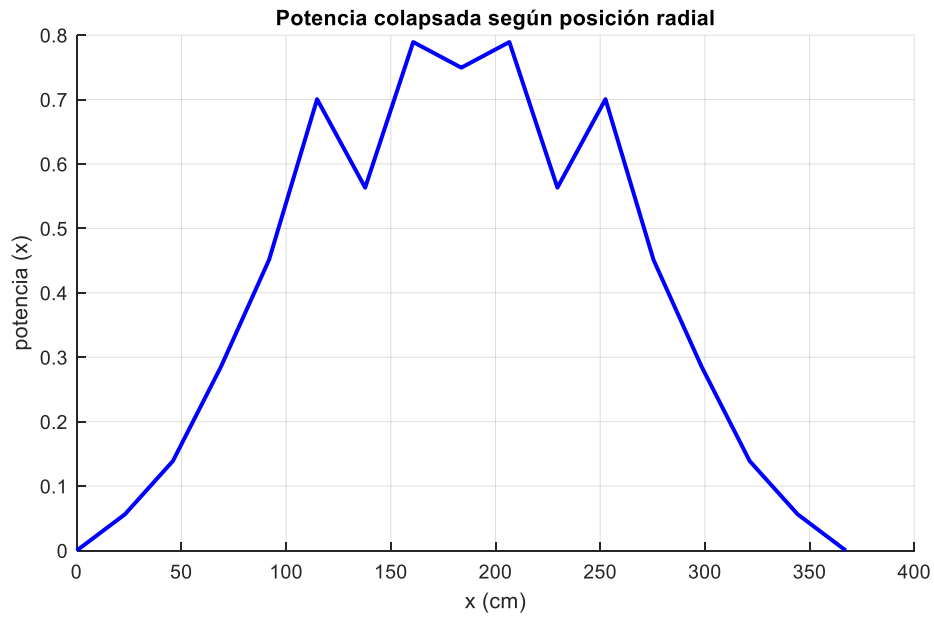


Figura 13. Potencia en función del eje x

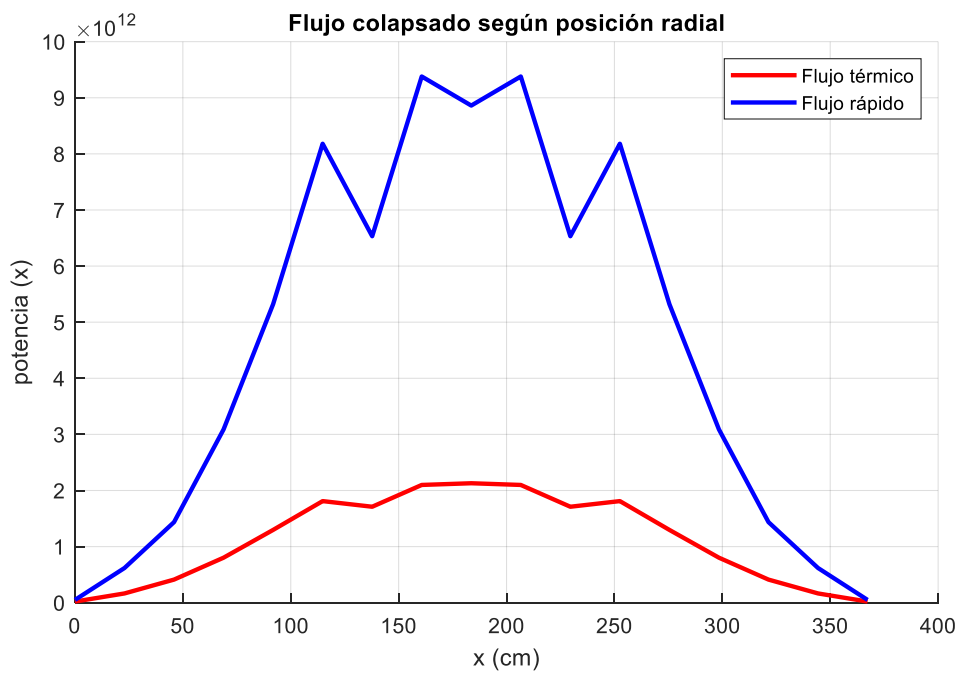


Figura 14. Flujo neutrónico en función del eje x

Para representar gráficamente la distribución de la potencia en el núcleo mediante una matriz, se ha hecho uso de la función de Matlab "imagesc" tras haber recogido los datos de las matrices del output. Mediante esta función se ha representado la potencia en FEMFFUSION. La representación que se obtendría de los valores del output de PARCS sería idéntica a la de FEMFFUSION.

En la Figura 15 representa la distribución de la potencia en el plano radial central, correspondiente al plano 9. Se representa el plano central debido a que es el más representativo de todos, ya que es donde los valores del flujo neutrónico y la potencia alcanzan su máximo dentro del núcleo. Los ejes x e y representan cada una de las celdas de la matriz. Se puede observar que en la Figura 15, las regiones con mayor potencia corresponden a las zonas con el combustible de mayor enriquecimiento en las que no hay barras de control insertadas. La imagen resulta similar a la de la Figura 10.

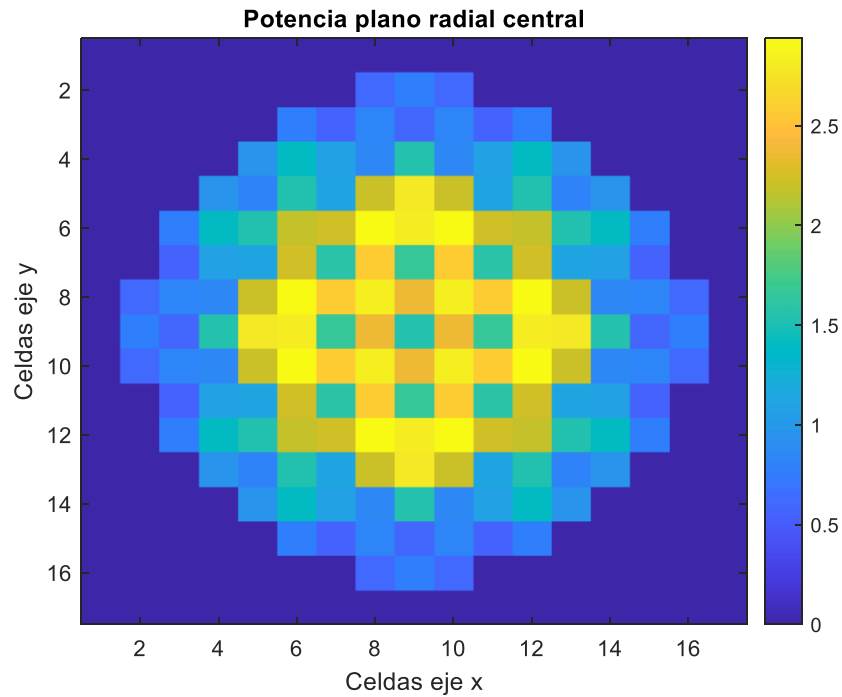


Figura 15. Representación matricial potencia radial plano 9

También se representa el flujo rápido de neutrones en la Figura 16 y el flujo térmico de neutrones en la Figura 17. Para la representación del flujo, se ha optado por la función “surf” para obtener una matriz menos escalonada.

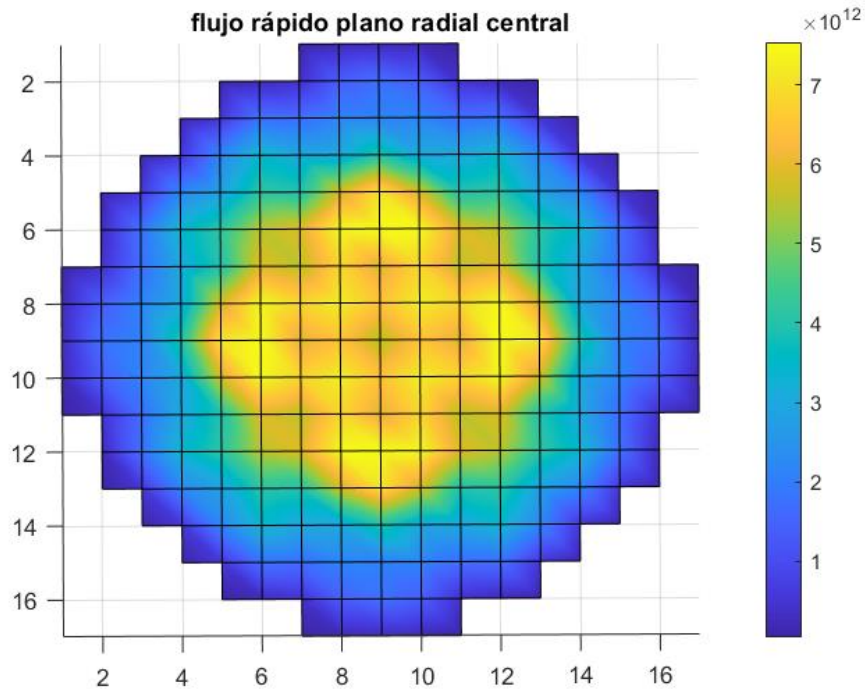


Figura 16. Matriz distribución flujo rápido en el plano radial 9

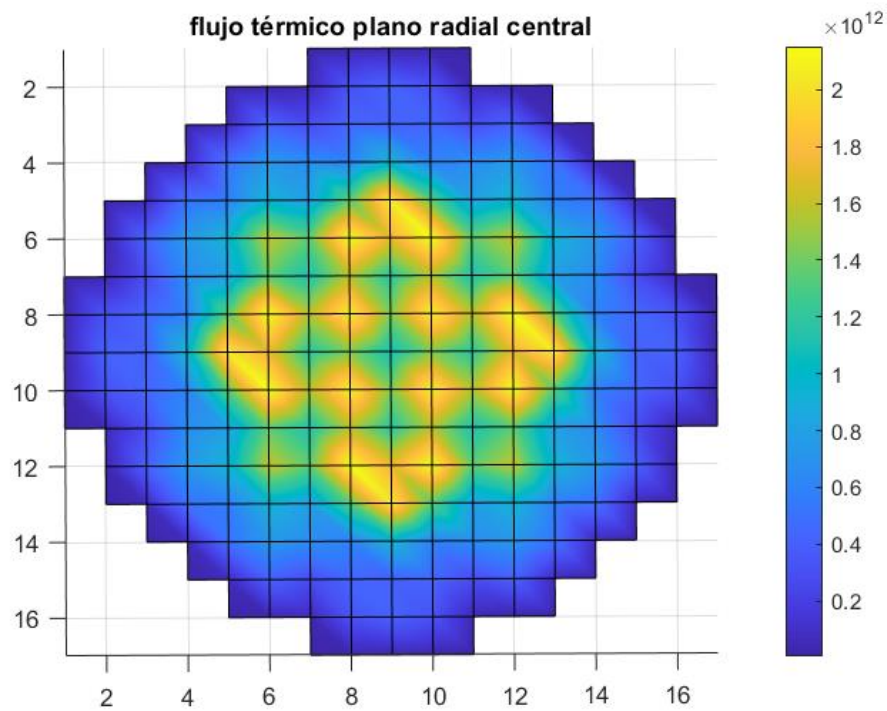


Figura 17. Matriz de distribución del flujo térmico en el plano radial 9

Se puede observar que el flujo térmico tiene una distribución menos uniforme que el flujo rápido. Se intuye perfectamente las celdas en las que se encuentran las barras de control en el flujo

térmico. Esto es debido a la absorción de neutrones por parte de las barras de control. La potencia estará muy relacionada con el flujo neutrónico térmico debido a que los neutrones térmicos son los que mayores posibilidades tienen de producir fisiones.

