



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO
PROGRAMA DE MAESTRÍA Y DOCTORADO EN INGENIERÍA
ENERGÍA-SISTEMAS ENÉRGÉTICOS.

*Evaluación neutrónica de la incorporación de combustible MOX para
reactores nucleares AP-1000*

TESIS
PARA OPTAR POR EL GRADO DE:
MAESTRO EN INGENIERÍA

PRESENTA:
Ing. Emilio Javier Yañez Ruiz Labranderá

TUTOR
Dr. Juan Luis Francois Lacouture Facultad de Ingeniería

Ciudad Universitaria, Cd. Mxm, noviembre 2017.



Universidad Nacional
Autónoma de México

Dirección General de Bibliotecas de la UNAM

Biblioteca Central



UNAM – Dirección General de Bibliotecas
Tesis Digitales
Restricciones de uso

DERECHOS RESERVADOS ©
PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL

Todo el material contenido en esta tesis esta protegido por la Ley Federal del Derecho de Autor (LFDA) de los Estados Unidos Mexicanos (México).

El uso de imágenes, fragmentos de videos, y demás material que sea objeto de protección de los derechos de autor, será exclusivamente para fines educativos e informativos y deberá citar la fuente donde la obtuvo mencionando el autor o autores. Cualquier uso distinto como el lucro, reproducción, edición o modificación, será perseguido y sancionado por el respectivo titular de los Derechos de Autor.

JURADO ASIGNADO:

Presidente: Dra. Martín Del Campo Márquez Cecilia

Secretario: Dr. Nuñez Carrera Alejandro

Vocal: Dr. François Lacouture Juan Luis

1^{er}. Suplente: M.C. Salazar Salazar Edgar

2^do. Suplente: Dr. López Solís Roberto Carlos

Ciudad de México, noviembre 2017.

TUTOR DE TESIS:

Dr. Juan Luis François Lacouture

FIRMA

Agradecimientos.

A la Universidad Nacional Autónoma de México (UNAM) por brindarme la oportunidad de formar parte de ella.

Al Consejo Nacional de Ciencia y Tecnología (CONACYT) por el apoyo económico brindado.

A el Dr. Juan Luis Francois Lacouture por el apoyo incondicional brindado, incluso antes de mi llegada a México, por su vasto dominio en el área nuclear, y su magistral tutoría en esta investigación.

A los profesores del posgrado.

A mis amigos cubanos y mexicanos.

Dedicado a:

A mi familia, en especial a mi querida hermana Ailen.

Resumen

La actual y futura preocupación con respecto al destino de los desechos nucleares, y el interés de sacar un mayor rendimiento de los mismos, inclinan a varios sectores de la industria nuclear a introducir en sus reactores combustible con mezclas de óxidos de uranio y plutonio (MOX). México ha mostrado cierto interés en la incorporación de reactores AP-1000 en su parque nuclear, debido a la gran seguridad y eficiencia de estos reactores. Existen reactores nucleares de agua a presión operando en la actualidad con cargas de MOX, alrededor del 30% del combustible del núcleo. En este trabajo de investigación se estudiaron diferentes parámetros nucleares, con el objetivo de determinar el comportamiento del reactor AP-1000 para cargas de MOX por encima del 30% y hasta el 100% de este tipo de combustible en su núcleo. Para tal propósito, fueron estudiados y empleados los códigos de cálculo nuclear DRAGON-DONJON, desarrollados por la escuela Politécnica de Montreal (Canadá). Se modelaron en DRAGON los ensambles de combustible de UO_2 tradicionales y los ensambles de MOX, los cuales fueron exportados, vía bancos de datos nucleares, a DONJON, y se cargó el núcleo del AP-1000 con cargas del 32%, 50%, 70% y 100% de MOX. Con el incremento de ensambles de MOX en el núcleo, se obtuvieron resultados que demuestran el gradual deterioro en los parámetros nucleares de mayor importancia. Obtuvimos resultados que alertan sobre las consecuencias de realizar cargas del núcleo con 100% de MOX, sin modificar algunos aspectos de seguridad del mismo, dado que algunos coeficientes de reactividad pueden llegar a ser positivos, para las concentraciones de plutonio empleadas en esta investigación. Los resultados obtenidos reflejaron la posibilidad de realizar cargas seguras, de hasta el 70% de MOX en el núcleo del AP-1000, bajo las consideraciones establecidas.

Abstract

The current and future concern with respect to the disposal of nuclear waste, and the desire of achieving a higher utilization of them, move various sectors of the nuclear industry to introduce, in their reactors, mixtures of uranium and plutonium oxides (MOX) fuel. México has shown some interest in the incorporation of AP-1000 reactors in its nuclear park, due to the high safety and efficiency of these reactors. Currently, there are PWR reactors operating with MOX loads, with around 30% of fuel in the core. In this research, different nuclear parameters were studied to determine the performance of the AP-1000 reactor, for MOX loads above 30% and up to 100% fuel in the core. For this purpose, the nuclear codes DRAGON-DONJON were studied and used; these codes have been developed by the Polytechnic School of Montreal (Canada). The traditional UO_2 fuel assemblies, and the MOX assemblies were modeled with DRAGON, which were exported, through nuclear data banks, to DONJON, and the AP-1000 core was charged with 32%, 50%, 70% and 100% MOX loads. With the increase of MOX assemblies in the core, a gradual deterioration of important nuclear parameters was observed. We obtained results that alert us about the consequences of loading the core with 100% of MOX, without modifying some safety features, since some reactivity coefficients can be positive for the plutonium concentrations used in this research. The results obtained showed the possibility of performing safe loads, up to 70% of MOX in the core of the AP-1000, under the stated considerations.

Índice

<i>Agradecimientos</i>	3
<i>Dedicado a:</i>	4
Resumen.....	5
Abstract	6
Índice	7
Índice de figuras	10
Índice de Tablas.....	12
Introducción	13
Novedad y actualidad del tema	14
Necesidad e importancia del trabajo	15
Problema científico	16
Hipótesis.....	16
Objetivo general.....	17
Objetivos específicos.....	17
Tareas	17
Capítulo 1. Reactor AP-1000	19
1.1. Reactor AP-1000.....	19
1.2. Características principales y de operación del AP-1000	20
1.3. Núcleo del reactor.....	22
1.4. Sistema de refrigeración del reactor.....	23
1.4.1. Generadores de vapor.....	24
1.4.2. Presurizador	25
1.4.3. Bombas de refrigeración	25

1.5. Sistemas pasivos.....	26
Capítulo 2. Combustible de óxidos de uranio y plutonio MOX.....	31
2.1. MOX historia y actualidad.....	31
2.2. Descripción del MOX y sus ventajas.....	35
2.3. Producción del MOX.....	39
2.4. Uso de MOX en reactores rápidos	42
Capítulo 3. Modelo del ensamble de combustible y núcleo del AP-1000	43
3.1. Especificaciones del ensamble de UO ₂	47
3.2. Especificaciones del ensamble de MOX.....	49
3.3. Aspectos de seguridad	51
3.3.1. Efecto Doppler.....	52
3.3.2. Efecto de vacío (VOID)	53
3.3.3. Efecto de temperatura en el moderador	53
3.3.4. Margen de apagado	54
Capítulo 4. Códigos DRAGON-DONJON.....	55
4.1. Código DRAGON	55
4.1.1. Estructura general de entrada del Dragón.....	56
4.1.2. Declaración de la estructura de datos y módulos de DRAGON	56
4.2. Código DONJON	59
4.3. Modelo de los ensambles de MOX y UO ₂ en DRAGON.....	61
4.4. Especificaciones del modelo del núcleo en DONJON.....	64
Capítulo 5. RESULTADOS Y DISCUSIÓN	66
5.1. Determinación de K-inf	66
5.2. Verificación de resultados de UO ₂	67

5.3. Dependencia de K-inf con el quemado para ensamble UO ₂	68
5.4. Diferentes condiciones de operación UO ₂ Gd.....	69
5.5. Resultados para el núcleo simulado en DONJON.....	70
5.5.1. Núcleo cargado al 100% con UO ₂	70
5.5.2. Núcleo cargado al 32% de MOX.....	72
5.5.3. Núcleo cargado al 50% de MOX.....	73
5.5.4. Núcleo cargado al 70% de MOX.....	74
5.5.5. Núcleo cargado al 100% de MOX.....	75
5.5.6. Comparación del factor pico de potencia con 32-50-70-100 (%) de MOX.....	76
5.5.7. Comparación de K-EFF para 32-50-70-100 (%) de MOX.....	78
5.5.8. Efecto Doppler.....	79
5.5.9. Coeficiente de reactividad por vacíos.....	81
5.5.10. Coeficiente de reactividad por temperatura en el moderador.....	81
CONCLUSIONES y RECOMENDACIONES.....	84
ÍNDICE DE ACRÓNIMOS.....	86
REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS.....	88
ANEXOS.....	90
A. MODELO DE ENSAMBLES MOX EN DRAGON.....	90
B. MODELO DE ENSAMBLES UO ₂ EN DRAGON.....	97
C. MODELO DEL NUCLEO EN DONJON.....	104

Índice de figuras

FIG 1. Esquema general de un reactor AP-1000 [7].	16
FIG 2. Esquema general de la instalación [10].	20
FIG 3. Vista superior de la zona activa [11].	23
FIG 4. Esquema general del sistema de refrigeración del núcleo [1].	24
FIG 5. Sistema RCS y PCCS [11].	27
FIG 6. PRHR Simplificado [11].	28
FIG 7. Contención pasiva del reactor [11].	30
FIG 8. Reacciones nucleares en el MOX [13].	37
FIG 9. Fabricación de un ensamble de combustible MOX (Imagen: Areva) [14].	39
FIG 10. Planta J-MOX [15].	41
FIG 11. Dimensiones de la zona activa.	44
FIG 12. Diagrama de trabajo DRAGON-DONJON.	45
FIG 13. Celda de combustible [17].	46
FIG 14. Configuración geométrica del ensamble de combustible UO_2 [17].	47
FIG 15. Configuración geométrica del ensamble de combustible MOX [17].	50
FIG 16. Ensanchamiento de la región de resonancia por aumento de temperatura [18].	53
FIG 17. Estructura general de DRAGON.	56
FIG 18. Secuencia general en DRAGON [20].	58
FIG 19. Secuencia de DRAGON, para ciclos de quemado [20].	59
FIG 20. Secuencia general de DONON [22].	61
FIG 21. Esquema general de cálculo empleado en DRAGON-DONJON.	61
FIG 22. A la izquierda un cuarto de ensamble UO_2 , a la derecha ensamble completo.	62
FIG 23. A la izquierda un cuarto de ensamble MOX, a la derecha ensamble completo.	63

FIG 24. Referencia de núcleo AP-1000 cargado al 50% de MOX [5].	64
FIG 25. Núcleo al 30 y 50% MOX.	65
FIG 26. Núcleo al 70 y 100 % MOX.	65
FIG 27. Cálculo de K infinita contra quemado.	66
FIG 28. Cálculo de K-inf contra quemado a temperaturas de 900 y 1800 K.	67
FIG 29. Comparación de nuestros resultados.	68
FIG 30. K-inf con el quemado para ensamble UO ₂ y efecto Doppler.	69
FIG 31. Comparación de diferentes condiciones de operación para el combustible UO ₂ .	70
FIG 32. Potencia radial normalizada para 100% de UO ₂ .	71
FIG 33. Potencia axial normalizada para 100% de UO ₂ .	71
FIG 34. Potencia radial normalizada para 32% de MOX.	72
FIG 35. Potencia axial normalizada para 32% de MOX.	72
FIG 36. Potencia radial normalizada para 50% de MOX.	73
FIG 37. Potencia axial normalizada para 50% de MOX.	73
FIG 38. Potencia radial normalizada para 70% de MOX.	74
FIG 39. Potencia axial normalizada para 70% de MOX.	74
FIG 40. Potencia radial normalizada para 100% MOX.	75
FIG 41. Potencia axial normalizada para 100 de MOX.	75
FIG 42. Secciones microscópicas de fisión para Pu-241, Pu-239 y U-235.	77
FIG 43. Comparación del factor pico de potencia axial para todos los escenarios.	77
FIG 44. Efecto de las barras de control para 70% de MOX.	83

Índice de Tablas

Tabla 1. Características técnicas y de operación [9].	21
Tabla 2. Plutonio de grado militar y de grado reactor [3].	32
Tabla 3. Comparación de reprocesamiento de combustible [13].	34
Tabla 4. Capacidad mundial de fabricación de MOX [13].	42
Tabla 5. Dimensiones de la celda de combustible.	46
Tabla 6. Dimensiones del ensamble UO ₂ .	48
Tabla 7. Densidades atómicas empleadas para los ensambles UO ₂ [17].	48
Tabla 8. Densidades atómicas empleadas para los ensambles UO ₂ sin gadolinio [17].	49
Tabla 9. Densidades atómicas empleadas para los ensambles MOX [17].	51
Tabla 10. Comparación del factor pico de potencia radial para todos los escenarios.	78
Tabla 11. Comparación del máximo factor de potencia axial para todos los escenarios.	78
Tabla 12. K-efectiva para diferentes cargas de MOX en el núcleo.	79
Tabla 13. Comparación del efecto Doppler, para los diferentes porcentajes de MOX en el núcleo.	80
Tabla 14. Efecto Doppler para el núcleo a 100 % de UO ₂ .	80
Tabla 15. Comparación del efecto VOID para los diferentes porcentajes de MOX.	81
Tabla 16. Efecto de temperatura del moderador. Comparación a diferentes porcentajes de MOX.	82
Tabla 17. Margen de apagado.	83

Introducción

La experiencia acumulada en el transcurso de los años en operación de los reactores nucleares de agua ligera a presión PWR, ha permitido justificar la marcada aceptación en la industria nuclear de este tipo de tecnología. Existen alrededor del mundo diversas variantes de reactores de agua a presión, pero la tecnología se basa en el mismo principio; uno de los líderes indiscutibles en esta área lo constituye la empresa estadounidense Westinghouse quien durante décadas ha perfeccionado sus reactores PWR. El reactor nuclear AP-1000 [1], es un reactor de agua a presión, producido por dicha empresa, considerado en el rango de reactores de generación III+, y representa una variante avanzada del reactor AP-600. El reactor AP-1000 incluye modernos sistemas de seguridad de carácter pasivo lo cual repercute directamente en la seguridad, mantenimiento y operación; su diseño y construcción resulta menos costoso que otros reactores de generación III+, debido fundamentalmente a que se basa en tecnología existente y la disminución de muchos componentes tales como válvulas, cables, tuberías, etc. El combustible de diseño original del AP-1000 incluye los tradicionales óxidos de uranio UO_2 . Durante los últimos años ha venido creciendo el interés por incorporar en los núcleos de los reactores nucleares combustibles con mezclas de óxidos de uranio y plutonio, llamados MOX, más adelante se exponen varios de los atractivos del mismo.

Con el desarrollo de este trabajo de investigación, nos enfocaremos en el estudio de incorporar mezclas de combustible MOX junto al dióxido de uranio UO_2 . Los antecedentes de este reactor apuntan a la posibilidad de poder quemar plutonio procedente de diversas fuentes, entre ellas del desarme nuclear, que regularmente se ha venido llevando a cabo durante décadas por las potencias nucleares. Existen diversos métodos de cálculo empleados para la obtención de los parámetros fundamentales de la física neutrónica de los reactores nucleares, de los cuales se cuenta ya con información acumulada y dominio de códigos de cómputo, con el propósito

de dar solución a nuestros objetivos de investigación. En esta tesis se hará uso del paquete de códigos canadiense DRAGON-DONJON [2], desarrollado por la Escuela Politécnica de Montreal, Canadá, el cual representa una poderosa herramienta de cálculo, y de uso gratuito, que permite realizar cálculos neutrónicos de ensambles de combustibles con DRAGON, y en su módulo DONJON permite realizar un análisis del núcleo de reactores nucleares.

Con base en lo anteriormente expuesto, se plantea la propuesta de investigación siguiente:

Novedad y actualidad del tema

Existe referencia acerca de diversos trabajos enfocados en incorporar combustible MOX en el núcleo de reactores AP-1000 [3],[4],[5],[6] , los cuales han arrojado resultados favorables en cuanto a la posibilidad real de llevarlo a la práctica. En la actualidad existen reactores operando con combustible MOX, de los cuales se conoce que se realizan cargas hasta del 30% de MOX, principalmente en Francia, Alemania, Suiza y Japón. En EE.UU. se han llevado a cabo varias investigaciones, pero la política nuclear vigente en ese país ha limitado la aplicación de combustibles de plutonio en sus reactores, fundamentalmente debido a temas de desarme y no proliferación. En el presente trabajo de investigación proponemos la posibilidad de operar a cargas de MOX por encima de 30% en los reactores AP-1000, empleando los códigos DRAGON-DONJON, los cuales se han aplicado principalmente a reactores de tipo CANDU en la industria nuclear canadiense. El hecho de poder contar y llegar a dominar estas nuevas herramientas de cálculo en México, indiscutiblemente contribuyen a ampliar los conocimientos y capacidades en el área nuclear tanto en la UNAM, como en México en general, por tal razón este trabajo fue enfocado sobre la base de los mencionados códigos de cálculo nuclear.

Necesidad e importancia del trabajo

Los reactores AP-1000 (figura 1) representan un estandarte en los reactores de potencia de agua a presión (PWR), poseen unas bases sólidas en cuanto a la seguridad se refiere, ya que cuenta con modernos sistemas de emergencia y refrigeración del núcleo, en su mayoría pasivos, lo cual simplifica muchos de los sistemas requeridos en la industria nuclear y aumenta en dos órdenes de magnitud la seguridad del núcleo del reactor. Además, es capaz de generar 1,117 MWe, lo cual indica la gran capacidad de generación eléctrica del mismo. Por sus simplificaciones técnicas, sus costos se ven disminuidos en un 45% con respecto a los PWR tradicionales según la compañía Westinghouse. México cuenta con un programa nuclear en vías de expansión en la región de Laguna Verde (Veracruz), por tanto, un estudio de la tecnología AP-1000, y los innegables beneficios de ésta, podría tenerse en cuenta para una posible incorporación de reactores nucleares en el complejo energético de Laguna Verde o en otras regiones, que contemple la Comisión Federal de Electricidad (CFE).

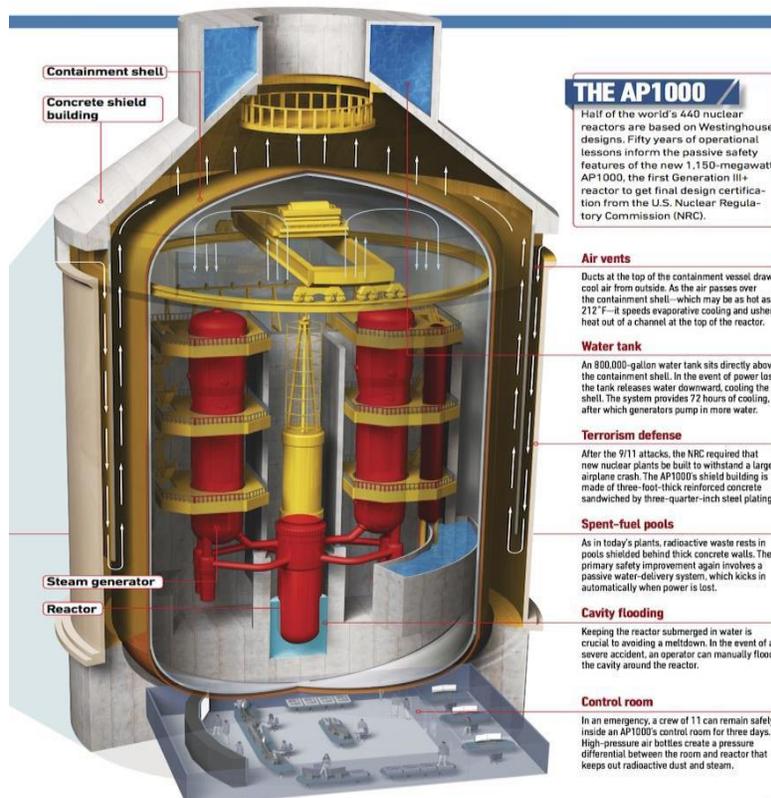


FIG 1. Esquema general de un reactor AP-1000 [7].

Problema científico

Analizar la factibilidad neutrónica de la incorporación de mezclas de óxido de uranio y plutonio (MOX) en el núcleo del reactor AP-1000, en proporciones incluso de más del 50%, empleando códigos reconocidos a nivel internacional, como DRAGON-DONJON.

Hipótesis

La incorporación de combustible MOX degrada algunos parámetros neutrónicos, como el coeficiente de reactividad por densidad y temperatura del moderador y el valor de las barras de control, conforme se incrementa la proporción de este tipo de combustible en el núcleo del AP-1000.

Objetivo general

Realizar un análisis de la neutrnica en estado estacionario del ncleo del reactor AP-1000 con combustible MOX, basado en mtodos existentes y empleando fundamentalmente los cdigos DRAGON-DONJON.

Objetivos especficos

1. Modelar los ensambles de combustible de UO_2 y MOX con DRAGON.
2. Configurar el ncleo de reactor con diferentes porcentajes de UO_2 y MOX con DONJON.
3. Obtener varios parmetros nucleares que permitan afirmar la posibilidad de incorporacin de MOX, tales como el factor efectivo de multiplicacin de neutrones, el efecto Doppler, el quemado de combustible, los efectos en la reactividad por temperatura del moderador, por efectos de vaco y el efecto de las barras de control.
4. Analizar los resultados obtenidos.

Tareas

Estudiar el software DRAGON-DONJON de origen canadiense, el cual representa una herramienta adecuada para el clculo neutrnico del reactor AP-1000.

Modelar los ensambles de combustible nuclear de UO_2 y de MOX con DRAGON.

Modelar diversas configuraciones del ncleo del AP-1000 con DONJON, utilizando los bancos de datos nucleares generados con DRAGON, incorporando el combustible MOX a diferentes porcentajes.

Realizar las simulaciones en estado estacionario y las comparaciones de los diversos parmetros fsico-neutrnicos con el reactor operando con UO_2 , y con distintas proporciones de combustible MOX en el ncleo.

Del análisis de los resultados obtenidos se determinarán las mejores configuraciones, y se compararán con estudios realizados anteriormente por otros grupos de investigadores.

El presente trabajo de investigación está conformado por 5 capítulos, más las conclusiones y recomendaciones, referencias bibliográficas y anexos. En el capítulo 1 se presenta una descripción del reactor AP-1000. A continuación, en el capítulo 2 se presenta una panorámica general del combustible de tipo MOX, sus características y ventajas principales, y el estado del arte a nivel mundial. Posteriormente, en el capítulo 3 se explican las consideraciones que se tuvieron en cuenta para modelar los ensambles de combustible y el núcleo del reactor AP-1000. El capítulo 4 está enfocado en los códigos de cálculo DRAGON-DONJON, los cuales fueron empleados para efectuar la simulación. Finalmente, el lector podrá encontrar en el capítulo 5 los resultados que se obtuvieron, su discusión, y podrá comprender con figuras, tablas y comentarios los resultados más relevantes y conclusiones a las que se arribaron.

Capítulo 1. Reactor AP-1000

1.1. Reactor AP-1000

El reactor PWR de avanzada y sistemas pasivos de Westinghouse, AP-1000, es un reactor de agua presurizada de 1117 MWe, basado en el diseño AP600 [1]. El AP-1000 mantiene la configuración de diseño AP600, y está compuesto por dos circuitos termodinámicos, uno de ellos conectado directamente al núcleo del reactor, que opera a altas presiones, y el segundo está conectado a la turbina de la instalación con el objetivo de generar energía eléctrica. El diseño del AP-1000 incluye características avanzadas de seguridad pasiva y una amplia simplificación de las instalaciones para mejorar la seguridad, la construcción, el funcionamiento y el mantenimiento de la planta. El diseño de la planta utiliza una tecnología probada, que se basa en más de 35 años de experiencia operativa. Los PWR representan el 75% de todos los reactores de agua ligera en todo el mundo y el 65% de los PWR se basan en la tecnología PWR de Westinghouse [8].

El AP-1000 está diseñado para lograr un alto nivel de seguridad y rendimiento, con un marcado enfoque en la seguridad, empleando para tal propósito fundamentalmente las fuerzas naturales. Los sistemas de seguridad utilizan fuerzas motrices naturales como diferencias de presiones, el flujo por gravedad, el flujo de circulación natural y la convección. Los sistemas de seguridad no utilizan componentes activos (como bombas, ventiladores o generadores diésel) y están diseñados para funcionar sin sistemas de soporte de grado de seguridad tales como: corriente alterna, agua de refrigeración de componentes, agua de servicio, ventilación de calor y aire acondicionado (HVAC¹), etc. El número y la complejidad de las acciones del operador requeridas para controlar los sistemas de seguridad se minimizan, con el objetivo de reducir al máximo la intervención de operadores y lograr en tal sentido un sistema de seguridad capaz de auto gestionarse por tiempos prolongados [9].

¹ Heating, ventilation and air-conditioning (HVAC)

Un aspecto importante en el diseño del AP1000 se centra en la operabilidad y la capacidad de mantenimiento de la planta. El diseño AP-1000 incluye características tales como un diseño de sistema simplificado para mejorar la operatividad y reducir al mismo tiempo el número de componentes y los requisitos de mantenimiento asociados. En particular, los sistemas simplificados de seguridad reducen los requisitos de vigilancia al permitir especificaciones técnicas simplificadas. La figura 2 muestra una panorámica general de la instalación.