En cambio, en el flujo rápido no se observa un efecto tan grande por la presencia de las barras de control. Esto se debe a la presencia del combustible donde hay barras de control. En el combustible cuando se produce alguna fisión, siempre se liberan neutrones rápidos.

7.1.2. Resultados en el plano axial

A continuación, en la Figura 18 se representa la potencia colapsada a cada nivel de altura axial del núcleo. Se obtienen un total de 18 valores, uno por cada altura. Se puede apreciar que justo en la parte central del reactor es donde se obtienen los mayores valores de potencia. Esta es la razón por la que el plano central es el más representativo a la hora de estudiar la distribución de la potencia. En este caso la representación se ha realizado en Excel.

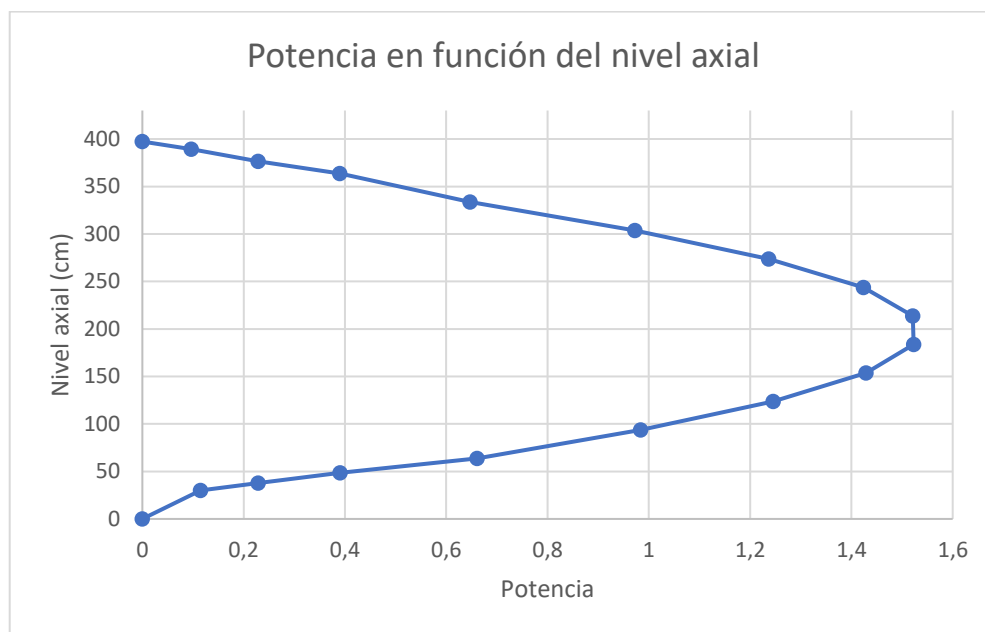


Figura 18. Potencia en función del nivel axial

Lo mismo ocurre con los flujos neutrónicos rápido y térmico tal y como se puede apreciar en la Figura 19. Esto es debido a la fuga de neutrones en los extremos del reactor.

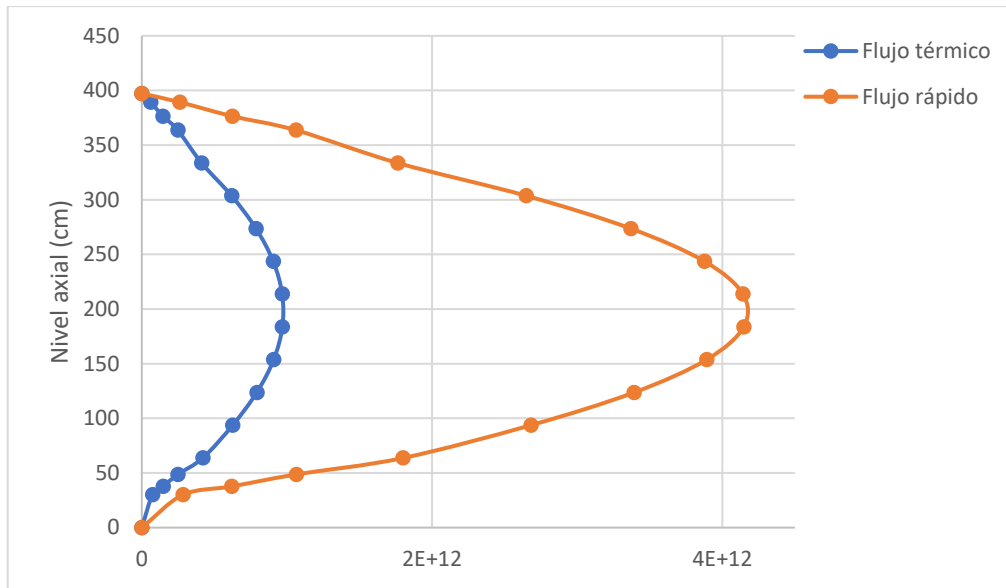


Figura 19. Flujo neutrónico en función del nivel axial

Análogamente al apartado anterior, se ha representado la potencia, el flujo neutrónico rápido y el flujo neutrónico térmico en el plano axial central del núcleo.

En la Figura 20 se puede observar como la potencia más alta se centra en la parte central del núcleo, donde hay un mayor flujo neutrónico, no obstante, las barras de control hacen su función y se divide una menor potencia en las zonas por las que éstas se insertan.

En las matrices que se representan en la Figura 20, la Figura 21 y la Figura 22, el eje x y el eje y representan el número de celdas.