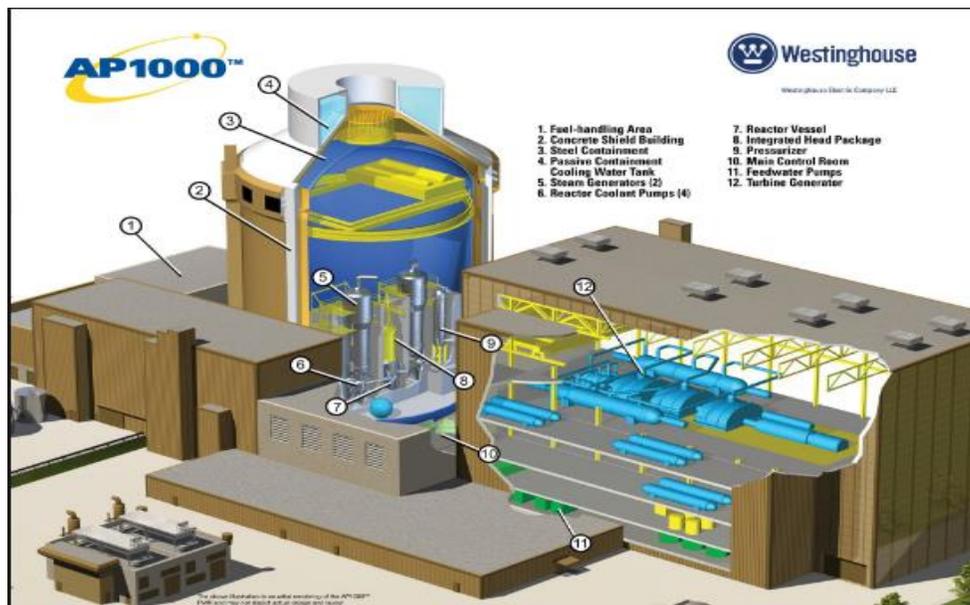


FIG 2. Esquema general de la instalación [10].

1.2. Características principales y de operación del AP-1000

El diseño del núcleo del AP-1000 es robusto con un margen operativo de al menos un 15% en los parámetros de potencia del núcleo. Los principales sistemas de seguridad son pasivos; no requieren ninguna acción del operador durante 72 horas después de un accidente y mantienen el enfriamiento del núcleo y de la contención durante un tiempo prolongado sin corriente alterna.

La frecuencia de daño de núcleo prevista es de $2.4E-07$ /año, está muy por debajo del requisito de $1E-05$ /año la comisión regulatoria nuclear de EE.UU

(NRC), y la frecuencia de liberación significativa de $3.7E-08$ /año está muy por debajo del requisito de la NRC; $1E-06$ /año[1] . La exposición a la radiación ocupacional se espera que sea inferior a 0.7 hombre-Sv/año (70 hombres-rem/año). Además, el núcleo está diseñado para un ciclo de combustible de 18 meses, y en la duración de recarga de combustible se espera tener tiempos de 17 días o menores. Se estima, además, un tiempo de vida de la vasija del reactor de aproximadamente 60 años, unido a una resistencia sísmica basada en $0.3g$ y retención de los restos del núcleo después de una supuesta fusión del mismo, lo que reduce significativamente la incertidumbre en la evaluación del fallo de la contención y la liberación radiactiva al medio ambiente debido a fenómenos de accidentes severos; la tabla 1 muestra algunos de los principales parámetros de operación del reactor AP-1000 [9].

Tabla 1. Características técnicas y de operación [9].

PARAMETRO	VALORES
Rendimiento eléctrico neto, MWe.	1117
Potencia térmica, MWt.	3400
Temperatura del lazo caliente, °C	321
Número de ensambles de combustible.	157
Ensamblés	17x17
Longitud de la zona activa, m	4.27
Linear Hear Rating, kw/ft	5.71
Barras de control/Barras grises	53/16
Flujo en la vasija, (m ³ /hr) x10 ³	68.1
Volumen del presurizador, m ³	59.5

1.3. Núcleo del reactor

El ensamble de combustible del AP-1000 consta de 264 barras de combustible en una matriz cuadrada de 17x17. La posición central tiene un espacio guía que está reservado para la instrumentación del núcleo. Las restantes 24 posiciones en el ensamble de combustible tienen guías para barras de control. Los guías están unidos a las placas superior e inferior del ensamble combustible y proporcionan la estructura de soporte para las rejillas de combustible.

Las barras de combustible se conforman por uranio enriquecido, en forma de pastillas cilíndricas de dióxido de uranio UO_2 , contenido en un tubo ZIRLOY, el cual constituye una aleación de circonio ampliamente usada en la industria nuclear, con 95% en peso de ese metal y aproximadamente 2% de estaño, niobio, hierro, cromo, níquel y otros. El tubo se tapa y se sella soldado en los extremos para encapsular el combustible. Una manta axial compuesta de pastillas de combustible con enriquecimiento reducido es colocada en cada extremo de la pila de pastillas de combustible enriquecido, para reducir la fuga de neutrones y mejorar la utilización de combustible. Las varillas de combustible se presurizan internamente con helio durante la fabricación.

Las barras de combustible en los ensambles de combustible AP-1000 contienen un espacio de gas adicional por debajo de las pastillas de combustible, para permitir la expansión de los gases de fisión debido al alto quemado de combustible [7]. En su totalidad, el núcleo del reactor está compuesto por 157 ensambles de combustible, dando una configuración como la que muestra la figura 3; los elementos de combustible están soportados por los elementos internos del reactor. El refrigerante (y a la vez moderador) consiste en una solución agua ligera y boro soluble. El combustible, los elementos internos, y el refrigerante están contenidos dentro de la vasija del reactor, la cual es un recipiente de acero a presión,

que tiene un diámetro exterior de aproximadamente 5 m y una altura de 12 m con paredes de hasta 30 cm de espesor.

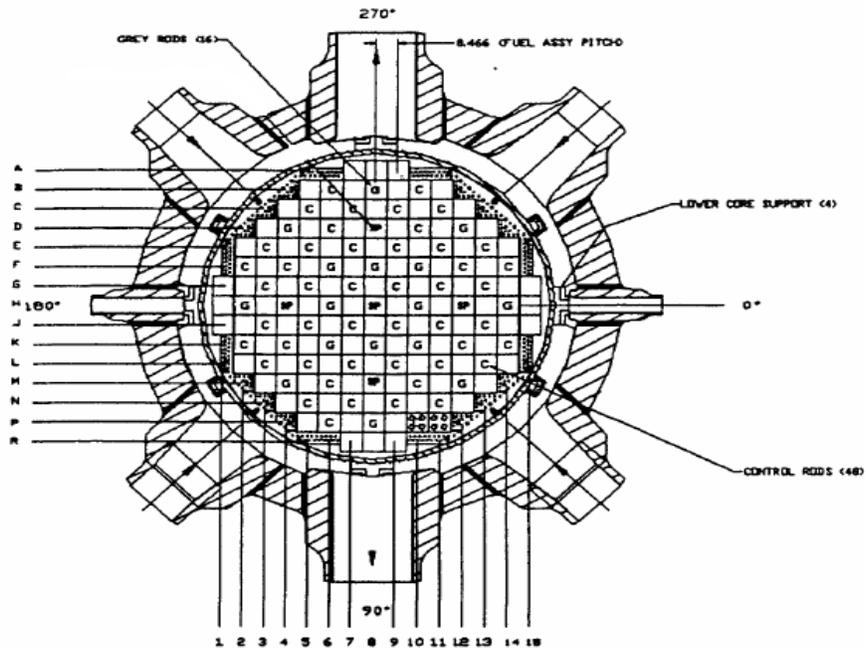


FIG 3.Vista superior de la zona activa [11].

1.4. Sistema de refrigeración del reactor

El sistema de refrigeración del reactor (RCS, por sus siglas en inglés) consta de dos circuitos de transferencia de calor. Cada circuito contiene un generador de vapor, dos bombas de refrigerante y un lazo caliente y dos lazos fríos para la circulación del refrigerante entre el reactor y los generadores de vapor. El número de soldaduras en el sistema de tuberías se reduce en un 67% con relación al PWR convencional[1]. El sistema también incluye un presurizador, tuberías de interconexión, y las válvulas e instrumentación necesarias para el control operacional y la actuación de salvaguardias. La disposición del RCS se muestra en la Figura 4.

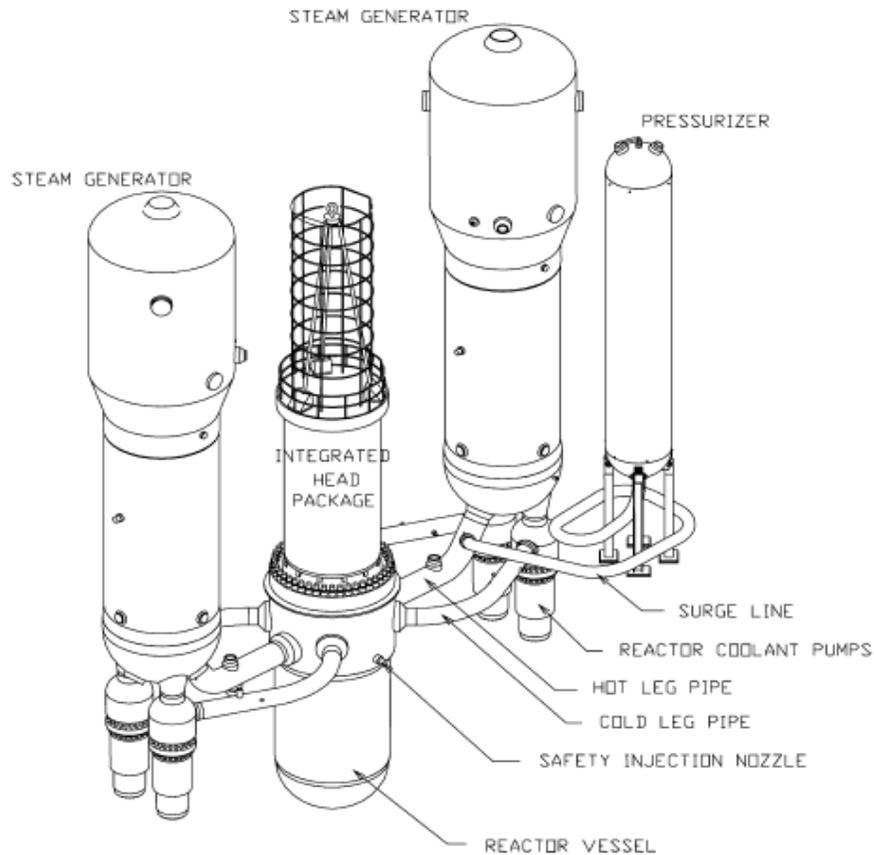


Fig. 3. AP1000 reactor coolant system.

FIG 4. Esquema general del sistema de refrigeración del núcleo [1].

1.4.1. Generadores de vapor

En los reactores AP-600 se emplean dos generadores de vapor modelo Delta-75, en el caso del AP-1000 los generadores de vapor son modelo Delta-125. Aunque son más grandes, todavía podrían usarse dentro de la contención del AP-600 con diámetro de 39.6 m (130 pies). Ambos modelos de generadores de vapor se basan en la tecnología estándar Westinghouse Model-F. Existen muchas unidades modelo 75 tipo F en operación comercial, con el más alto nivel de confiabilidad alcanzado por cualquier generador de vapor en todo el mundo. Esta gran confiabilidad se debe a mejoras en la expansión hidráulica, el uso de aceros inoxidable de mayor calidad, resistentes a la corrosión y a las vibraciones.

1.4.2. Presurizador

El presurizador (ver figura 4), es un depósito cilíndrico vertical conectado por su parte inferior a la rama caliente de uno de los lazos a través de la línea de compensación, cuyo propósito es mantener la presión en el sistema de refrigerante durante la operación normal y limitar los cambios de presión en transitorios. Cuenta para ello con un sistema de atemperadores de agua procedente de las ramas frías y con unos calentadores de inmersión. En operación normal coexisten en el presurizador agua y vapor, ambos en estado de saturación. El presurizador AP-1000 es más grande que el del AP-600, y es usado en más de 70 plantas en operación en todo el mundo con un volumen de 59.5 m³ (2100 ft³)[1]. Dado que el reactor AP-1000 es sólo ligeramente más largo que el del AP-600 y los tamaños de tubería del circuito primario son los mismos, el presurizador del AP-1000 proporciona márgenes mejorados y bandas de operación similares al presurizador del AP-600.

1.4.3. Bombas de refrigeración

EL AP-1000 emplea bombas de motor para circular el refrigerante del circuito primario en todo el núcleo del reactor, tuberías, y generadores de vapor. Dos bombas están montadas directamente en la cabeza del canal de cada generador de vapor. Las bombas del reactor AP-1000 están condicionadas por una densidad del agua caliente en comparación con la mayor densidad del agua en el AP-600, esto proporciona un incremento en el flujo de refrigerante en las bombas. Un controlador de velocidad variable se utiliza en el AP-1000 en frío para compensar la mayor densidad de agua. Al encendido, el variador de velocidad está desconectado y las bombas funcionan a velocidad constante, como en el AP-600.

La eliminación de los sellos del eje de la bomba simplifica los sistemas de fluidos auxiliares que soporta el motor de la bomba, reduce el mantenimiento requerido y elimina posibles accidentes con fallas de sellado. La integración de la succión de la bomba en el fondo del generador de vapor reduce la caída de presión del circuito; simplifica la cimentación y el sistema

de apoyo para el generador de vapor, bombas y tuberías, y elimina el potencial de exposición del núcleo durante un LOCA pequeño.