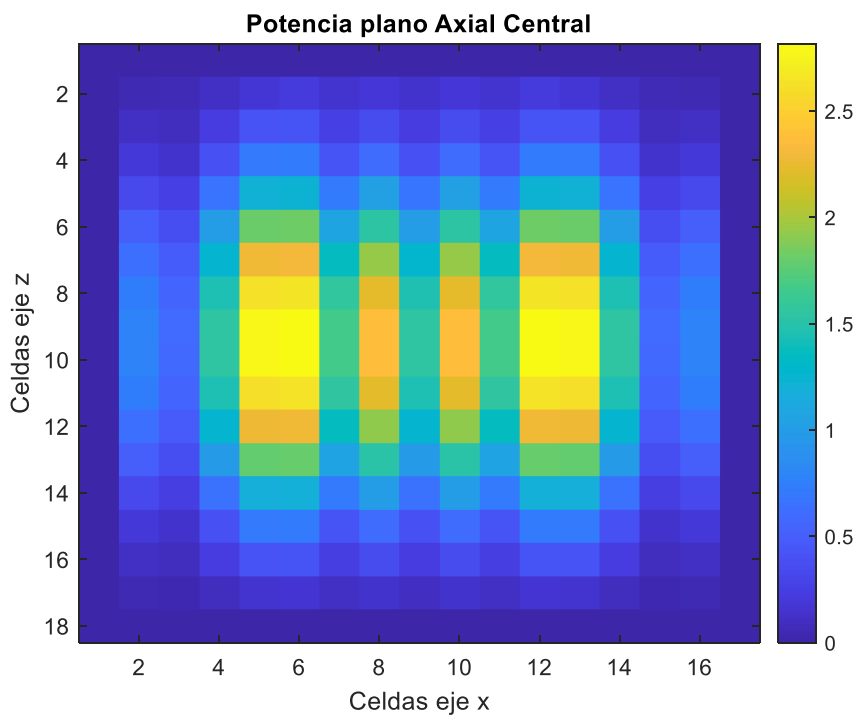


Figura 20. Distribución de potencia plano axial central

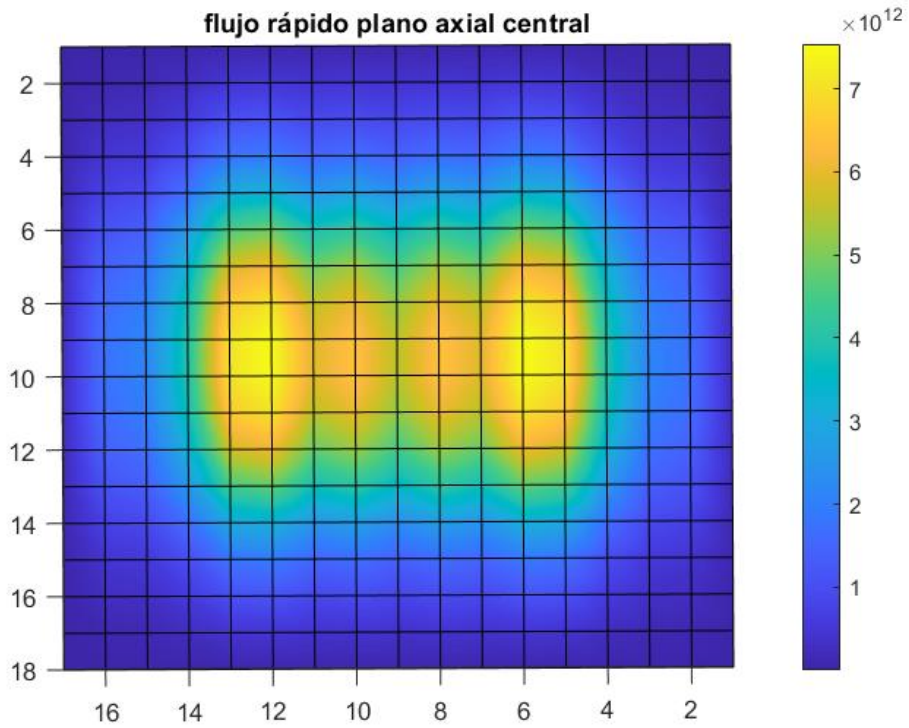


Figura 21. Distribución del flujo rápido en el plano axial central

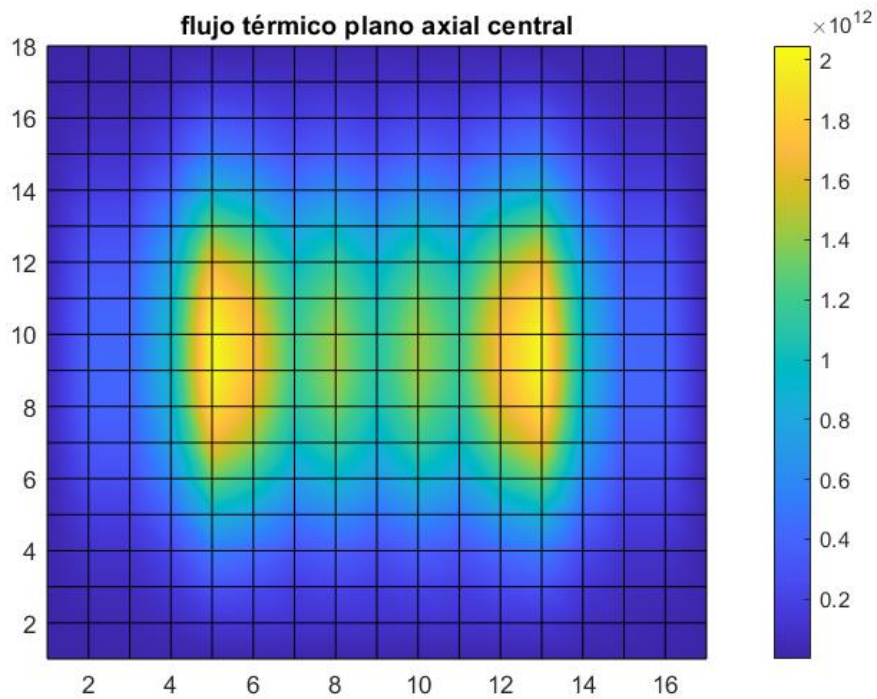


Figura 22. Distribución del flujo térmico en el plano axial central

7.1.3. Representación en 3D mediante ParaView

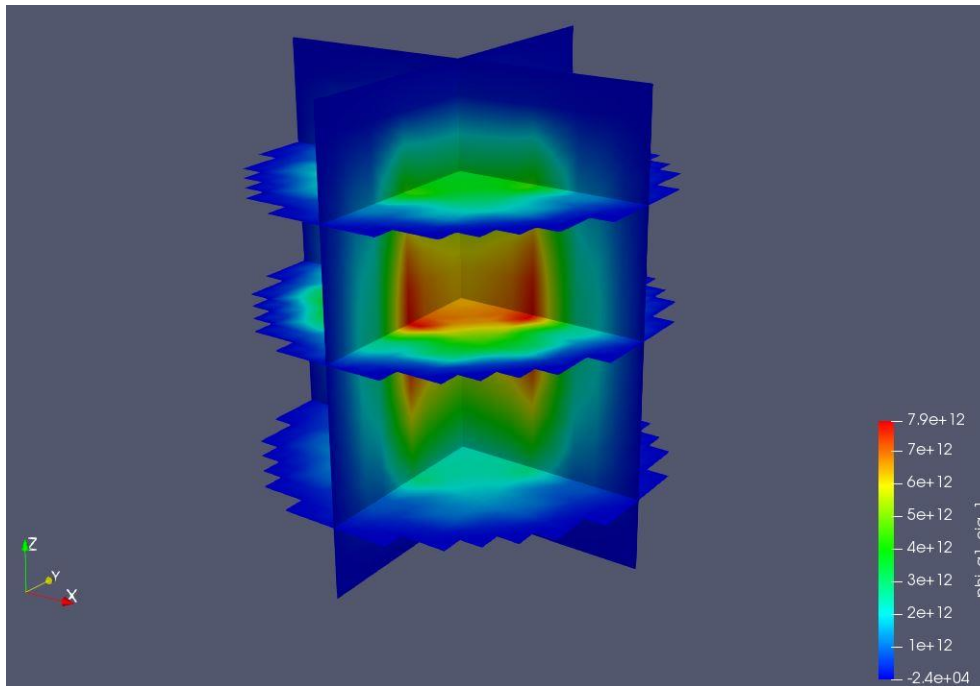


Figura 23. Flujo rápido representado en ParaView

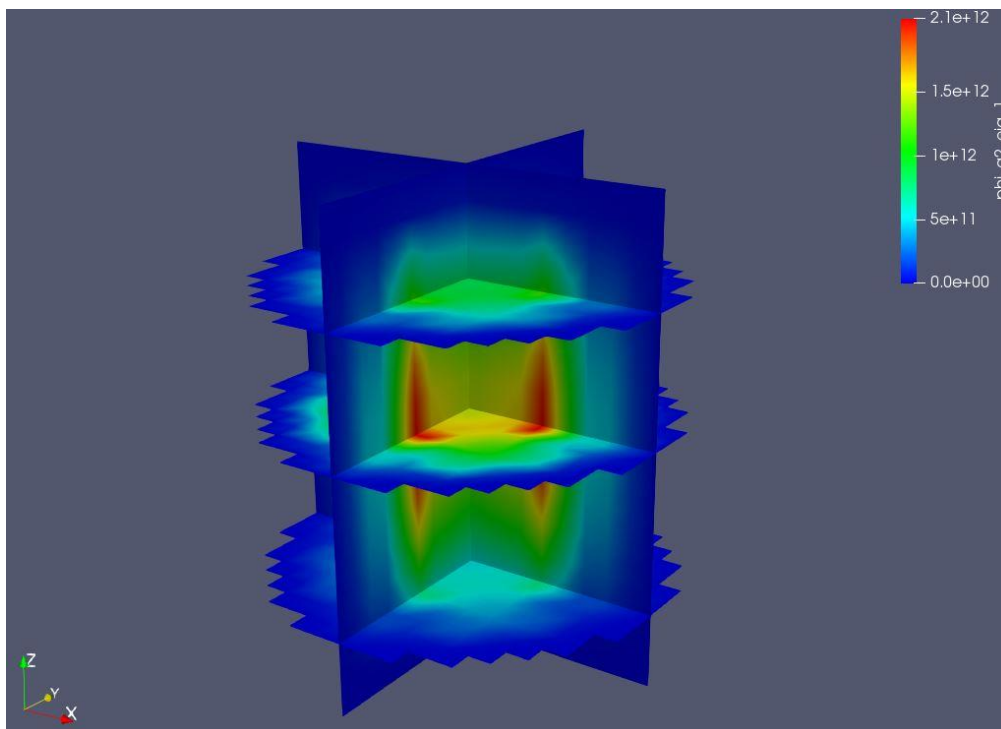


Figura 24. Flujo térmico representado en ParaView

Para una mejor visualización del flujo neutrónico en el núcleo, se ha representado mediante ParaView la Figura 23 y la Figura 24. En ambas figuras se ha representado un modelo 3D del núcleo mediante dos planos axiales perpendiculares y tres planos radiales.

En este caso se puede apreciar una mejor representación gráfica axial debido a que se están representando los flujos neutrónicos en función de la longitud del núcleo y no en función de la celda como en el apartado anterior. El plano radial central es idéntico al representado en el apartado anterior debido a que en los planos radiales todas las celdas tienen la misma medida.

7.1.4. Cálculo de diferencias entre FEMFFUSION y PARCS

Factor de multiplicación K_{eff}

Uno de los parámetros más importantes que se obtiene al ejecutar los códigos neutrónicos es el factor de multiplicación o k_{eff} . La diferencia de este valor obtenido en ambos códigos no debe diferir en exceso. En caso de diferir, alguno de los dos códigos, o ambos, no estarían funcionando correctamente. La diferencia porcentual se calcula como la diferencia de FEMFFUSION respecto de PARCS.

$$Diferencia\ porcentual\ (\%) = \frac{|k_{eff,parcs} - k_{eff,femffusion}|}{k_{eff,parcs}} \cdot 100 \quad (7.2)$$

En la Tabla 16 se tiene los valores del factor de multiplicación en ambos códigos neutrónicos y la diferencia obtenida entre ambos. Los valores de la k_{eff} se encuentran rozando la criticidad.

Tabla 16. Valores k_{eff} caso estático

Valor K_{eff} FEMFFUSION	0.9990936
Valor K_{eff} PARCS	0.999865
Valor diferencia porcentual (%)	0.0772

Una diferencia porcentual del **0,0772 %**, lo que supone un error pequeño a la hora de usar un programa u otro.

Cálculo de potencias

La diferencia porcentual de la potencia calculada en FEMFFUSION y PARCS se ha calculado para la potencia calculada en todas y cada una de las celdas.

En primer lugar, se ha tenido que normalizar los valores de la potencia de PARCS, dado que ambos programas han devuelto distintos valores de potencia por celda. Como se ha mencionado anteriormente, estos valores son adimensionales.

Para normalizar los valores calculados por PARCS, se ha obtenido la relación entre el valor máximo de potencia obtenido en PARCS y entre el valor máximo de potencia obtenido en FEMFFUSION. De entre las 3978 celdas que componen el núcleo, la celda en la que se obtiene el valor máximo en FEMFFUSION y PARCS es la misma.

A continuación, se divide el valor de la potencia obtenido en todas las celdas, las cuales se encuentran recogidas en un vector, por la relación obtenida anteriormente.

Por último, se realiza el cálculo de la diferencia porcentual de la potencia mediante el vector de la potencia de FEMFFUSION y mediante el vector de la potencia de PARCS con los valores normalizados. Para ello, se suman todos los valores de cada vector obteniéndose así la diferencia porcentual sobre la suma total de todos los valores de potencia de FEMFFUSION y PARCS.

$$Diferencia\ porcentual\ (\%) = \frac{|P_{parcs,norm} - P_{femffusion}|}{P_{parcs,norm}} \cdot 100 \quad (7.3)$$

La diferencia porcentual entre las 3978 celdas de los cálculos hechos por FEMFFUSION y los cálculos hechos por PARCS es de **1,6101 %**. Este es un valor aceptable.

En la Figura 25 se muestra el plano radial 9, con la diferencia porcentual en cada una de sus celdas. Se puede observar que las zonas donde la diferencia es mayor coinciden en que son las zonas limítrofes del núcleo, llegando a una diferencia porcentual de más del 6%. Concretamente, se trata de las celdas que se encuentran cerca del material reflector que envuelve el núcleo.

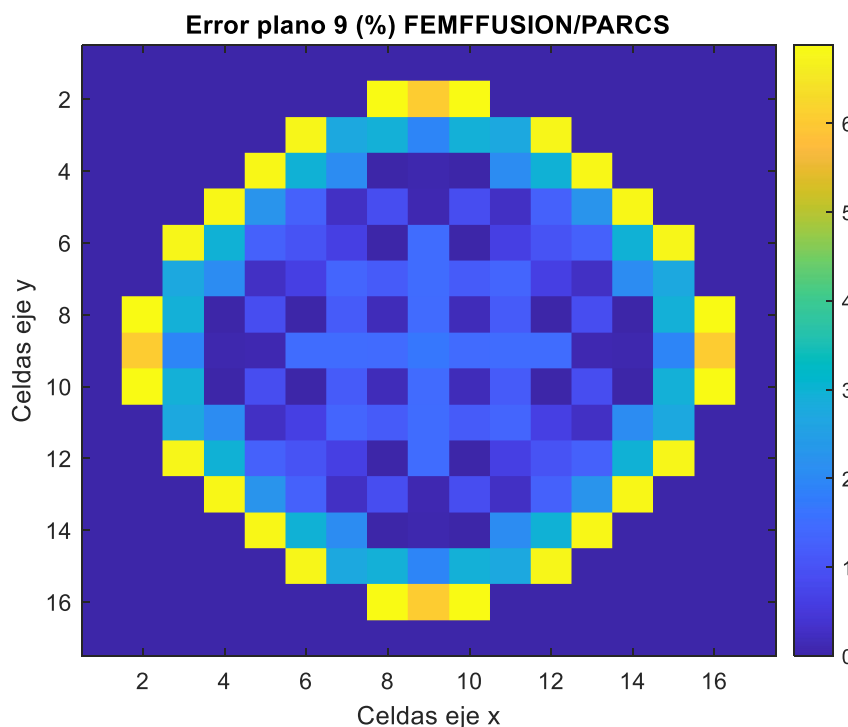


Figura 25. Diferencia porcentual en el plano radial 9 FEMFFUSION/PARCS

7.2. RESULTADOS DEL TRANSITORIO

7.2.1. Resultados obtenidos

Para el cálculo del transitorio, las secciones eficaces de fisión se dividen por la k_{eff} para obtener exactamente el reactor en estado crítico.

Para poder interpretar los resultados correctamente se debe tener claro los eventos que tienen lugar en el transitorio. Se ha simulado un total de 5 segundos porque es el tiempo que tarda la potencia en llegar a un valor más o menos estable.

Cuando el primer suceso tiene lugar a los 0.1 segundos, es decir, cuando se produce la eyección de la barra de control central, la potencia global del reactor aumenta de forma repentina rápidamente. La potencia crece de forma lineal hasta pasados los 2 segundos, momento en el que alcanza un valor 2,75 veces mayor que el inicial. A los 2 segundos se empiezan a introducir las barras de control de seguridad. Esto provoca una mayor absorción de neutrones, que a su vez provoca una disminución de las fisiones producidas, lo cual se traduce en una disminución de la potencia. Cuando las barras de control de seguridad quedan completamente insertadas, la potencia del reactor se ha reducido a un valor menor de la mitad del valor inicial de la potencia anterior al accidente.

Todo esto se puede ver detallado gráficamente en la Figura 26. En esta gráfica, se toma el valor 1 para la potencia calculada en estático antes de que se produzcan perturbaciones. Así, todos los valores que toma la potencia durante el transitorio vienen dados en función de la potencia en el momento inicial.