1.5. Sistemas pasivos

Una de las mejoras de mayor trascendencia en los reactores AP-1000 lo constituyen los novedosos sistemas pasivos, los cuales proporcionan seguridad a las plantas y protegen la inversión de capital. Establecen y mantienen la integridad del enfriamiento y contención del núcleo por tiempo indefinido, sin requisitos de soporte para el operador o la alimentación de corriente alterna (CA). Los sistemas pasivos cumplen los criterios de un solo fallo y de evaluaciones probabilísticas del riesgo (PRA, por sus siglas en inglés) utilizadas para verificar la confiabilidad. Son significativamente más simples que los sistemas de seguridad de los PWR típicos. Contienen significativamente menos componentes, reduciendo las pruebas, inspecciones y mantenimiento requeridos. Los sistemas de seguridad pasiva tienen un tercio del número de válvulas remotas como sistemas típicos de seguridad activa, y no contienen bombas, además, no requieren la gran red de soporte de seguridad activa necesaria en las centrales nucleares típicas; que incluye la energía de CA, el HVAC, el agua de enfriamiento y los edificios sísmicos asociados para almacenar estos componentes.

El sistema de refrigeración de núcleo pasivo (PXS), mostrado en la figura 5, protege la planta contra fugas del RCS y rupturas de varios tamaños y ubicaciones. El PXS proporciona eliminación de calor residual central, inyección de seguridad y despresurización. Los análisis de seguridad (utilizando códigos aprobados por la NRC) demuestran la efectividad del PXS en la protección del núcleo después de varios eventos de interrupción del RCS. Incluso para rupturas tan severas como las líneas de inyección de 20.0 cm (8 pulgadas), no hay descubrimiento del núcleo. En la figura 5 se muestra el RCS y el PCCS.

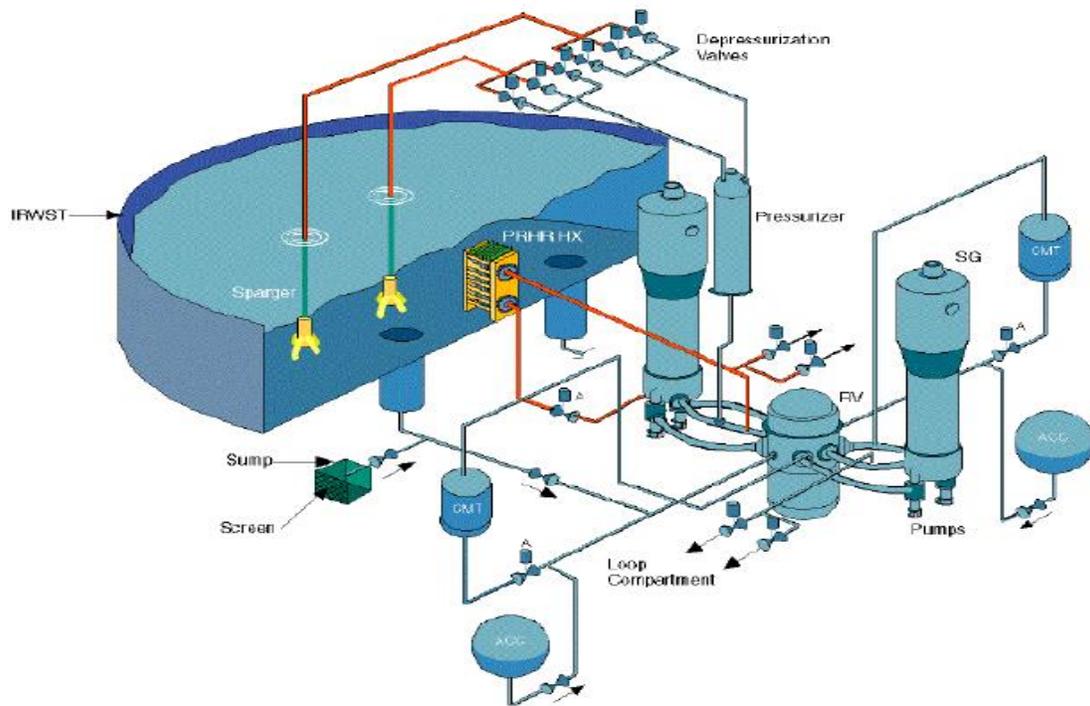


FIG 5. Sistema RCS y PCCS [11].

Este sistema está compuesto por los siguientes elementos:

Passive Residual Heat Removal (PRHR) System

La remoción pasiva de calor residual consiste en un intercambiador de calor de tipo C-Tube, que reside en el tanque de almacenamiento de agua de reabastecimiento lleno de agua (IRWST), como se muestra en el esquema mostrado en la siguiente figura 6.

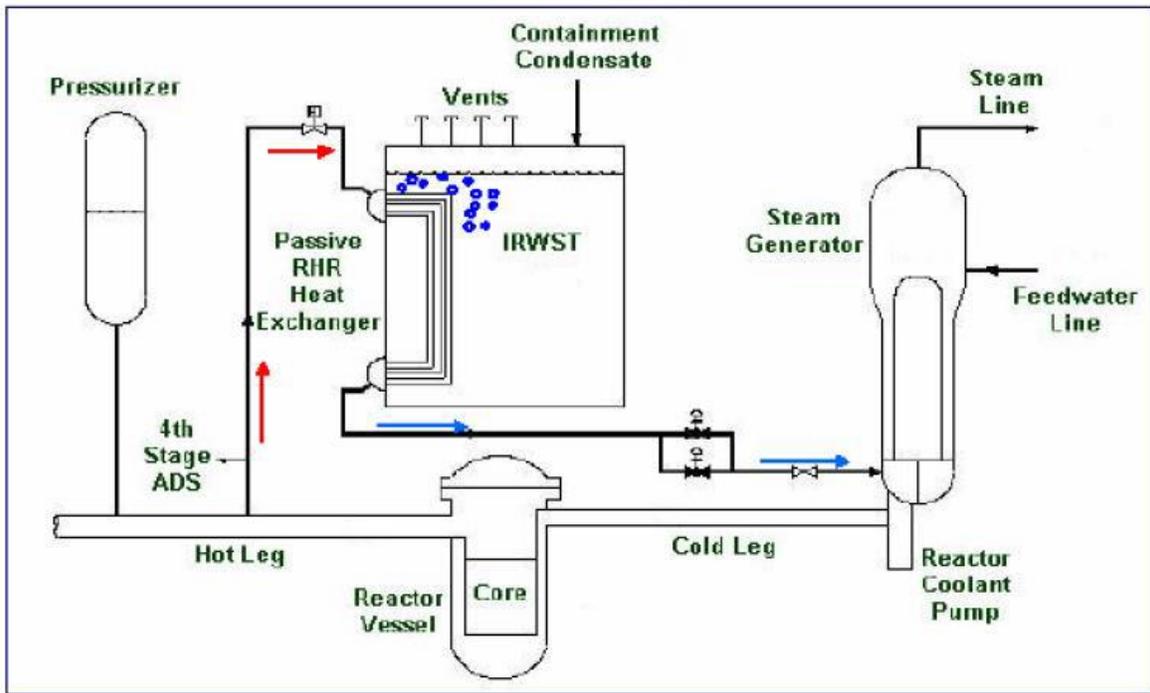


FIG 6.PRHR Simplificado [11].

Core Make-up Tank (CMT)

Los depósitos CMT del núcleo reemplazan eficazmente los sistemas de inyección de seguridad de alta presión en los PWR convencionales. Cada CMT consiste de un tanque de gran volumen de acero inoxidable con una línea de entrada que conecta uno de los lazos fríos a la parte superior del CMT, y una línea de salida que conecta la parte inferior del CMT a la línea directa de inyección de vaso (DVI) (ver figura 5). La línea DVI está conectada al tubo descendente del reactor. Cada CMT se llena con agua borada fría. La válvula de entrada del CMT está normalmente abierta y por lo tanto el CMT está normalmente a la presión del sistema primario. La válvula de salida del CMT está normalmente cerrada, previniendo la circulación natural durante el funcionamiento normal. Cuando la válvula de salida está abierta, se establece un recorrido de circulación natural. El agua borada fría fluye hacia el recipiente del reactor y el fluido primario caliente fluye hacia arriba en la parte superior del CMT.

Automatic Depressurization System (ADS)

El sistema de despresurización automática consta de cuatro etapas de válvulas que proporcionan la reducción controlada de la presión del sistema primario. Las tres primeras etapas consisten en dos trenes de válvulas conectados a la parte superior del presurizador. La primera etapa se abre sobre el nivel de líquido del CMT. Las válvulas ADS 1-3 descargan el vapor del sistema primario en una línea de dispersión que entra en el IRWST (*In-containment Refueling Water Storage Tank*). El vapor se condensa por contacto directo con el agua altamente subenfriada en el IRWST. La cuarta etapa del ADS consiste en dos grandes válvulas conectadas a las líneas ADS en cada rama caliente. Las válvulas ADS-4 se abren a nivel bajo de líquido del CMT y reducen la presión del lado primario a las condiciones de contención. Las válvulas ADS-4 se ventilan directamente en el edificio de contención.

Accumulators (ACC)

Los acumuladores son similares a los encontrados en los PWR convencionales. Son grandes tanques esféricos, llenos, aproximadamente, de tres cuartas partes de agua borada fría y presurizados con nitrógeno. La línea de salida del acumulador está conectada a la línea DVI. Un par de válvulas de retención impide el flujo de inyección durante las condiciones normales de funcionamiento. Cuando la presión del sistema cae por debajo de la presión del acumulador (más la presión de craqueo de la válvula de retención), las válvulas de retención se abren permitiendo la inyección del refrigerante al tubo descendente del reactor a través de la línea DVI.

In-containment Refueling Water Storage Tank (IRWST)

El tanque de almacenamiento de agua de reabastecimiento dentro de la contención es una piscina de concreto de gran tamaño llena de agua borada fría. Sirve como disipador de calor para el intercambiador de calor PRHR, ver Figura 5. El IRWST tiene dos líneas de inyección conectadas a las líneas DVI del reactor. Estas vías de flujo están normalmente aisladas por dos válvulas de retención en serie. Cuando la presión primaria cae por debajo de la presión de cabeza del agua en el IRWST, la trayectoria de flujo se establece a

través del DVI en el tubo descendente del reactor. El agua de IRWST es suficiente para inundar los compartimientos inferiores de la contención a un nivel por encima de la cabeza de la vasija del reactor y por debajo de la salida de las líneas ADS-4.

Containment Sump Recirculation

Después de que el depósito de contención inferior y los niveles de líquido IRWST son igualados, las válvulas de sumidero se abren para establecer un camino de circulación natural. El refrigerante primario hierve en el núcleo del reactor por el calor de desintegración. Esta mezcla de baja densidad fluye hacia arriba a través del núcleo, y el vapor y el líquido son ventilados fuera de las líneas ADS-4 en la contención.

Containment and Passive Containment Cooling System (PCCS)

La figura 7 presenta un esquema de la contención pasiva del AP-1000.

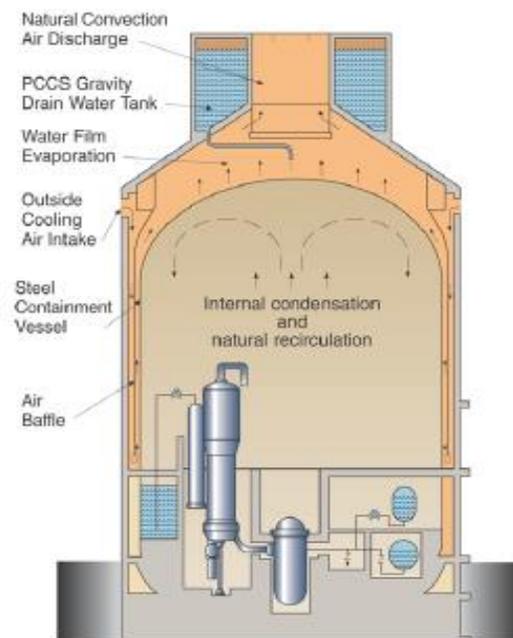


FIG 7 .Contención pasiva del reactor [11].

Capítulo 2. Combustible de óxidos de uranio y plutonio MOX

2.1. MOX historia y actualidad

Durante el transcurso y desarrollo de la industria nuclear, siempre ha sido un asunto de vital importancia lo referente al combustible nuclear y el combustible nuclear gastado. Una de las tendencias actuales a las que se dirige el proceso de gestión del combustible gastado se inclina hacia el reprocesado, extracción y aprovechamiento del plutonio generado en centrales nucleares, para luego ser confeccionados ensambles en formas de mezcla de uranio-plutonio (MOX).

Como resultado del quemado de ensambles de UO_2 en los reactores actuales, y su posterior almacenamiento en piscinas de decaimiento radiactivo, la concentración de desechos radiactivos y de plutonio, y en particular de plutonio fisil, están aumentando significativamente, por lo que la extracción de este plutonio fisil puede significar un aumento considerable en la mejor utilización de los recursos nucleares.

En el caso del MOX, los parámetros neutrónicos, y en particular los referentes a la seguridad, varían sustancialmente con respecto al combustible de UO_2 tradicional. El grado de plutonio requerido en las centrales nucleares se diferencia principalmente en el contenido de Pu-239 y Pu240, con respecto al grado armamento. La tabla 2 muestra las diferentes concentraciones entre el plutonio de grado armamentístico WGPu y el plutonio de grado reactor RGPu. Actualmente se ha logrado incorporar en núcleos de reactores una tercera parte de combustible MOX; el hecho de poder recargar núcleos con 100% de MOX implicaría ventajas en todo el proceso de gestión de combustible y eficiencia económica. Sin embargo, la incorporación de altas proporciones de combustible MOX en los reactores de agua ligera produce efectos adversos en la neutrónica, como lo son la disminución de la eficiencia de las barras de control y la degradación del coeficiente de reactividad por densidad del moderador, ambos efectos

debido al endurecimiento del espectro neutrónico, aspectos que se analizan en esta tesis.

A continuación, expondremos varios aspectos relacionados con el MOX.

Tabla 2. Plutonio de grado militar y de grado reactor [3].

Isótopo	Grado reactor (RGPu%)	Grado militar (WGPu%)
U-235	0.25	0.25
U-238	99.75	99.75
Pu-238	3.826	-
Pu-239	50.05	93
Pu-240	25.91	7
Pu-241	10.085	-
Pu-242	10.133	-

Los combustibles nucleares irradiados fueron reprocesados por primera vez en los años 40 usando piroquímicos y precipitación. Estos métodos de separación fueron reemplazados pronto por el proceso de extracción con disolvente (hidrometalurgia), que se adapta mejor a la operación remota continua, a gran escala, permitiendo la separación de tres corrientes principales de nucleídos (uranio, plutonio y residuos, es decir, productos de fisión y actínidos menores). Se exploraron diferentes sistemas de extracción con disolventes antes del descubrimiento de un sistema de extracción eficiente. La combinación conocida genéricamente como PUREX (que utiliza el fosfato de tributilo de extracción (TBP) mezclado en un disolvente hidrocarbonado en gran parte inerte) pronto reemplazó a todos los medios anteriores de extracción con disolventes debido a su alto rendimiento en

plantas de escala industrial. El proceso PUREX se utilizó durante varias décadas en la producción de plutonio separado para fines militares, durante ese tiempo se optimizó el proceso para la máxima eficacia de recuperación y purificación [12].

En los años setenta, basándose en los supuestos de un rápido crecimiento de la demanda de energía nuclear y uranio, la aplicación industrial del ciclo cerrado de combustible, mediante el proceso PUREX, se amplió con el reprocesamiento del combustible usado procedente inicialmente de reactores refrigerados por gas, desde reactores de bajo consumo (BWRs y PWRs), y luego de reactores PHWR. El reciclaje de plutonio en forma de combustible de óxidos mixtos (UO_2 - PuO_2 o combustible MOX) en reactores reproductores rápidos, se consideró como la estrategia estándar. En los años ochenta, el desarrollo mundial de la energía nuclear resultó ser más modesto de lo que se había planeado inicialmente y las perspectivas para la implantación de reactores rápidos asociados con un ciclo cerrado de combustible se postergaron progresivamente en varios países. Sin embargo, varios países como Francia, Japón, Reino Unido, Rusia e India continuamente desarrollaron, mejoraron y adaptaron la tecnología PUREX. En Francia para la fabricación de combustible MOX, en Rusia para el reciclaje de uranio en combustible RBMK, en la India para el reciclaje de uranio en combustible PHWR y MOX para reactores rápidos de cría (FBR, por sus siglas en inglés).

Como resultado de esta estrategia del ciclo del combustible basada en PUREX, el volumen (y la radiotoxicidad) de los residuos altamente radioactivos y de larga duración se redujeron significativamente en comparación con un ciclo de combustible abierto, quedando residuos restringidos a productos de fisión y actínidos menores (que están acondicionados en una matriz de vidrio muy estable), y muy pequeñas pérdidas de plutonio en la corriente de residuos [12].

El combustible MOX se utilizó por primera vez en un reactor térmico en 1963, pero no entró en uso comercial hasta la década de 1980. Hasta ahora se han

fabricado y cargado aproximadamente 2000 toneladas de combustible MOX en reactores de potencia. En 2006, alrededor de 180 toneladas de combustible MOX se cargaron en más de 30 reactores (principalmente PWR) en Europa. Hoy el MOX es ampliamente utilizado en Europa y en Japón. Actualmente, unos 40 reactores en Europa (Bélgica, Suiza, Alemania y Francia) tienen licencia para usar MOX, y más de 30 lo están haciendo. En Japón, unos diez reactores tienen licencia para usarlo y varios lo hacen. Estos reactores generalmente utilizan combustible MOX en aproximadamente un tercio de su núcleo, pero algunos aceptarán hasta 50% de ensamblajes MOX. Francia pretende tener todos sus reactores de 900 MWe en funcionamiento con al menos un tercio MOX. Otros reactores de agua ligera avanzados, tales como el EPR o el AP-1000 pueden aceptar cargas de combustible completas de MOX si es necesario [13].

Tabla 3. Comparación de reprocesamiento de combustible [13].

Año	Plutonio reprocesado (kg).	Uranio natural procesado (Tn).	UTS* (Miles).
2011	9410	824	571
2012	10334	897	622
2013	11120	1047	740
2014	11603	1156	825
2015	10780	1050	742

*Unidades de trabajo separativo.

En los EE.UU., se hicieron importantes trabajos de desarrollo en los años sesenta y setenta, y el combustible MOX fue utilizado en varios proyectos de demostración (San Onofre, PWRs de Ginna, Dresden, Quad Cities y Big Rock Point). En 2005, cuatro ensamblajes de prueba MOX fabricados por

MELOX(AREVA) en Francia fueron probados con éxito en la central de Catawba [13].

El uso de hasta el 50% de MOX no cambia las características de operación de un reactor, aunque la planta debe ser diseñada o adaptada ligeramente para utilizarlo. Se necesitan más barras de control. Para más de 50% de carga MOX, son necesarios cambios significativos y el reactor necesita ser diseñado en consecuencia. El quemado del combustible MOX es aproximadamente el mismo que para el combustible UOX.

El reprocesado de combustible nuclear comercial para la fabricación de MOX se lleva a cabo en el Reino Unido y Francia, y en menor medida en Rusia, India y Japón. También China planea el desarrollo de reactores rápidos y del reprocesado. En Estados Unidos no está permitido el reprocesado del combustible nuclear comercial gastado por consideraciones de no proliferación. Todas estas naciones poseen desde hace tiempo armamento nuclear fabricado con combustible procedente de reactores de investigación militares, excepto Japón.

Una ventaja del MOX es la alta concentración de materia fisible en el combustible y, por lo tanto, el quemado se puede aumentar fácilmente añadiendo un poco más de plutonio, mientras que el enriquecimiento de uranio a niveles más altos de U-235 es relativamente caro y limitado a menos del 5% por la regulación. A medida que los operadores de reactores tratan de quemar el combustible más y más, aumentándolo de alrededor de 30,000 MW días por tonelada, hace unos años, a más de 50,000 MWd/t ahora, el uso de MOX se vuelve más atractivo.

2.2. Descripción del MOX y sus ventajas

El reprocesamiento para separar plutonio y reciclarlo como MOX se vuelve más económico con los altos precios del uranio. El uso de MOX también se vuelve más atractivo a medida que aumenta la necesidad de reducir el volumen de combustible gastado. Siete ensambles de combustible UO₂ dan lugar a un ensamble MOX más algunos residuos vitrificados de alto nivel,

resultando en sólo alrededor del 35% del volumen, la masa y el costo de eliminación del combustible gastado.

El plutonio, como un óxido, se mezcla con uranio empobrecido que queda en las colas de una planta de enriquecimiento para formar combustible de óxido mixto fresco (MOX, que es $UO_2 + PuO_2$), cabe destacar que, aunque este ensamble de MOX se considera fresco, el mismo ha sido confeccionado con parte de material nuclear anteriormente irradiado en otros reactores. El combustible MOX, que consiste en un 7-11% de plutonio mezclado con uranio empobrecido (figura 8), es equivalente en material fisible, al combustible de óxido de uranio enriquecido de alrededor del 4.5% de U-235, suponiendo que el plutonio tiene aproximadamente dos tercios de isótopos fisibles. Con porcentajes arriba del 12% de plutonio en los MOX, el coeficiente de reactividad por densidad del moderador tiende a ser positivo. Si se utiliza plutonio de armas (> 90% de Pu-239), sólo se necesita un 5% de plutonio en la mezcla. El contenido de plutonio del combustible MOX comercial varía hasta un 10.8% dependiendo del diseño del combustible, y promedia alrededor del 9.5%. El combustible en un EPR con 30% de MOX con 10.8% de Pu es equivalente al combustible de uranio enriquecido al 4.2%. Un EPR con 100% de combustible MOX puede utilizar una mayor variedad de combustible usado (quemado, enriquecimiento inicial, calidad Pu) que con sólo un 30% de MOX [13]. En la figura 8 se observa el proceso de utilización y producción de plutonio en el MOX, de donde se aprecia una acumulación de 5% de plutonio, del cual 3% procede del plutonio inicial en el ensamble MOX, y un 2% procedente de las capturas neutrónicas en el U-238. Además, se observa que finalmente es utilizable en la fisión un 5% de plutonio, del cual un 4% procede del plutonio inicial en el MOX, y un 1% procedente de las reacciones de captura neutrónica en el U-238.

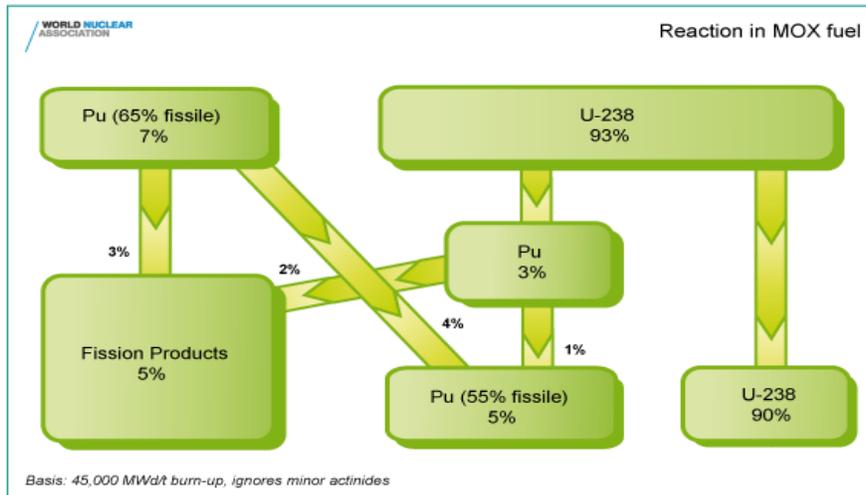


FIG 8.Reacciones nucleares en el MOX [13].

El plutonio a partir del combustible reprocesado se suele fabricar en MOX tan pronto como sea posible para evitar problemas con la desintegración de los isótopos de plutonio de corta vida. En particular, el Pu-241 (vida media de 14 años) se desintegra en Am-241, que es un emisor de gamma fuerte, dando lugar a un peligro potencial para la salud en el trabajo. El nivel de Am-241 en el plutonio almacenado aumenta alrededor del 0.5% al año, con la correspondiente disminución del valor fisible del plutonio [13]. Como resultado de varias décadas de retroalimentación industrial en el desarrollo de la estrategia de ciclo cerrado de combustible basada en el proceso PUREX, se pueden mencionar los siguientes logros principales:

- Alta eficiencia y confiabilidad (gran cantidad de combustible usado procesado con buenas estadísticas).
- La fabricación de combustibles UO_2 y MOX de alta calidad para reactores LWR y reactores rápidos.
- La disminución continua del volumen de residuos sólidos, los efluentes y el impacto de dosis de radiación.

Actualmente, el núcleo de los reactores sólo se alimenta con una concentración parcial de MOX, estando el UO_2 por encima del 90% para conservar así las prioridades de licenciamiento de reactores comerciales. Se

pueden mantener márgenes de seguridad bien establecidos cargando el núcleo a 30% de combustible MOX, incluso desde el punto de vista de desechos y desaparición de plutonio se plantea la estrategia de cargar al 100% el núcleo con MOX. Para lograr parámetros de seguridad apropiados y de eficiencia neutrónica es necesario realizar mejoras en los diseños para cumplir con las restricciones de seguridad. Uno de los cambios que se pueden tener en cuenta para mejorar estos parámetros es incrementando la relación hidrogeno-combustible, lo que significaría una moderación extra. Reemplazar simétricamente algunos elementos combustibles, con agua, incrementando así la moderación aproximadamente de 2 a 2.5; otra de las alternativas sería la reducción del diámetro de los elementos combustible, pero estas cuestiones serían más difíciles de implementar e implicarían cambios más significativos en la fabricación [3].

En los análisis de seguridad neutrónica, es primordial incluir los siguientes: coeficiente de reactividad por efecto Doppler, coeficiente de reactividad por densidad (o vacío) y temperatura del moderador, el efecto del boro disuelto y el valor de barras de control para el apagado.

El reprocesado y reciclado del plutonio para la fabricación y uso de MOX en los reactores de agua ligera ofrece además las siguientes ventajas [12]:

- Mejora los recursos de materiales físiles hasta un 25%.
- Produce una reducción del volumen a acondicionar y “empaquetar” de los residuos a almacenar, gracias a la extracción de uranio y plutonio.
- Disminuye a largo plazo la radio-toxicidad del residuo final.

El combustible de óxido mixto (MOX) proporciona casi el 5% del combustible nuclear nuevo usado hoy en día. Un único reciclado de plutonio en forma de combustible MOX aumenta la energía derivada del uranio original en un 12%, y si el uranio también se recicla esto se vuelve alrededor del 22% (basado en el combustible del reactor de agua ligera con quemado de 45 GWd/TU) [13].