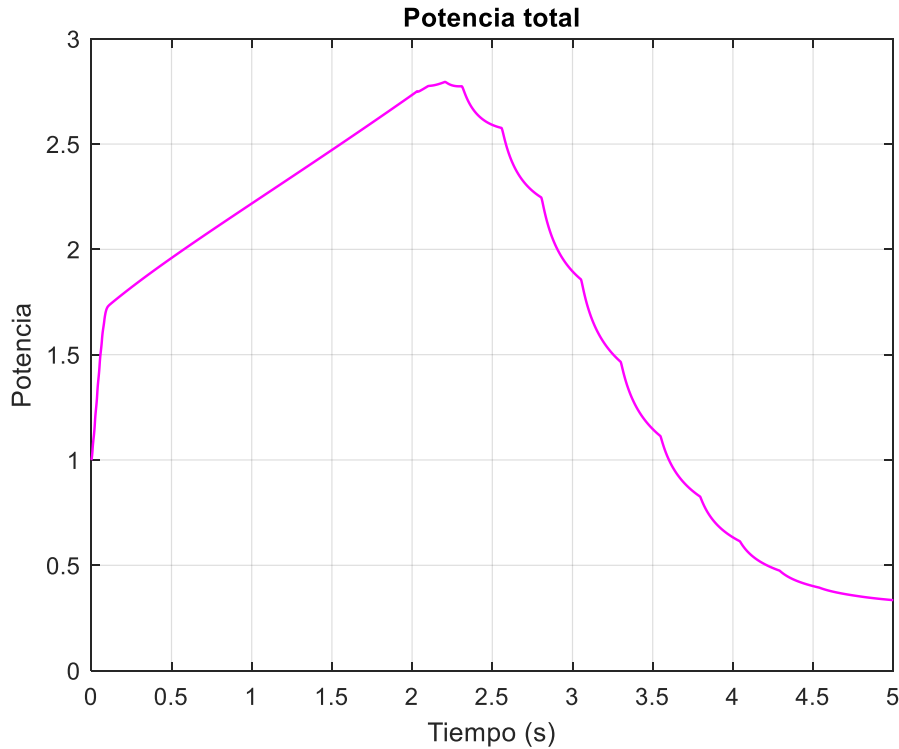


Figura 26. Evolución de la potencia en función del tiempo en el transitorio

A partir del segundo 3, en la Figura 26, se pueden observar unos picos en la potencia relativa. Estos picos en la simulación se deben al *rod cusping* producido por el método de homogeneización de las secciones eficaces al mover las barras. Este problema, que es independiente del código utilizado, se puede resolver utilizando más niveles de celdas axiales u otros métodos de homogeneización (Smith, Rempe, Rhodes, & Stevens, 1992) (Gehin, 1992).

Para una mejor visualización de los resultados obtenidos, se ha representado en la Figura 27 la distribución de la potencia en el plano radial central en distintos momentos del transitorio.

En el momento que se produce la eyección de la barra central, se produce un aumento de la potencia de forma generalizada en todas las celdas del plano, pero por razones obvias, el aumento de potencia se produce de una forma mucho más exagerada en la zona central, es decir, en el lugar que ocupaba la barra de control central antes del accidente.

No obstante, a los 2 segundos empiezan a introducirse las barras de control y la potencia, en general, empieza a verse reducida, aunque la zona central del plano sigue siendo la más peligrosa.

Al cumplirse los 4 segundos desde que se produjese el accidente, la potencia ya se ha visto reducida a niveles inferiores de los que había inicialmente. Además, la celda central deja de ser el lugar en el que más potencia se está produciendo.

Se puede decir que los sistemas de seguridad funcionan, ya que en poco tiempo consiguen detener la reacción de fisión en cadena y cesar la actividad en el reactor. No obstante, para un análisis más completo sería interesante el uso de códigos termohidráulicos para comprobar la temperatura a la que se puede llegar en el núcleo, pero eso no entra dentro de los objetivos de este trabajo, el cual está centrado en la neutrónica.

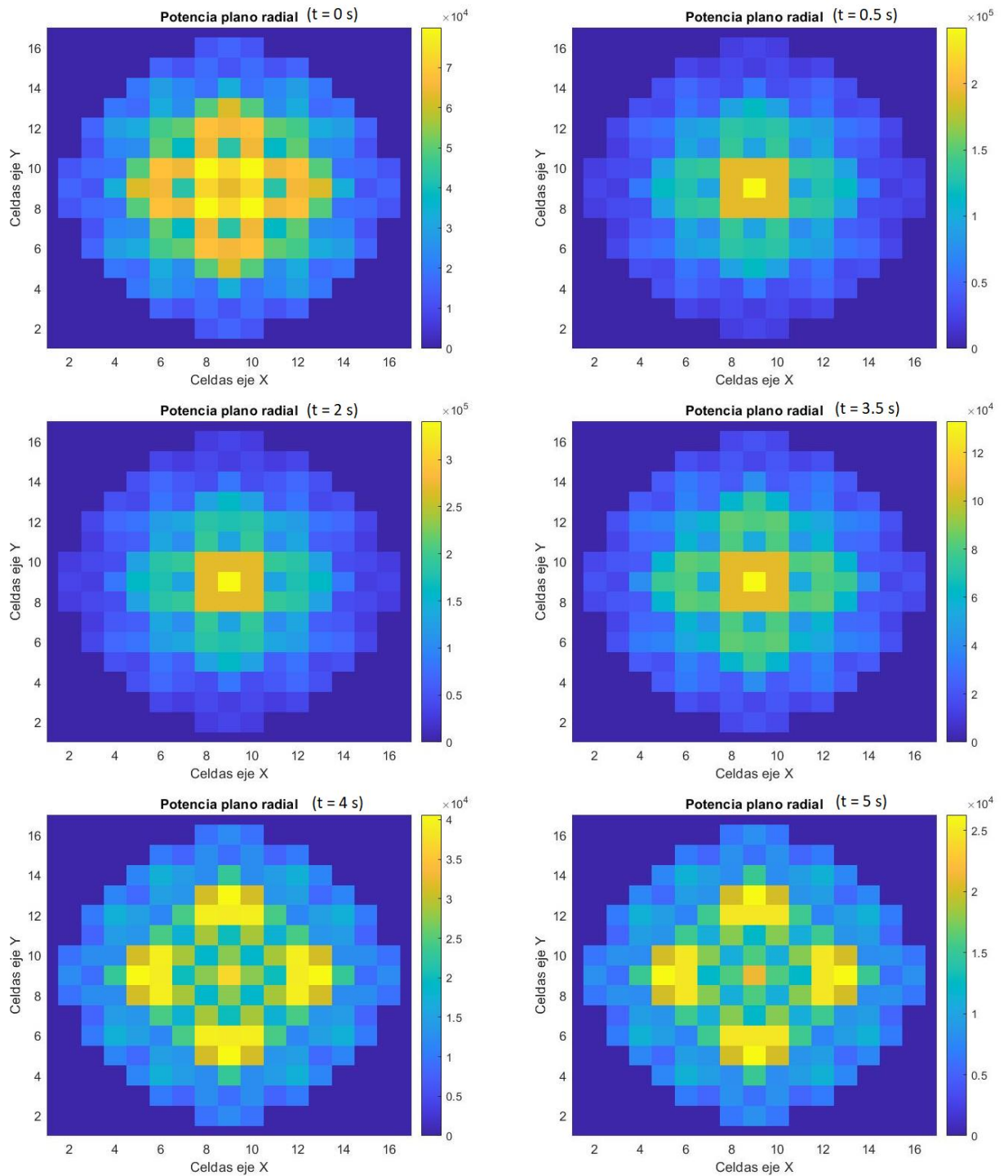


Figura 27. Evolución de la distribución de la potencia en el plano radial central en distintos instantes del transitorio

7.2.2. Cálculo de diferencias entre FEMFFUSION y PARCS

El mismo transitorio se ha simulado en FEMFFUSION y en PARCS, con resultados muy similares. En la Figura 28 se puede ver la evolución de la potencia en función del tiempo obtenida en ambos códigos neutrónicos. A simple vista parecen dos líneas casi idénticas.

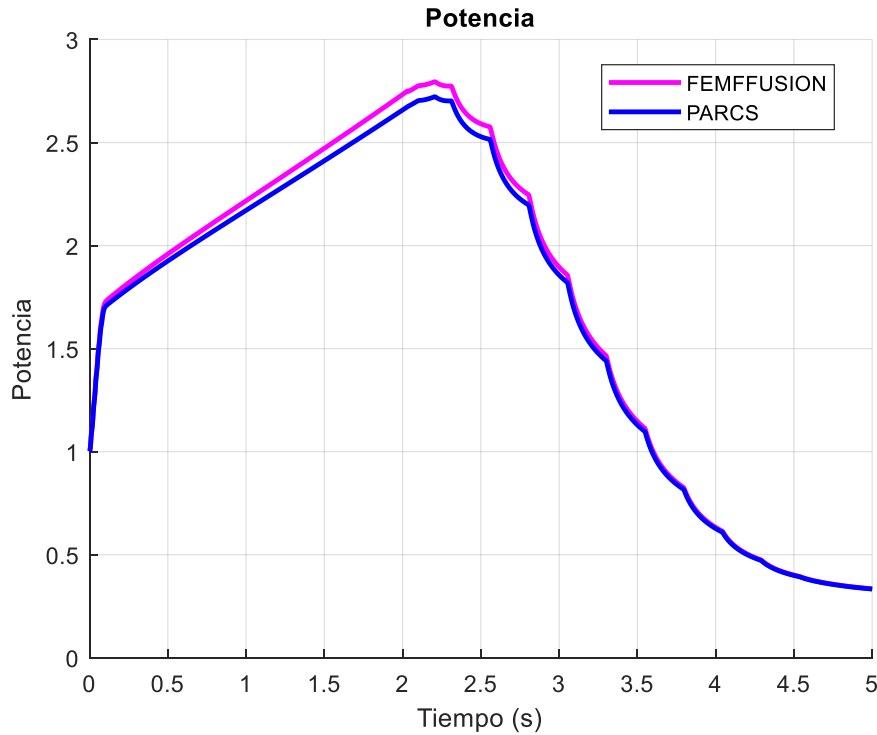


Figura 28. Evolución de la potencia en función del tiempo en FEMFFUSION y PARCS

Para el cálculo del error representado en la Figura 29, se ha hecho uso de la ecuación (7.3). Se ha aplicado la ecuación para cada elemento del vector fila de potencia de PARCS y FEMFFUSION de 5001 elementos. Los valores de estos vectores corresponden al valor de la potencia cada intervalo de 0,001 segundos. Se ha obtenido un nuevo vector fila de 5001 elementos con la diferencia porcentual del cálculo de la potencia entre ambos códigos neutrónicos en cada instante del transitorio.

El resultado obtenido en la gráfica de la Figura 29 da a entender que cuanto mayor es la potencia calculada, mayor es la diferencia entre el cálculo realizado entre ambos códigos.

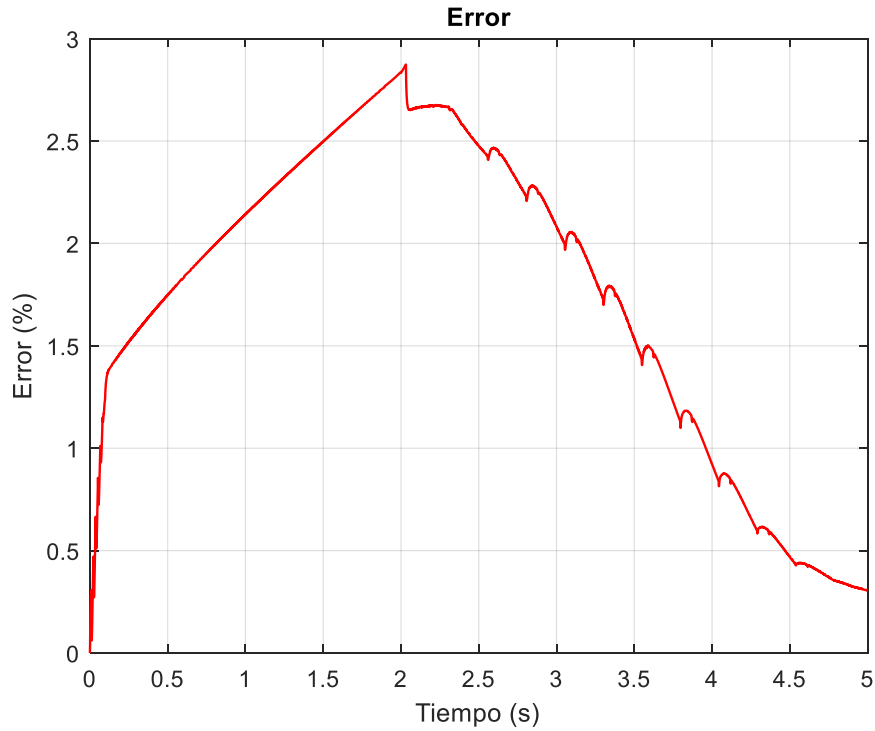


Figura 29. Diferencia porcentual en cada instante de la potencia calculada por FEMFFUSION y PARCS

Diferencia porcentual en la potencia global

Para obtener un único valor para el error de la potencia se ha aplicado la siguiente ecuación

$$Error\ global\ (\%) = \frac{SUM(P_{parcs}) - SUM(P_{femffusion})}{SUM(P_{parcs})} \cdot 100 \quad (7.4)$$

donde P_{parcs} es el vector fila potencia de PARCS y $P_{femffusion}$ es un el vector fila potencia de FEMFFUSION. SUM implica la suma de todos los elementos del vector.

Se obtiene un valor para el error global del **2.1082 %**.

7.3. RESULTADOS EN ECUACIONES SP₃

Para realizar la simulación resolviendo el problema mediante las ecuaciones SP₃ se ha debido de indicar en el input de FEMFFUSION que se utilice la aproximación del transporte de dichas ecuaciones. El resto del input se mantiene en la misma forma.

En este apartado se va a realizar una breve comparación entre los resultados de las simulaciones devueltos por FEMFFUSION utilizando las dos aproximaciones de la ecuación del transporte.

No obstante, es importante mencionar que el problema resuelto durante este trabajo ofrecía todos los datos para ser resuelto mediante las ecuaciones de la difusión, por lo que quizás no se note la mejor aproximación ofrecida por las ecuaciones SP₃.

7.3.1. Comparativa Difusión y SP₃ caso estático

Potencia

Análogamente a como se ha hecho anteriormente con FEMFFUSION y PARCS, esta vez se han calculado las diferencias porcentuales entre las diferentes aproximaciones de la ecuación del transporte.

Para poder estudiar las diferencias más a fondo, se ha obtenido la potencia en cada una de las celdas para cada aproximación. Los valores de la potencia de cada aproximación se han almacenado en un vector de 3978 elementos. Mediante estos vectores se ha calculado la diferencia porcentual de la potencia obtenida entre ambas aproximaciones. Sumando los 3978 valores de cada vector, se obtiene dos valores, uno para las ecuaciones de la difusión y otro para las ecuaciones SP₃. Con estos valores se aplica la ecuación (7.3) y se obtiene una diferencia porcentual del **1,3193 %** en la potencia.

También se ha representado en la Figura 30 la matriz del plano radial 9 con la diferencia porcentual obtenida en cada celda. Se puede observar que las zonas con mayor diferencia son las zonas periféricas del núcleo. También destacan los puntos en los que hay barras de control insertadas con una mayor diferencia.

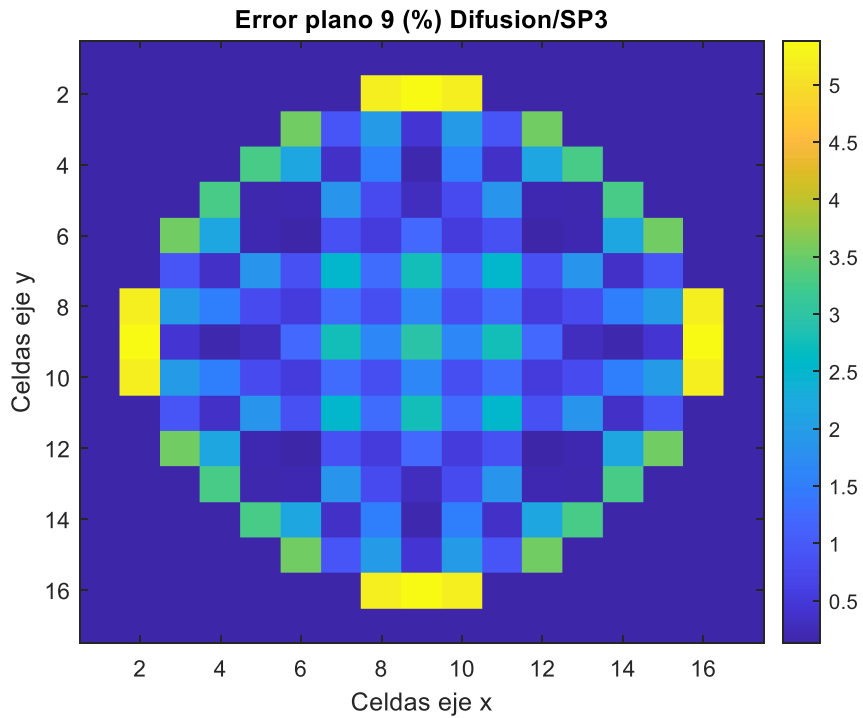


Figura 30. Diferencia porcentual en cada celda del plano radial 9

Factor de multiplicación k_{eff}

Ambos valores obtenidos se encuentran muy cerca de la criticidad. No obstante, el valor de la k_{eff} obtenido mediante las ecuaciones de la difusión es un valor subcrítico mientras que el valor de la k_{eff} obtenido mediante las ecuaciones SP₃ es un valor supercrítico. Pero ambos valores son prácticamente críticos.

En la Tabla 17 se representa los valores para la k_{eff} obtenidos mediante las dos aproximaciones a la ecuación del transporte.

Tabla 17. Valores k_{eff} en ecuaciones de la difusión y en ecuaciones SP3

Valor k_{eff} DIFUSIÓN	0.999865
Valor k_{eff} SP₃	1.00029
Valor diferencia porcentual (%)	0.0425

El valor de la diferencia porcentual es del **0,0425 %**, lo que representa una diferencia muy pequeña.

7.3.2. Comparativa Difusión y SP₃ caso transitorio

En el transitorio, tal y como se puede apreciar en la Figura 32, la evolución de la potencia en función del tiempo es muy similar en ambas aproximaciones.

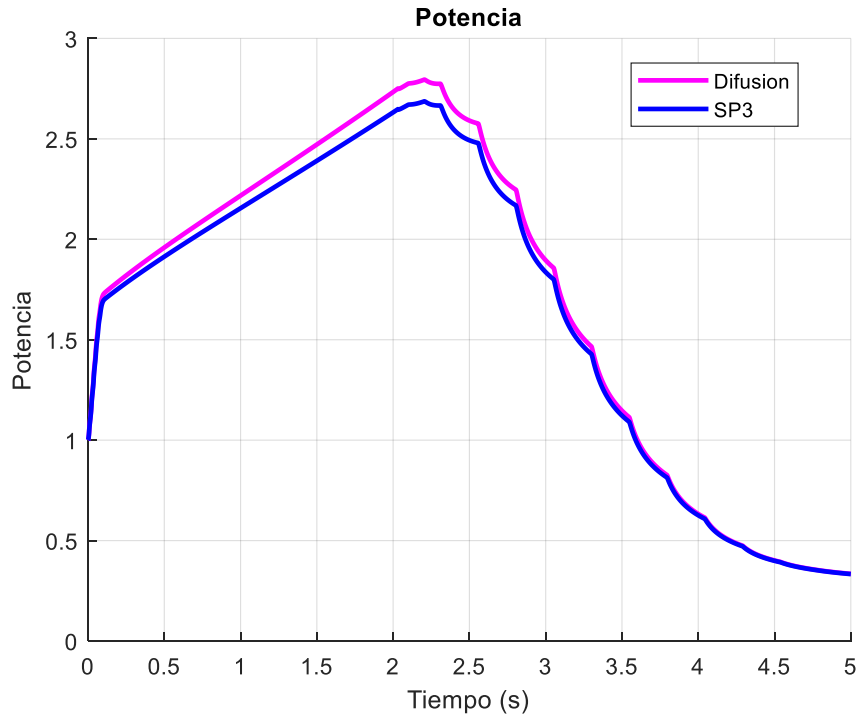


Figura 31. Potencia en función del tiempo obtenida en ecuaciones de la difusión y ecuaciones SP₃

Obteniendo la diferencia porcentual en cada instante del transitorio mediante la ecuación (7.5), es decir, un vector fila de 5001 elementos, se ha obtenido la gráfica representada en la Figura 33.

$$\text{Diferencia porcentual (\%)} = \frac{|P_{SP3} - P_{difusion}|}{P_{SP3}} \cdot 100 \quad (7.5)$$

La mayor diferencia entre la potencia obtenida en las ecuaciones SP₃ y las ecuaciones de la difusión se alcanza en el momento de mayor potencia, es decir, a los dos segundos.

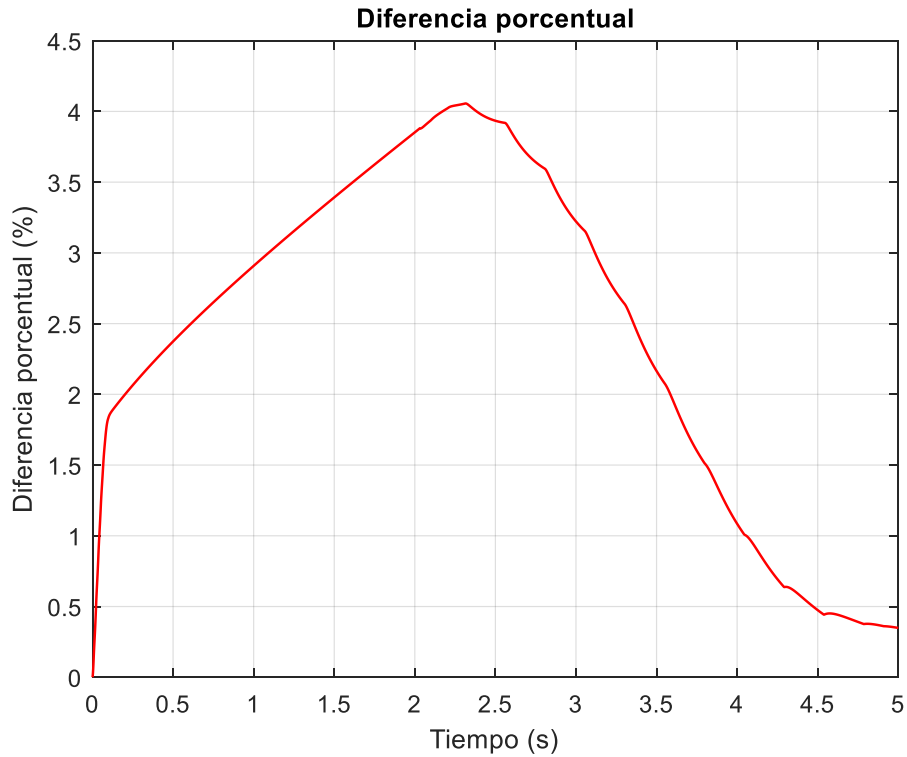


Figura 32. Diferencia porcentual de la potencia en función del tiempo

Siguiendo un proceso igual al cálculo del error entre FEMFFUSION y PARCS se calcula la diferencia porcentual entre la ecuación de la difusión y las ecuaciones SP₃. Se hace mediante la ecuación (7.6).

$$Diferencia\ porcentual\ (\%) = \frac{SUM(P_{SP3}) - SUM(P_{difusion})}{SUM(P_{SP3})} \cdot 100 \quad (7.6)$$

La diferencia porcentual entre el cálculo realizado mediante las ecuaciones SP₃ y el cálculo realizado mediante las ecuaciones de la difusión es del **2,9959 %**.