2.3. Producción del MOX

AREVA es una corporación francesa, líder mundial en la fabricación de combustible MOX con más de 1700 toneladas de metales pesados y más de 3000 ensambles producidos desde que la planta de reciclaje de AREVA MELOX entró en funcionamiento en 1995 (ver figura 9)[14].

Dos plantas producen actualmente cantidades comerciales de combustible MOX en Francia y Reino Unido. En 2006 se cerró una planta belga de 40 t/año y en abril de 2007 la planta francesa MELOX fue autorizada para un aumento de la producción de 145 a 195 t/año. Asimismo, la planta de MOX de Sellafield en el Reino Unido fue rebajada de 128 a 40 t/año, y en agosto de 2011 la Autoridad de Desmantelamiento Nuclear anunció que había reevaluado las perspectivas de la planta y la cerraría [14].

El Reino Unido está investigando la incorporación de sus 120 toneladas de plutonio de grado reactor en combustible CANMOX que se utilizaría en cuatro reactores CANDU EC6. El combustible tendría plutonio del 2% y cuatro unidades del Reino Unido (2800 MWe) requerirían alrededor de 400 t/año de éste. El combustible usado sería almacenado durante cien años y luego enviado a un repositorio.

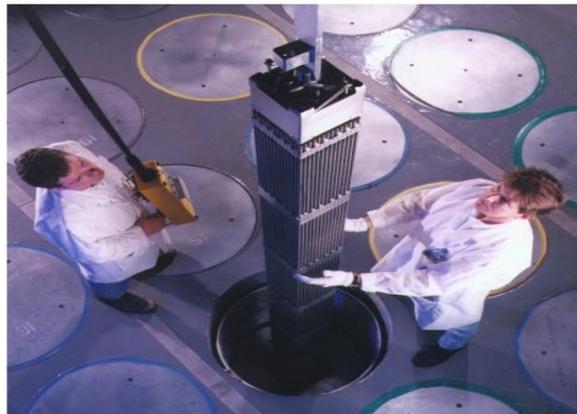


FIG 9. Fabricación de un ensamble de combustible MOX (Imagen: Areva) [14].

A raíz del accidente de Fukushima en marzo 2011, el Gobierno alemán paró de inmediato ocho reactores y anunció planes para cerrar los nueve restantes en 2022. El plutonio que había sido separado del combustible

usado alemán está siendo reciclado a MOX para uso en sus reactores. Diez PWRs alemanes y dos BWRs han sido licenciados para usar combustible MOX. Sin embargo, las últimas decisiones del gobierno de Alemania sobre el cierre de sus centrales introducen importantes incertidumbres en la gestión de su combustible.

Aunque en Japón la política nuclear tiene un alto grado de incertidumbre después del accidente de Fukushima, los planes en cuanto al uso de combustible MOX eran los siguientes:

En 1997 Japón anunció un extenso programa para usar MOX en 16 ó 18 reactores LWR a partir de 2015. Algunos reactores japoneses han usado ya combustible MOX fabricado en Francia y se esperaba que en un futuro próximo utilicen MOX fabricado en Japón

En 2010 se comenzó la construcción de una Planta de Fabricación de combustible MOX en el complejo de Rokkasho. La planta tiene una capacidad de fabricación de MOX de 130 t anuales y se espera que entre en funcionamiento próximamente y con la idea de fabricar MOX utilizando todo el plutonio obtenido del reprocesado en Rokkasho.

De momento, dada la incertidumbre que existe en Japón acerca del futuro de la energía nuclear, no se ha tomado una decisión firme sobre qué hacer con el combustible usado actualmente almacenado en las piscinas y con el MOX usado. Tampoco se han tomado decisiones sobre el almacenamiento de los 1,310 “canisters” (500 Kg cada uno) con residuos vitrificados de alta actividad recibidos de Francia, los 28 recibidos del Reino Unido y los 830 también del Reino Unido pendiente de recibir, y de los “canisters” que se producirán en Rokkasho. Posiblemente todos estos residuos se almacenen temporalmente en el Centro de Almacenamiento de Residuos de Alta Actividad de Rokkasho hasta que esté disponible un almacenamiento geológico profundo de almacenamiento final, para el cual se han comenzado ya diversos estudios e investigaciones y se espera que esté disponible alrededor de 2030. Japón

planea poner en marcha una planta J-MOX de 130 t/año en Rokkasho en 2019.

Mientras tanto, la construcción de una instalación de fabricación de MOX en el sitio del río Savannah en los EE.UU. está en marcha, pero retrasada [15].

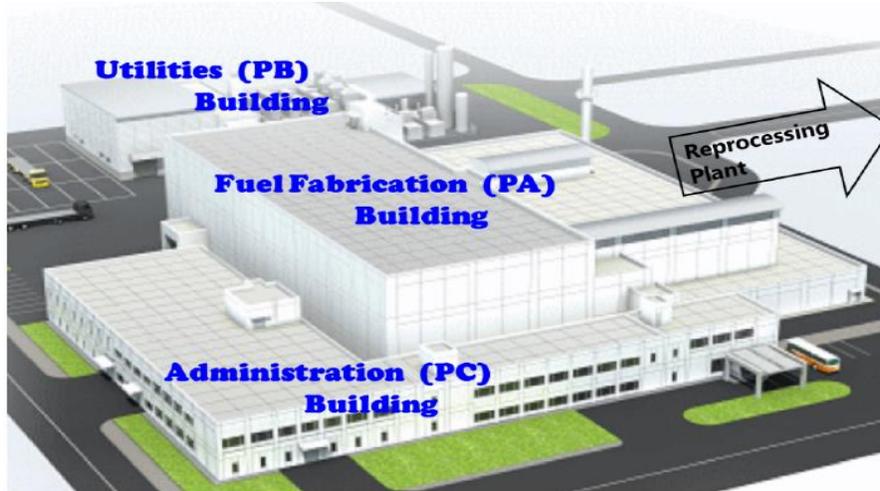


FIG 10.Planta J-MOX [15].

En la actualidad, la capacidad de producción de plantas de reprocesamiento supera la tasa de uso de plutonio en MOX, lo que resulta en acumulación de inventarios de plutonio (civil) en varios países; la tabla 4 muestra la capacidad de producción anual estimada de MOX. Se espera que estas existencias superen las 250 toneladas antes de disminuir a medida que aumente el uso de MOX, con lo que se espera que el MOX suministre alrededor del 5% de los requerimientos mundiales de combustible de los reactores.

Tabla 4. Capacidad mundial de fabricación de MOX [13].

País/industria.	2017/t	2020/t
Francia/Melox	195	195
Japón/Tokai	10	10
Japón/J-Mox Rokkasho	0	140
Rusia/MCC Zheleznogorsk	60	60
Total (toneladas anuales)	265	405

2.4. Uso de MOX en reactores rápidos

El MOX también se utiliza en reactores de neutrones rápidos en varios países, particularmente en Francia y Rusia. Se desarrolló por primera vez para este propósito, con trabajos experimentales realizados en Estados Unidos, Rusia, Reino Unido, Francia, Alemania, Bélgica y Japón. Rusia lidera el desarrollo de reactores rápidos y tiene planes a largo plazo para construir una nueva generación de reactores rápidos alimentados por MOX. Su reactor rápido BN-800, de 789 MWe, comenzó a mediados de 2014 en Beloyarsk, en los Urales. Se trata esencialmente de un banco de pruebas para los BN-1200, de 1220 MWe, de los cuales 10 están previstos para 2030.

Capítulo 3. Modelo del ensamble de combustible y núcleo del AP-1000

El control, monitoreo y regulación de la reacción nuclear en cadena, constituye el aspecto principal en la energía nuclear. Para tal propósito el ingeniero nuclear debe prestar especial interés, en todos los aspectos que influyen de una forma u otra, en la generación y fuga de neutrones dentro del núcleo del reactor nuclear.

Existen una serie de factores y condiciones de operación, a las cuales se les debe prestar especial atención en todo momento, con el objetivo de velar por la seguridad y eficiencia del reactor, entre las cuales podemos citar: el factor de multiplicación de neutrones (K_{eff}) para diferentes estados del reactor, y cambios en su valor, por fenómenos ampliamente estudiados como el efecto Doppler, la temperatura del moderador, la fracción de vacíos, la inserción de barras de control, venenos solubles y concentración de productos de fisión. A demás se debe tener conocimiento en todo momento, de la distribución de potencia en el núcleo, la cual está relacionada directamente con la producción de neutrones. Un conocimiento preciso del factor pico de potencia, evitará sobrecalentamientos en el combustible, que puedan causar un daño severo en el mismo y repercutir en el resto del núcleo del reactor [16].

Como parte del desarrollo de nuestra investigación, nos encontramos con las siguientes características del reactor nuclear AP-1000[1] , las cuales son de vital importancia en nuestra investigación y deben tenerse en cuenta en nuestro modelo y consideraciones de cálculo:

1. Número de ensambles en el núcleo = 157.
2. Número de planos axiales en el modelo del núcleo, en DONJON=11.
3. Número de barras de combustible en los ensambles de UO_2 y MOX = 264.
4. Longitud de la zona activa del núcleo = 4.27m.

5. Dimensión radial del núcleo = 3.2 m.

6. Número de barras de control = 69.

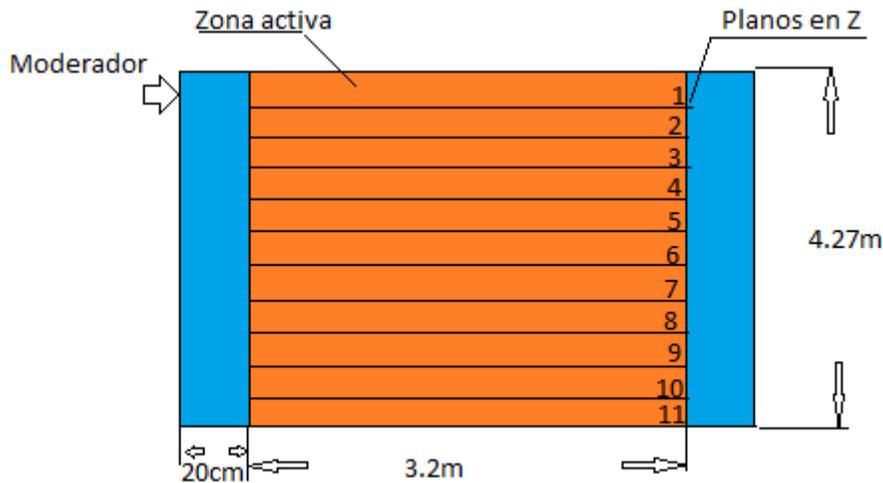


FIG 11. Dimensiones de la zona activa.

La agrupación de las variables señaladas anteriormente conduce a un problema cuyo número de variables está en varios ordenes de magnitud, por lo cual resulta ser un problema matemático demasiado costoso de resolver, por lo que es necesario emplear herramientas de cálculo avanzado, en nuestro caso: DRAGON-DONJON. Estos códigos están basados en la solución de la ecuación de transporte de neutrones (DRAGON) y en la de difusión (DONJON). En tal sentido se emplea el enfoque de la factorización, la cual se basa en ir condensando la información correspondiente a la variable energía, mientras que simultáneamente se va incrementando el detalle con el cual se trata la variable espacial, iniciando con geometría cero-dimensional hasta llegar a la geometría en tres dimensiones [16].

En la Figura 12 está resumido el proceso que se llevó a cabo, para dar solución a nuestras tareas con los códigos DRAGON-DONJON.

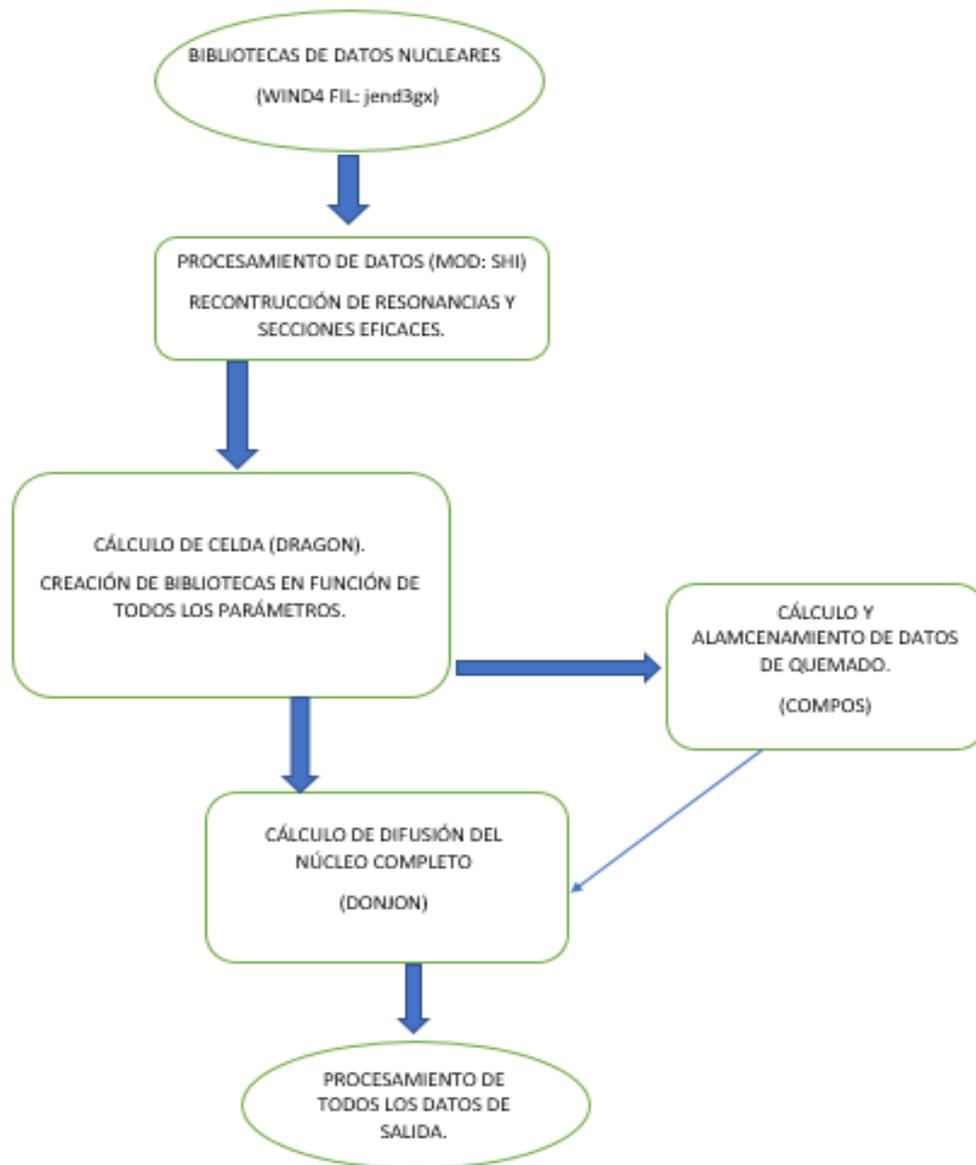


FIG 12. Diagrama de trabajo DRAGON-DONJON.

Tomando como punto de referencia el *benchmark* internacional: ***Problem Suite for Reactor Physics Study of LWR Next Generation Fuels*** [17], se procedió a modelar las celdas (*lattices*) de combustible y respectivamente los ensambles de UO₂ y MOX, mismos que fueron calculados en el código DRAGON, teniendo en cuenta que con la información de los archivos creados se cargará el núcleo y se obtendrán los resultados con DONJON, para las

configuraciones planteadas. Se consideró, además, que los ensambles de combustible del reactor AP-1000 corresponden con los ensambles de los PWR tradicionales en configuraciones de elementos de combustible de 17x17.

La Figura 13 y tabla 5 se muestran la configuración básica de la celda unitaria de combustible y las dimensiones de la zona de combustible, el encamisado y el refrigerante/moderador. Donde además se asumen condiciones de reflexión en la dirección radial y longitud infinita en el plano axial.

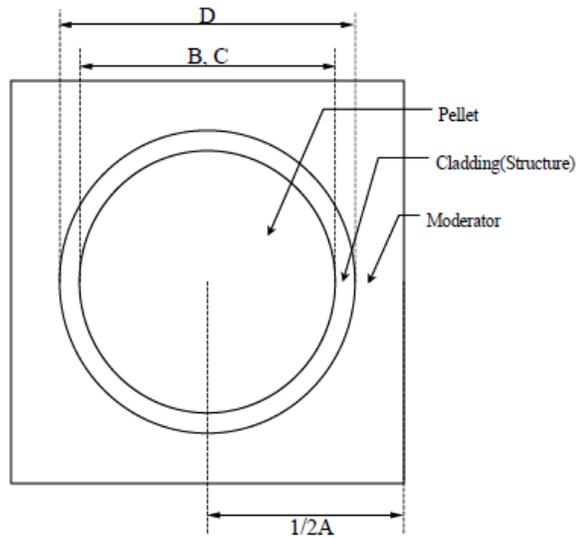


FIG 13. Celda de combustible [17].

Tabla 5. Dimensiones de la celda de combustible.

Abreviatura	Descripción	cm
A	Paso de la barra de combustible	1.265
B	Diámetro exterior del pellet	0.824
C	Diámetro interior de cladding	0.824
D	Diámetro exterior del cladding	0.952

3.1. Especificaciones del ensamble de UO_2

Se consideraron ensambles de UO_2 convencionales de 17×17 , tal como lo muestra la Figura 14, donde están representados las 232 barras de combustible de color blanco en formas de óxidos de uranio UO_2 , además se señalan los 24 tubos guía de los elementos de control definidos como (G/T), al igual que en el espacio central donde se ubica la instrumentación definida como (I/T), y de color más oscuro están representados las 32 barras que contienen venenos quemables, los cuales están compuestos por $UO_2-Gd_2O_3$ (gadolinia) como estrategia de compensación de reactividad. Se asumió condiciones de reflexión en la dirección radial y dimensiones infinitas en el plano axial. Las tablas 6 y 7 especifican las dimensiones y las concentraciones de los isótopos físis y quemables en los casos de ensambles de $UO_2-Gd_2O_3$ y ensambles de UO_2 .

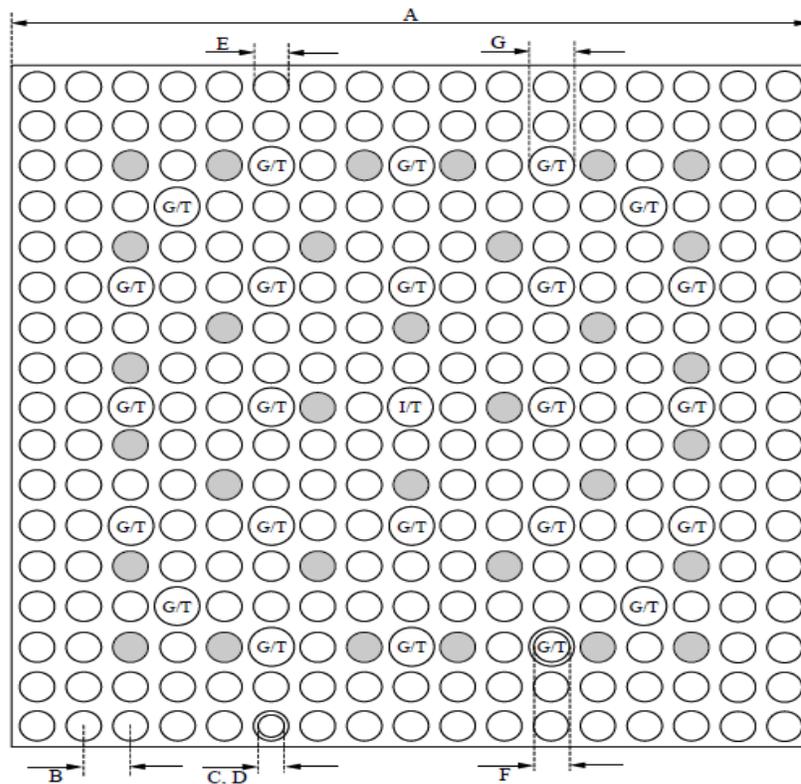


FIG 14. Configuración geométrica del ensamble de combustible UO_2 [17].

Tabla 6. Dimensiones del ensamble UO₂.

Abreviatura	Descripción	cm
A	Paso del ensamble	21.505
B	Paso de la barra de combustible	1.265
C	Diámetro exterior del pellet	0.824
D	Diámetro interior del cladding	0.824
E	Diámetro exterior del cladding	0.952
F	Diámetro interior de la instrumentación	1.140
G	Diámetro exterior de la instrumentación	1.220

Tabla 7. Densidades atómicas empleadas para los ensambles UO₂ [17].

Contenido de la barra con Gd	
Densidad	10.0 g/cc
Enriquecimiento en U-235	4.0 wt%
Concentración de GD ₂ O ₃	10 wt%
Densidad atómica (#/barn/cm)	
U-235	8.1312E-04
U-238	1.9268E-02
GD-154	7.1289E-05
GD-155	4.8938E-04
GD-156	6.8028E-04

GD-157	5.2077E-04
GD-158	8.2650E-04
GD-160	7.2761E-04
O-16	4.5130E-02

Cabe señalar que por simplicidad en este análisis se ha asumido como cero la concentración del isótopo U-234, y sólo se han tomado en cuenta las concentraciones y enriquecimiento en peso de U-235 y U-238, en la tabla 8 se muestran las concentraciones para UO₂ sin gadolinio. Además, no se ha tomado en cuenta la expansión térmica por tanto la densidad atómica se consideró independiente de la temperatura de la pastilla de combustible. Consideramos además la temperatura nominal de operación del combustible y moderador, de 900 y 600 Kelvin respectivamente.

Tabla 8. Densidades atómicas empleadas para los ensambles UO₂ sin gadolinio [17].

Barra de combustible UO ₂	
Enriquecimiento en U-235	6.5 wt%
Densidad de UO ₂	10.3 g/cc
Densidad atómica (#/barn/cm)	
U-235	1.5122E-03
U-238	2.1477E-02
O-16	4.5945E-02

3.2. Especificaciones del ensamble de MOX

El ensamble de combustible MOX tiene básicamente la misma configuración geométrica del diseño de un reactor PWR. Como promedio se tiene un

contenido de plutonio del 11% y el mismo está compuesto por: 12 elementos combustible de bajo enriquecimiento, 72 de medio enriquecimiento, y 180 elementos combustible de alto enriquecimiento, señalados en la Figura 16, desde el color más oscuro con menor abundancia de plutonio localizado en la periferia del ensamble, y el más claro y más abundante que corresponde al contenido alto de plutonio; se señalan además las 24 guías de las barras de control. En la figura 15 y tabla 9 se aprecia más concretamente las diferentes concentraciones de plutonio para las tres clasificaciones trabajadas, concentraciones alta, media y baja. De igual forma se trabajaron temperaturas del combustible de 900 K y en el moderador 600 K. En ambos casos la densidad de potencia empleada fue de 37.5 W/gU.

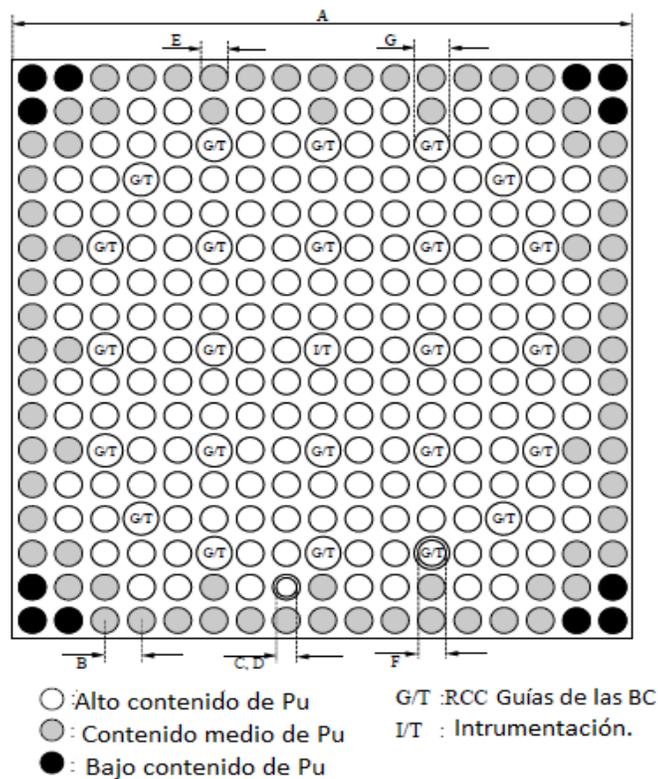


FIG 15. Configuración geométrica del ensamble de combustible MOX [17].

Tabla 9. Densidades atómicas empleadas para los ensambles MOX [17].

	Contenido bajo de Pu	Contenido medio de Pu	Contenido alto de Pu
Densidad MOX (g/cc)	10.4	10.4	10.4
Enriquecimiento U-235 (wt%)	0.2	0.2	0.2
Concentración Put (wt%)	7.5	14.4	19.1
Concentración Puf (wt%)	4.8	9.2	12.2
Densidad atómica (#/barn/cm)			
U-235	4.3463E-05	4.0212E-05	3.8000E-05
U-238	2.1408E-02	1.9812E-02	1.8724E-02
Pu-238	3.6652E-05	7.0251E-05	9.3169E-05
Pu-239	9.4712E-04	1.8154E-03	2.4075E-03
Pu-240	4.3265E-04	8.2927E-04	1.0997E-03
Pu-241	1.6026E-04	3.0720E-04	4.0739E-04
Pu-242	1.0984E-04	2.1052E-04	2.7920E-04
Am-241	4.6536E-05	8.9200E-05	1.1828E-04
O-16	4.6358E-02	4.6338E-02	4.6325E-02

Donde: $Puf = (Pu-239 + Pu-241) / (U-235 + U-238 + Pu-238 + Pu-239 + Pu-240 + Pu-241 + Pu-242 + Am-241)$

3.3. Aspectos de seguridad

En la práctica y funcionamiento de los reactores nucleares, existen una serie de factores que tienen una implicación directa en la reactividad del núcleo, de manera tal que éstos tienen la capacidad de causar variaciones en el

estado del reactor. Entre los factores que pueden provocar tal variación podemos citar: la temperatura, la potencia, la densidad, la presión, etc., además de las variaciones isotópicas que se van dando lugar en el reactor durante su operación, al igual que los productos de fisión acumulados durante el quemado del combustible. A continuación, se describen los parámetros de mayor importancia a tener en cuenta para considerar una operación segura del reactor, y que fueron calculados en este trabajo.