8. CONCLUSIONES Y LINEAS FUTURAS

En este trabajo se ha caracterizado el estado del núcleo de un reactor nuclear en estado estático, para comprobar la distribución de la potencia, el flujo neutrónico rápido y el flujo neutrónico térmico en todo el núcleo además del factor de multiplicación.

También se ha simulado un transitorio por la eyección de una barra de control en el núcleo y se ha estudiado la evolución de la potencia dentro del reactor. Gracias a este estudio se puede determinar que los sistemas de seguridad basados en la inserción de todas las barras de control son eficaces a la hora de detener el reactor en caso de que este accidente se produjese, al menos desde el punto de vista neutrónico.

Además, las simulaciones se han hecho en dos códigos neutrónicos distintos. Al haber obtenido resultados muy semejantes se ha podido validar del código FEMFFUSION para su uso en cálculos de transitorios definidos a partir de la extracción e introducción de barras de control, dado que las diferencias porcentuales en los resultados obtenidas respecto a los resultados obtenidos en PARCS son muy pequeñas.

Por otro lado, el uso de dos códigos neutrónicos distintos obteniendo resultados muy semejantes es un claro síntoma de que el problema ha sido bien dimensionado en ambos códigos.

La resolución del problema mediante el uso de las ecuaciones SP_3 ha devuelto unos resultados muy similares a los del problema resuelto mediante la ecuación de la difusión. En teoría las ecuaciones SP_3 son una mejor aproximación de la ecuación del transporte, no obstante, en el problema resuelto en este trabajo esto no se ha dejado notar en exceso debido a que los datos del problema han sido pensados para ser resuelto mediante la ecuación de la difusión.

En conclusión, el problema propuesto para el trabajo ha sido dimensionado y resuelto de forma correcta y el código neutrónico FEMFFUSION demuestra ser válido para el estudio del tipo de problemas relaciones con el realizado en el presente TFG, además de tener una gran utilidad a la hora de estudiar el estado de un reactor nuclear y su evolución.

Se puede asegurar que, en el futuro, se van a desarrollar mejores códigos neutrónicos gracias a los avances computacionales que permitirán realizar mejores simulaciones para el estudio de posibles accidentes en reactores nucleares, ya sea reactores que se encuentran en operación actualmente o reactores que se van a construir en el futuro.

9. REFERENCIAS

- Carreño Sánchez, A. (2020). *Integration methods for the time Dependent neutron diffusion equation and other approximations of the neutron transport equation. (Doctorate). Universidad Politécnica de Valencia.*
- Carreño, A., Vidal-Ferrándiz, A., D.Ginestar, & Verdú, G. (2021). *Time-dependent simplified spherical harmonics formulations for a nuclear reactor system.*
- Downar, T., Xu, Y., & Seker, V. (2009). *PARCS v3.0 U.S. NRC Core Neutronics Simulator USER MANUAL. Department of Nuclear Engineering and Radiological Sciences, University of Michigan.*
- Finnemann, H., & A.Galati. (1991). *NEACRP 3-D LWR core transient benchmark final specification.*
- Foro Nuclear. (03 de 08 de 2021). Obtenido de https://rinconeducativo.org/contenidoextra/radiacio/7_energa_nuclear.html
- Foro Nuclear. (03 de 08 de 2021). Obtenido de <https://www.foronuclear.org/descubre-la-energia-nuclear/energia-nuclear-en-espana/>
- Gehin, J. C. (1992). *A quasi-static polynomial nodal method for nuclear reactor analysis.* PhD thesis. Massachusetts Institute of Technology. Dept. of Nuclear Engineering.
- Gelbard, E. (1960). *Application of spherical harmonics method to reactor problems.*
- Hamilton, S., & Evans, T. (2015). *Efficient solution of the simplified PN equations.*
- International Atomic Energy Agency. (01 de 08 de 2021). Obtenido de <https://pris.iaea.org/pris/>
- IPCC. (2014). Obtenido de https://www.ipcc.ch/site/assets/uploads/2018/02/ipcc_wg3_ar5_annex-iii.pdf
- Lewis, E., & Miller, W. F. (1984). *Computational methods of neutron transport.*
- Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico. (01 de 08 de 2021). Obtenido de <https://energia.gob.es/nuclear/Centrales/Paginas/ListadoCentrales.aspx>
- Smith, K. S., Rempe, K. R., Rhodes, J. D., & Stevens, J. G. (1992). Enhancements of the Studvick core management system. En *Proceedings of the Topical Meeting on Advances in Reactor Physics. Vol. 1.* (págs. 117-128). Charleston, SC, USA.
- Stacey, W. M. (1969). *Space-time nuclear reactor kinetics. Vol. 5. Academic Press.*
- Vidal-Ferrándiz, A., A.Carreño, D.Ginestar, & G.Verdú. (2021). *FEMFFUSION. Un código de elementos finitos para el modelado de sistemas nucleares.*
- Westinghouse Electric corporation. (1984). *The westinghouse pressurized water reactor nuclear power plant.*

DOCUMENTO 2: PRESUPUESTO

1. OBJETIVO

En este segundo documento del presente TFG se detallan los gastos económicos que acarrea la realización del trabajo. Para ello, se considera el coste de la mano de obra y los costes del hardware y del software utilizados. Dado que se trata de un trabajo informático, no se puede realizar un presupuesto más elaborado.

2. COSTE MANO DE OBRA

El coste de la mano de obra tendrá en cuenta el número de horas dedicadas tanto por el alumno como por la tutora y la cotutora. Se supone un coste de la mano de obra de 16,42 €/h para el alumno como ingeniero y un coste de 23,61 €/h para la tutora y la cotutora. En la tabla 16 se muestra el número de horas dedicada a cada parte del trabajo. En la tabla 17 se muestra el cálculo del coste de la mano de obra en función del coste supuesto y del número de horas invertidas.

Tabla 18. Número de horas dedicadas

	Horas Alumno	Horas Cotutora	Horas Tutora
1. PLANIFICACIÓN DEL PROYECTO	3	13	13
Reuniones planificación trabajo	3	3	3
Revisiones	-	10	10
2. PREPARACIÓN DEL ALUMNO	45	15	-
Formación en FEMFFUSION	15	5	-
Formación en PARCS	15	5	-
Formación en MATLAB	15	5	-
3. BÚSQUEDA DE INFORMACIÓN	15	-	-
4. CÁLCULOS REALIZADOS	117	-	-
Simulaciones en FEMFFUSION	26	-	-
Simulaciones en PARCS	26	-	-
Cálculos y representaciones en Matlab	55	-	-
Análisis de resultados	10	-	-
5. REDACCIÓN DEL TRABAJO	120	-	-
NÚMERO TOTAL DE HORAS	300	28	13

Tabla 19. Precio mano de obra

Designación	Precio (€/h)	Horas	Total (€)
Alumno	16,42	300	4926
Cotutora	23,61	28	661,08
Tutora	23,61	13	306,93
		Coste total (€)	5894,01

3. COSTE HARDWARE

Para el presupuesto se va a contar con el ordenador propio del alumno, el cual se ha utilizado para realizar el trabajo. Considerando que éste tiene una vida útil de aproximadamente 10 años, y que el proyecto se ha estado realizando durante unos 4 meses, se obtiene una amortización de aproximadamente el 3,33 %, lo cual se traduce en depreciación por parte del equipo. En la tabla siguiente se muestra el coste del hardware.

Tabla 20. Costes hardware

Producto	Cantidad	Coste	Amortización	Depreciación
HP Pavilion Notebook Intel Core i5-8300H/8GB/1TB+128GB SSD/GTX 1050	1u	700 €	3,33 %	23,33 €
			Total hardware	23,33 €

4. COSTE SOFTWARE

En este apartado se va a contabilizar los costes de los softwares necesarios para la realización del trabajo. No obstante, las licencias de los programas utilizados no tienen coste alguno debido a que la universidad la ha proporcionado de forma gratuita, o bien debido a que el software utilizado es de acceso gratuito. En la Tabla 17 se muestra los softwares utilizados durante el trabajo.

Tabla 21. Costes del software

Software	Cantidad	Coste (€)
Licencia Microsoft Office 365	1u	-
Licencia ParaView	1u	-
Licencia Matlab r2021a	1u	-
Licencia de TextPad	1u	-
Licencia AutoCAD 2020	1u	-
Total Software		- €

5. PRESUPUESTO TOTAL

Por último, en la Tabla 18 se muestra el presupuesto total, para el cual se ha tenido en cuenta todos los costes enunciados en los puntos anteriores del documento.

Tabla 22. Costes totales

COSTE TOTAL	
MANO DE OBRA	5894,01 €
SOFTWARE	- €
HARDWARE	23,33 €
TOTAL	5917,34 €

El coste final del presupuesto es de 5.917,34 €.

DOCUMENTO 3: ANEXOS

1. INPUT PARCS

```

!*****
CASEID neacrp-1          NEACRP
!*****
CNTL
    bank_pos    197.122   401.183   37.7
    transient   T
!
!           input  iteration  planar
!           edit   table      power
! print_opt    F       F       T       pin       reac
!           fdbk   flux       planar
!           rho   precurs    flux       Xe       T/H
! print_opt    F       F       T       F       F
!*****
PARAM
!*****
XSEC
=====
comp_num  1
-----
base_macro 0.0562464494428789  0.00026191  0.0000000  0.0000  0.027988
           0.4051354975671610  0.19865000  0.0000000  0.0000
comp_num  2  !reflector
-----
base_macro 0.295613101572662  0.0011878  0.0000000  0.00000  0.023161
           1.963325087367970  0.1986500  0.0000000  0.00000
comp_num  3
-----
base_macro 0.295613101572662  0.0011878  0.0000000  0.0000  0.020081
           1.963325087367970  0.1986500  0.0000000  0.0000
comp_num  4
-----
base_macro 0.227935813274982  0.0084782  0.0050150  6.1479e-14  0.019684
           0.853453499586075  0.0626490  0.0876840  1.1515e-12
comp_num  5
-----
base_macro 0.227733369770673  0.0088239  0.0056085  6.9275e-14  0.019435
           0.844116927076739  0.0700550  0.1042100  1.3685e-12
comp_num  6
-----
base_macro 0.227531285551763  0.0091498  0.0061819  7.6811e-14  0.019195
           0.836365157027558  0.0769240  0.1195100  1.5694e-12
comp_num  7
-----
base_macro 0.227671151788357  0.0090882  0.0055830  6.8996e-14  0.018525
           0.821382222003187  0.0777580  0.1028600  1.3509e-12
comp_num  8
-----
base_macro 0.227671151788357  0.0091752  0.0055741  6.8913e-14  0.018221
           0.814000814000814  0.0803710  0.1022900  1.3433e-12
comp_num  9
-----
base_macro 0.227655602604380  0.0092609  0.0055649  6.8817e-14  0.017919
           0.806770417342337  0.0829900  0.1016600  1.3351e-12

```

```

comp_num 10
!-----
base_macro 0.227484701653814 0.0094110 0.0061564 7.6530e-14 0.018287
0.814537871938356 0.0845300 0.1180400 1.5501e-12

comp_num 11
!-----
base_macro 0.227453656317525 0.0094969 0.0061474 7.6449e-14 0.017985
0.807493540051680 0.0870970 0.1174100 1.5419e-12

comp_num 12
!-----
base_macro 0.0599779281224509 0.0027396 0.0000000 0.0000 0.024796
0.3831417624521070 0.0370640 0.0000000 0.0000

comp_num 13
!-----
base_macro 0.0594951243745575 0.002419 0.0000000 0.0000 0.025209
0.3859901032137540 0.033753 0.0000000 0.0000

delcr_comp 1 1 -5 7 -11 !Barra de control 1
!-----
delcr_base 0.00373220 0.00247770 -0.000102786 -1.214480e-15 -0.00319253
-0.0219926 0.02558750 -0.002823190 -3.702378e-14

delcr_comp 2 6 !Barra de control 2
!-----
delcr_base 0.00374092 0.00242926 -0.000122634 -1.475570e-15 -0.00314239
-0.0167503 0.02564780 -0.003280860 -4.304440e-14

!
!Delayed Neutron Precursor Data
!-----
DNP_NGRP 6
kin_comp 1 1 -13 !Compostions that this set applies
dnp_lambda 0.0128 0.0318 0.119 0.3181 1.4027 3.9286 !decay constants
dnp_beta 0.00034 0.002 0.00183 0.00404 0.00145 0.00034 !beta
neut_velo 2.8e7 4.4e5 ! Neutron Velocities (cm/sec)

!*****
GEOM
geo_dim 17 17 18 !nasyx,nasyy,nz
rad_conf
0 0 0 0 0 0 1 1 1 1 1 0 0 0 0 0 0
0 0 0 0 1 1 2 2 2 2 2 1 1 0 0 0 0
0 0 0 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1 0 0 0
0 0 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1 0 0
0 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1 0
0 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1 0
1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1
1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1
1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1
1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1
0 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1 0
0 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1 0
0 0 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1 0 0
0 0 0 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1 0 0 0
0 0 0 0 1 1 2 2 2 2 2 1 1 0 0 0 0
0 0 0 0 0 0 1 1 1 1 1 0 0 0 0 0 0
grid_x 17*21.606
neutmesh_x 17*4
grid_y 17*21.606
neutmesh_y 17*4
grid_z 30.0 7.7 11.0 15.0 10*30.0 12.8 12.8 8.0 30.0
boun_cond 1 1 1 1 1 1 !ibcw,ibce,ibcn,ibcs,ibcb,ibct

```


Planar_Reg 1

```

                2 2 2 2 2
                2 2 3 1 1 1 1 1 3 2 2
                2 3 1 1 1 1 1 1 1 1 3 2
    2 3 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 3 2
    2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2
    2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2
    2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2
    2 3 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 3 2
    2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2
    2 3 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 3 2
                2 3 1 1 1 1 1 1 3 2
                2 3 1 1 1 1 1 1 3 2
                2 2 3 1 1 1 3 2 2
                2 2 2 2 2

```

Planar_Reg 2

```

                2 2 2 2 2
                2 2 3 6 6 6 3 2 2
                2 3 6 6 6 5 4 5 4 5 6 6 3 2
    2 3 6 4 5 4 5 4 5 4 5 4 6 3 2
    2 6 6 5 4 5 4 5 4 5 4 5 6 6 2
    2 3 6 5 4 5 4 5 4 5 4 5 6 3 2
    2 6 6 4 5 4 5 4 5 4 5 4 6 6 2
    2 6 4 5 4 5 4 5 4 5 4 5 4 6 2
    2 6 6 4 5 4 5 4 5 4 5 4 6 6 2
    2 3 6 5 4 5 4 5 4 5 4 5 6 3 2
    2 6 6 5 4 5 4 5 4 5 4 5 6 6 2
    2 3 6 4 5 4 5 4 5 4 5 4 6 3 2
    2 3 6 6 5 4 5 4 5 6 6 3 2
                2 3 6 6 6 4 6 6 3 2
                2 2 3 6 6 6 3 2 2
                2 2 2 2 2

```

Planar_Reg 3

```

                2 2 2 2 2
                2 2 3 6 6 6 3 2 2
                2 3 6 6 11 4 11 6 6 3 2
    2 3 6 4 8 4 8 4 8 4 8 6 3 2
    2 6 10 8 4 8 4 8 4 9 4 8 4 8 10 6 2
    2 3 6 8 4 8 4 8 4 8 4 8 6 3 2
    2 6 11 4 8 4 8 4 9 4 8 4 8 4 11 6 2
    2 6 4 7 4 9 4 9 4 9 4 9 4 7 4 6 2
    2 6 11 4 8 4 8 4 9 4 8 4 8 4 11 6 2
    2 3 6 8 4 8 4 8 4 8 4 8 6 3 2
    2 6 10 8 4 8 4 9 4 8 4 8 10 6 2
    2 3 6 4 8 4 8 4 8 4 8 4 6 3 2
    2 3 6 10 8 4 7 4 8 10 6 3 2
                2 3 6 6 11 4 11 6 6 3 2
                2 2 3 6 6 6 3 2 2
                2 2 2 2 2

```

Planar_Reg 4

```
      2 2 2 2 2
      2 2 3 1 1 1 3 2 2
      2 3 1 12 1 12 1 12 1 3 2
      2 3 1 1 1 12 1 12 1 1 1 3 2
      2 3 1 12 1 12 1 1 1 12 1 12 1 3 2
      2 1 1 1 13 1 1 1 1 13 1 1 1 2
      2 3 12 1 12 1 12 1 12 1 12 1 12 3 2
      2 1 1 12 1 1 1 13 1 13 1 1 1 12 1 1 2
      2 1 12 1 1 1 12 1 12 1 12 1 1 1 12 1 2
      2 1 1 12 1 1 1 13 1 13 1 1 1 12 1 1 2
      2 3 12 1 12 1 12 1 12 1 12 1 12 3 2
      2 1 1 1 13 1 1 1 1 13 1 1 1 2
      2 3 1 12 1 12 1 1 1 12 1 12 1 3 2
      2 3 1 1 1 12 1 12 1 1 1 3 2
      2 3 1 12 1 12 1 12 1 12 1 3 2
      2 2 3 1 1 1 3 2 2
      2 2 2 2 2
```

PR_Assign 1 2 15*3 4

cr_axinfo 0.0 1.0

bank_conf

```
      0 0 0 0 0
      0 0 0 0 0 0 0 0
      0 0 0 3 0 3 0 3 0 0 0
      0 0 0 0 0 3 0 3 0 0 0 0 0
      0 0 0 3 0 3 0 0 0 3 0 3 0 0 0
      0 0 3 0 3 0 3 0 3 0 3 0 3 0 0
      0 0 0 3 0 0 0 2 0 2 0 0 0 3 0 0 0
      0 0 3 0 3 0 3 0 3 0 3 0 3 0 3 0 0
      0 0 0 0 2 0 0 0 0 0 2 0 0 0 0
      0 0 0 3 0 3 0 0 0 3 0 3 0 0 0
      0 0 0 0 0 3 0 3 0 0 0 0 0
      0 0 0 3 0 3 0 3 0 3 0 0 0
      0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0
      0 0 0 0 0 0 0 0 0 0
```

!
!*****

TH

!*****

TRAN

```
time_step      5.00 0.001 1.0 1.0 !tend,delt0,tswitch,texpand
move_bank      1 0.0 197.12212237 0.1 401.1830036
move_bank      2 0.0 401.1830036 2.0 401.1830036 5.0 37.7
```

.

2. INPUT FEMFFUSION

2.1. "ARCHIVO.PRM"

```
# NEACRP
# -----

# Dimension of the problem (1, 2 or 3)
set Dimension          = 3

# Transport Approximation used (Diffusion | SPN )
set Transport_Appr     = Diffusion

# Number of eigenvalues required
set N_Eigenvalues      = 1

set Energy_Groups =2

# REACTOR and MESH DEFINITION
# Finite element degree
set FE_Degree          = 3

# Global Refinements of the mesh:
set N_Refinements     = 0

# Number of cells per dimension
set Mesh_Size         = 17 17 18

# Pitch of the cells
set Cell_Pitch_x      = 17* 21.606
set Cell_Pitch_y      = 17* 21.606
set Cell_Pitch_z      = 30 7.7 11 15 10* 30 12.8 12.8 8 30

# Set the first and last existing cell every row in the reactor plant
set Geometry_Points   = 7 11 5 13 4 14 3 15 2 16 2 16 1 17 1 17 1 17 1 17 1 17
2 16 2 16 3 15 4 14 5 13 7 11

# Boundary Conditopns (LEFT RIGHT TOP BOTTOM UP DOWN) (0 = ZeroFlux) (1
Simetria) (2 Albedo) (3 Vaccum, beta=0)
set Boundary_Conditions = 0 0 0 0 0 0

# OUT OPTIONS
# True/false - Make a .vtk file with the output
set Output_Flag       = true

# True/false - Print the grid in .eps
set Print_Grid_Flag   = false

# Number of Refinements per cell in the .vtk output
set Out_Refinements   = 3

# FILEAMES
# Filename where it is stored the material cross section
set XSECS_Filename    = NEACRP_2/3D_NEACRP_1.xsec

# Filename where will be written the output
set Output_Filename    = NEACRP_2/3D_NEACRP_1.out

# Filename where it is defined the movement of the banks
set Bar_Filename       = NEACRP_2/3D_NEACRP_1.bar

set P_Init = false
```

```

#
# TIME PARAMETERS
# Delta time of the iteration
set Time_Delta = 0.001

# Final time of the computation
set Time_End = 5.0

# INSTABILITY
# Time Scheme used to solve the time equation Distributed or Modal_Kinetics
set Time_Scheme = Distributed

# Distribution of the instability: Flux_Distributed or Single_Material or Rods
set Type_Perturbation = Rods

```

2.2. "ARCHIVO.XSEC"

```

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

```

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

PLANE 4

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

PLANE 5

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

PLANE 6

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

PLANE 7

1 2 2 2 2 2
 2 2 2 3 6 6 6 3 2 2
 3 2 3 6 6 11 4 11 6 6 3 2
 4 2 3 6 10 8 4 7 4 8 10 6 3 2

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

PLANE 8

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

PLANE 9

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

PLANE 10

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

PLANE 11

```

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

```

PLANE 12

```

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

```

PLANE 13

```

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

```

PLANE 14

```

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

```

```

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

```

```

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

```

```

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

```

```

PLANE 18
1              2 2 2 2 2
2              2 2 3 1 1 1 3 2 2
3              2 3 1 12 1 12 1 12 1 3 2
4              2 3 1 1 1 12 1 12 1 1 1 3 2
5              2 3 1 12 1 12 1 1 1 12 1 12 1 3 2
6              2 1 1 1 13 1 1 1 1 1 13 1 1 1 2
7              2 3 12 1 12 1 12 1 12 1 12 1 12 1 12 3 2
8              2 1 1 12 1 1 1 13 1 13 1 1 1 12 1 1 2
9              2 1 12 1 1 1 12 1 12 1 12 1 1 1 12 1 2
10             2 1 1 12 1 1 1 13 1 13 1 1 1 12 1 1 2

```



```

11      2 3 12 1 12 1 12 1 12 1 12 1 12 1 12 3 2
12      2 1 1 1 13 1 1 1 1 13 1 1 1 2
13      2 3 1 12 1 12 1 1 1 12 1 12 1 3 2
14      2 3 1 1 1 12 1 12 1 1 1 3 2
15      2 3 1 12 1 12 1 12 1 3 2
16      2 2 3 1 1 1 3 2 2
17      2 2 2 2 2

```

XSecs 15 # Number of materials defined

#	Sigma_tr1	Sigma_a1	nuSigma_f1	Sigma_f1
Sigma_12				
#	Sigma_tr2	Sigma_a2	nuSigma_f2	Sigma_f2
# Mat 1				
1	0.0562464494428789 0.0279880 0.4051354975671610	0.00026191 0.19865000	0.0000000 0.0000000	0.000000000000000000
# Mat 2				
2	0.2956131015726620 0.000000000000000000 1.9633250873679700	0.00118780 0.0231610 0.19865000	0.0000000 0.0000000	0.000000000000000000
# Mat 3				
3	0.2956131015726620 0.000000000000000000 1.9633250873679700	0.00118780 0.0200810 0.19865000	0.0000000 0.0000000	0.000000000000000000
# Mat 4				
4	0.2279358132749820 0.0196840 0.8534534995860750	0.00847820 0.06264900	0.0050150 0.0876840	0.000000000000061479 0.000000000001151500
# Mat 5				
5	0.2277333697706730 0.0194350 0.8441169270767390	0.00882390 0.07005500	0.0056085 0.1042100	0.000000000000069275 0.000000000001368500
# Mat 6				
6	0.2275312855517630 0.0191950 0.8363651570275580	0.00914980 0.07692400	0.0061819 0.1195100	0.000000000000076811 0.000000000001569400
# Mat 7				
7	0.2276711517883570 0.0185250 0.8213822220031870	0.00908820 0.07775800	0.0055830 0.1028600	0.000000000000068996 0.000000000001350900
# Mat 8				
8	0.2276711517883570 0.0182210 0.8140008140008140	0.00917520 0.08037100	0.0055741 0.1022900	0.000000000000068913 0.000000000001343300
# Mat 9				
9	0.2276556026043800 0.0179190 0.8067704173423370	0.00926090 0.08299000	0.0055649 0.1016600	0.000000000000068817 0.000000000001335100
# Mat 10				
10	0.2274847016538140 0.0182870 0.8145378719383560	0.00941100 0.08453000	0.0061564 0.1180400	0.000000000000076530 0.000000000001550100
# Mat 11				
11	0.2274536563175250 0.0179850 0.8074935400516800	0.00949690 0.08709700	0.0061474 0.1174100	0.000000000000076449 0.000000000001541900
# Mat 12				
12	0.0599779281224509 0.0247960 0.3831417624521070	0.00273960 0.03706400	0.0000000 0.0000000	0.000000000000000000 0.000000000000000000
# Mat 13				
13	0.0594951243745575 0.0252090 0.3859901032137540	0.00241900 0.03375300	0.0000000 0.0000000	0.000000000000000000 0.000000000000000000

```

# Mat 14 barra control-material 4
14 0.2316680132749820 0.01095590 0.004912214
0.00000000000006026452 0.01649147
0.8314608995860750 0.08823650 0.084860810
0.00000000000111447622
# Mat 15 barra control-material 6
15 0.2312722055517630 0.01157906 0.006059266
0.00000000000007533543 0.01605261
0.8196148570275580 0.10257180 0.116229140
0.00000000000152635560

```

```

Precursors 6
# beta lambda
1 0.00034 0.0128
2 0.002 0.0318
3 0.00183 0.119
4 0.00404 0.3181
5 0.00145 1.4027
6 0.00034 3.9286

```

```

Velocity
2.8e7 4.4e5

```

2.3. "ARCHIVO.BAR"

```

# Bank_conf represents the position of the bars
Bank_Configuration

```

```

1 0 0 0 0 0
2 0 0 0 0 0 0 0 0 0
3 0 0 0 4 0 3 0 4 0 0 0
4 0 0 0 0 0 3 0 3 0 0 0 0
5 0 0 0 3 0 3 0 0 0 3 0 3 0 0 0
6 0 0 0 0 2 0 0 0 0 0 2 0 0 0 0
7 0 0 4 0 3 0 3 0 3 0 3 0 3 0 4 0 0
8 0 0 0 3 0 0 0 2 0 2 0 0 0 3 0 0 0
9 0 0 3 0 0 0 3 0 1 0 3 0 0 0 3 0 0
10 0 0 0 3 0 0 0 2 0 2 0 0 0 3 0 0 0
11 0 0 4 0 3 0 3 0 3 0 3 0 3 0 4 0 0
12 0 0 0 0 2 0 0 0 0 0 2 0 0 0 0
13 0 0 0 3 0 3 0 0 0 3 0 3 0 0 0
14 0 0 0 0 0 3 0 3 0 0 0 0 0
15 0 0 0 4 0 3 0 4 0 0 0
16 0 0 0 0 0 0 0 0 0
17 0 0 0 0 0

```

```

BarsTopPosition 401.1830036

```

```

Move_Banks 4 # n of moveable Bars defined

```

#	bar_num	mat_bar	Points_defined	Initial t_0	Initial h_0	End t_1	End h_1
1	14		2	0.0	197.12212237	0.1	
2	14		3	0.0	401.1830036	2.0	
3	14	5.0	37.7	0.0	37.7	5.0	37.7
4	15		2	0.0	37.7	5.0	37.7

3. MATLAB PROBLEMA ESTÁTICO

```
clear all;
%% carga de datos
%Aquí se recogen los datos del output de FEMFFUSION

file_f='NEACRP_fe.out';

% La función parse recoge los valores numéricos del archivo en las 324 filas
siguientes a partir de la palabra 'Neutronic Power'
% Todos los valores de la potencia (3978) se recogen en un vector

power_ds_vector=parse(file_f,324,1, 'Neutronic Power');

%Ahora se recogen los valores de la potencia en PARCS
file_p='neacrp.out';
parcsp=parse(file_p,342,1, 'Planar Power Distribution at Plane          1');

%La matriz que se obtiene de PARCS en el output no incluye el material reflector
como FEMFFSUON. Este bucle sirve para cubrir de ceros las matrices obtenidas y
así obtener un vector con valores de potencia del mismo tamaño que FEMFFUSION
para poder realizar cálculos
aux=zeros(1,3978);
for i=0:17
aux((8+221*i):(12+221*i))=parcsp((1+177*i):(5+177*i));
aux((16+221*i):(24+221*i))=parcsp((6+177*i):(14+177*i));
aux((27+221*i):(37+221*i))=parcsp((15+177*i):(25+177*i));
aux((40+221*i):(52+221*i))=parcsp((26+177*i):(38+177*i));
aux((55+221*i):(67+221*i))=parcsp((39+177*i):(51+177*i));
aux((70+221*i):(84+221*i))=parcsp((52+177*i):(66+177*i));
aux((87+221*i):(101+221*i))=parcsp((67+177*i):(81+177*i));
aux((104+221*i):(118+221*i))=parcsp((82+177*i):(96+177*i));
aux((121+221*i):(135+221*i))=parcsp((97+177*i):(111+177*i));
aux((138+221*i):(152+221*i))=parcsp((112+177*i):(126+177*i));
aux((155+221*i):(167+221*i))=parcsp((127+177*i):(139+177*i));
aux((170+221*i):(182+221*i))=parcsp((140+177*i):(152+177*i));
aux((185+221*i):(195+221*i))=parcsp((153+177*i):(163+177*i));
aux((198+221*i):(206+221*i))=parcsp((164+177*i):(172+177*i));
aux((210+221*i):(214+221*i))=parcsp((173+177*i):(177+177*i));
end
power_parcs_vector=aux;

%% calculo errores
% Se normaliza el vector parcs
power_parcs_norm=power_parcs_vector/(max(power_parcs_vector)/max(power_ds_vector)
);
% Se calcula el error de la potencia y el error de la keff
Error_potencia=(sum(abs(power_ds_vector-
power_parcs_norm))/sum(power_parcs_norm))*100
Error_keff=(abs(0.9990936-0.999865))/0.999865)*100

%% Dibujos gráficas

%dibujo potencia plano central (9) Femffusion
%En primer lugar se seleccionan las celdas correspondientes al plano 9 y se
guardan en un vector
power_central=power_ds_vector(1769:1989);

%Se monta una matriz 17X17 con los valores del vector creado. Los valores NaN
representan las celdas vacías, es decir, en las que no hay reactor
power_central_completa=[NaN, NaN, NaN, NaN, NaN, NaN, power_central(1:5), NaN,
NaN, NaN, NaN, NaN, NaN, NaN, NaN, NaN, power_central(6:14),NaN, NaN, NaN,
NaN, NaN, NaN, NaN, power_central(15:25),NaN, NaN, NaN, NaN, NaN,
power_central(26:38), NaN, NaN, NaN, power_central(39:53), NaN, NaN,
power_central(54:68), NaN, power_central(69:153), NaN, power_central(154:168),
NaN, NaN, power_central(169:183), NaN, NaN, NaN, power_central(184:196), NaN,
NaN, NaN, NaN, NaN, power_central(197:207), NaN, NaN, NaN, NaN, NaN, NaN, NaN,
```

```

power_central(208:216), NaN, NaN, NaN, NaN, NaN, NaN, NaN, NaN, NaN, NaN,
power_central(217:221), NaN, NaN, NaN, NaN, NaN, NaN];
power_central_cuadrada=reshape(power_central_completa,17,17);

%Se representa la matriz creada para la potencia del plano radial 9
imagesc(power_central_cuadrada)
title('Potencia plano radial central')
xlabel('Celdas eje x');
ylabel('Celdas eje y');

%dibujo potencia axial plano central Femffusion
planta_axial=power_ds_vector';
plano_axial=[planta_axial(103:119), planta_axial(324:340), planta_axial(545:561),
planta_axial(766:782), planta_axial(987:1003), planta_axial(1208:1224),
planta_axial(1429:1445), planta_axial(1650:1666), planta_axial(1871:1887),
planta_axial(2092:2108), planta_axial(2313:2329), planta_axial(2534:2550),
planta_axial(2755:2771), planta_axial(2976:2992), planta_axial(3197:3213),
planta_axial(3418:3434), planta_axial(3639:3655), planta_axial(3860:3876)];
plano_axial=plano_axial';
plano_axial_cuadrado=reshape(plano_axial,18,17);
figure4=figure;
imagesc(plano_axial_cuadrado);
hold on
title('Potencia plano Axial Central')
xlabel('Celdas eje x');
ylabel('Celdas eje z');
hold off

%dibujo error en plano 9
% Se calcula el error en cada una de las celdas del plano 9
power_central_parcs=power_parcs_norm(1769:1989);
Error_plano_9=(abs(power_central-
power_central_parcs))./(power_central_parcs))*100;

% Se representa una matriz con el error obtenido en cada una de las celdas
Error_plano_9_completa=[NaN, NaN, NaN, NaN, NaN, NaN, Error_plano_9(1:5), NaN,
NaN, NaN, NaN, NaN, NaN, NaN, NaN, NaN, NaN, Error_plano_9(6:14), NaN, NaN, NaN,
NaN, NaN, NaN, NaN, Error_plano_9(15:25), NaN, NaN, NaN, NaN, NaN,
Error_plano_9(26:38), NaN, NaN, NaN, Error_plano_9(39:53), NaN, NaN,
Error_plano_9(54:68), NaN, Error_plano_9(69:153), NaN, Error_plano_9(154:168),
NaN, NaN, Error_plano_9(169:183), NaN, NaN, NaN, Error_plano_9(184:196), NaN,
NaN, NaN, NaN, NaN, Error_plano_9(197:207), NaN, NaN, NaN, NaN, NaN, NaN, NaN,
Error_plano_9(208:216), NaN, NaN, NaN, NaN, NaN, NaN, NaN, NaN, NaN, NaN, NaN,
Error_plano_9(217:221), NaN, NaN, NaN, NaN, NaN, NaN];
Error_plano_9_cuadrado=reshape(Error_plano_9_completa,17,17);
figure5=figure;
imagesc(Error_plano_9_cuadrado);
hold on
title('Error plano 9 (%) FEMFFUSION/PARCS')
xlabel('Celdas eje x');
ylabel('Celdas eje y');
hold off

```