3.3.1. Efecto Doppler

En física de reactores nucleares, se conoce como efecto Doppler al ensanchamiento en los picos de resonancia de las secciones eficaces neutrónicas, como resultado de un aumento de la temperatura del combustible. La Figura 16 muestra este fenómeno, donde la campana más ancha corresponde a un aumento de temperatura mencionado T_2 , misma que tiene lugar fundamentalmente en el combustible y cuyo efecto se acentúa más en los núcleos de U-238.

Bajo estas condiciones la absorción de neutrones se hace menos selectiva, pues a mayor temperatura dicha absorción ocurre en un intervalo mayor de energías. Este efecto juega un papel de suma importancia en los reactores nucleares debido a que cuando en éste se dan incrementos de potencia en tiempos relativamente pequeños, a su vez aumenta la tasa de fisiones en el combustible, y con ello ocurre un incremento de la temperatura; este aumento de temperatura conlleva un incremento en la absorción de neutrones, lo que constituye un elemento que contrarresta las causas de su origen, por tanto el efecto Doppler resulta ser un mecanismo de autocontrol intrínseco del reactor y resulta benéfico para el control del reactor.

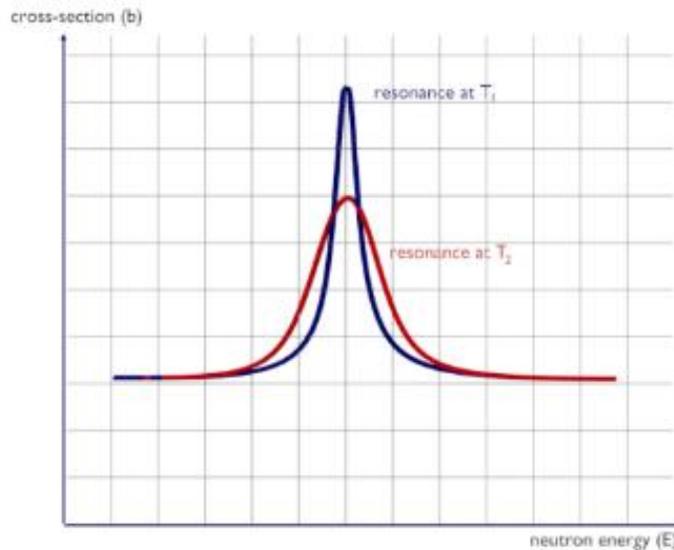


FIG 16. Ensanchamiento de la región de resonancia por aumento de temperatura [18].

En el caso de nuestro modelo se realizaron cambios en la temperatura del combustible de 900 K, en operación normal, hasta 1800 K. Es bien conocido que este coeficiente debe ser negativo bajo cualquier circunstancia, lo cual garantizará una regulación estable del reactor.

3.3.2. Efecto de vacío (VOID)

Existe una relación entre la reactividad y la cantidad de vapor existente en el agua que circula a través del reactor. Esta relación se conoce como efecto de vacíos. La variación debida al efecto de vacío se representa mediante el coeficiente de vacíos, el mismo expresa la variación que experimenta la reactividad cuando la cantidad de vapor aumenta en un volumen de agua. Dado que el reactor AP-1000 es un reactor a presión, donde la formación de vapor en el circuito primario está limitada, para los cálculos a operación normal se empleó una densidad atómica del moderador (agua) de $2.2074E-02$ at/b-cm, misma que se redujo en un 25% y se realizaron las corridas para simular el efecto.

3.3.3. Efecto de temperatura en el moderador

Resulta conveniente diferenciar el coeficiente de reactividad por temperatura en el combustible y en el moderador, los cuales expresan de

manera separada los cambios de reactividad en el núcleo por variaciones de temperatura en ellos. Se define el coeficiente de reactividad por temperatura en el moderador, como la relación entre las variaciones de reactividad ocurridas como consecuencia del cambio en la temperatura del moderador en un grado Kelvin. En nuestro modelo se realizaron las corridas en DRAGON de los ensambles de combustible, variando la temperatura de 600 K a 300 K para lo cual se modificó la densidad atómica del moderador de $2.2074E-02$ at/b-cm a $3.3315E-02$ at/b-cm.

3.3.4. Margen de apagado

Durante el diseño de los reactores nucleares es importante realizar un buen diseño de las barras de control, ya que éste es el mecanismo más eficiente y veloz para controlar o detener la reacción nuclear en cadena, si llegase a ser necesario. Para tratar este aspecto, en nuestro trabajo se modelaron los ensambles de combustibles MOX y UO_2 a temperaturas de 293K, pues a bajas temperaturas se tiene la condición de mayor reactividad en el núcleo. Además, se consideró que la barra de control de mayor valor en reactividad quedó fuera del núcleo. Esta barra se determinó mediante inserciones de cada barra por separado en el núcleo y midiendo el efecto en reactividad sobre éste, para todas las localizaciones posibles. Por ende, bajo estas circunstancias, debemos contar con un sistema de barras de control capaz de mitigar o apagar el reactor, aun bajo estas condiciones. Con el objetivo de realizar una simulación en DRAGON, de las barras de control, se añadió en los espacios reservados a las barras de control en los ensambles de combustible (CB Figura 22), una mezcla de boro natural (BNat) con una densidad atómica de $1.0941E-1$ y carbono 12 (C12) con una densidad atómica $2.7359E-2$, en este caso a la temperatura fue de 293K. Posteriormente estas fueron insertadas en el núcleo del reactor, en el módulo DONJON. Para simular el efecto de inserción, estas barras se fueron considerando en cada plano, hasta llegar a la profundidad de inserción requerida.

Capítulo 4. Códigos DRAGON-DONJON

4.1. Código DRAGON

DRAGON es un código de celda desarrollado sobre la base de la solución de la ecuación de transporte de neutrones. Se desarrolló en la Escuela Politécnica de Montreal (Canadá) en el lenguaje de programación FORTRAN, con el objetivo de racionalizar y unificar en un solo código diferentes modelos y algoritmos empleados en códigos de celda. DRAGON se puede descargar de forma gratuita; (www.polymtl.ca/merlin/version5.htm).

La versión empleada en este trabajo fue la DRAGON 3.06. Este código de celda se divide en varios módulos de cálculo enlazados entre sí utilizando el controlador generalizado GAN; estos módulos intercambian información sólo con estructuras de datos bien definidas. DRAGON contiene una colección de herramientas que pueden modelar el comportamiento neutrónico en una celda unitaria o en un arreglo de combustible. Incluye todas las funciones que caracterizan la celda:

- Interpolación de secciones microscópicas, suministradas por librerías.
- Cálculo de flujo neutrónico en teoría multigrupo y multidimensional.
- Cálculos de equivalencia Transporte-Transporte o Transporte-Difusión.
- Quemado del combustible.

Los métodos empleados por DRAGON para encontrar la solución de la ecuación del flujo neutrónico se basan en:

- ✓ Método de probabilidades de colisión (CPM).
- ✓ Método de las características (MoC).

Los dos componentes principales del código DRAGON son su solucionador de flujo multigrupo y sus módulos de seguimiento de probabilidad de colisión

(CP). Todos los módulos de CP realizan la misma tarea, pero utilizan diferentes niveles de aproximación [19].

4.1.1. Estructura general de entrada del Dragón

La entrada a DRAGON se configura en forma de una estructura que contiene comandos que llaman sucesivamente cada uno de los módulos de cálculo requeridos en un cálculo de transporte dado. La organización lógica de un archivo de entrada está en forma de una estructura secuencial de variables de entrada presentada en formato libre. Esta estructura debe ubicarse en las primeras 72 columnas de cada registro en el archivo de entrada [19].

4.1.2. Declaración de la estructura de datos y módulos de DRAGON

DRAGON se construye alrededor del controlador generalizado GAN, en consecuencia, todos los módulos que se utilizarán durante la ejecución deben identificarse, primeramente. También se debe definir el formato de cada estructura de datos que será procesada por estos módulos. A continuación, se llaman sucesivamente los módulos necesarios para el cálculo específico, transfiriéndose la información de un módulo al siguiente a través de la estructura de datos. Finalmente, la ejecución de DRAGON se termina cuando se encuentra con el END. Por lo tanto, la estructura general de datos de entrada sigue las especificaciones de llamada que se indican a continuación en la Figura 17 [19].

```
[ MODULE [[ MODNAME ]] ; ]  
[ LINKED_LIST [[ STRNAME ]] ; ]  
[ XSM_FILE [[ STRNAME ]] ; ]  
[ SEQ_BINARY [[ STRNAME ]] ; ]  
[ SEQ_ASCII [[ STRNAME ]] ; ]  
[[ (module) ; ]  
END ;
```

FIG 17. Estructura general de DRAGON.

Donde:

MODULE: *Palabra clave utilizada para especificar la lista de módulos que se utilizarán en esta ejecución de DRAGON.*

MODNAME: Nombre de los módulos a emplear.

LINKED LIST: Palabra clave utilizada para especificar qué estructuras de datos se almacenarán en las listas enlazadas.

XSM FILE
SEQ BINARY
SEQ ASCII } : *Palabra clave utilizada para especificar qué estructuras de datos se almacenarán.*

(module): *Especificaciones de entrada para un módulo.*

END: *Palabra clave para terminar la ejecución.*

Los principales módulos de cálculos empleados en nuestro modelo fueron los siguientes:

LIB: Se definen las librerías a emplear o se pueden introducir los datos de forma numérica de cada elemento.

GEO: Módulo donde se declara la geometría, se construye el modelo y se asignan las condiciones de frontera.

CPO: Este módulo se utiliza para generar las bases de datos de secciones eficaces en formato COMPO, los cuales serán usados para el cálculo del núcleo completo en DONJON.

JPMT: Módulo que se utiliza para realizar un seguimiento de la corriente de interfaz dentro de una región homogénea. Los módulos de seguimiento realizan un análisis de la geometría, incluyendo el volumen de la región y los cálculos del área de superficie, y generan las líneas de integración para una geometría que se definió previamente en el módulo GEO. Estas operaciones se llevan a cabo de manera diferente dependiendo del algoritmo de seguimiento considerado.

ASM: Utiliza la dependencia de grupos en el método de probabilidades de colisión, requeridos para el módulo de solución del flujo.

FLU: Módulo usado para resolver el sistema lineal de probabilidad de colisión multigrupo.

EVO: Módulo donde se declara y define las condiciones de quemado.

En las Figuras 18 y 19 están representadas, esquemáticamente, las secuencias que tienen lugar en el proceso de cálculo del DRAGON. El proceso inicia con la construcción de la geometría, y la introducción de las bases de secciones microscópicas mediante el módulo LIB, o de forma manual, introducidas por el usuario, posteriormente se declaran y definen los principales módulos de cálculo y los parámetros que se considerarán en el archivo de salida, como k-inf, quemado del combustible, mapas de potencia, etc. Finalmente, mediante el uso del módulo CPO, se generan las bases de datos de secciones eficaces macroscópicas que posteriormente serán llamadas por DONJON.

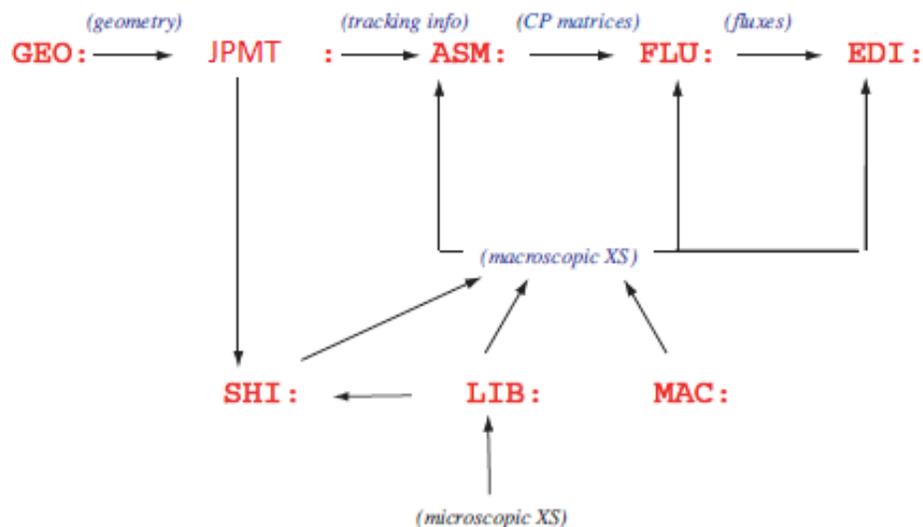


FIG 18. Secuencia general en DRAGON [20].

La Figura 19 muestra la introducción del módulo EVO en la secuencia de DRAGON, para cálculos con quemado, y su relación con el módulo SHI, el cual

toma en cuenta las resonancias de los nuevos isótopos formados durante el quemado y los introduce en nuestra librería de secciones eficaces macroscópicas; de forma iterativa, hasta llegar al quemado final deseado.

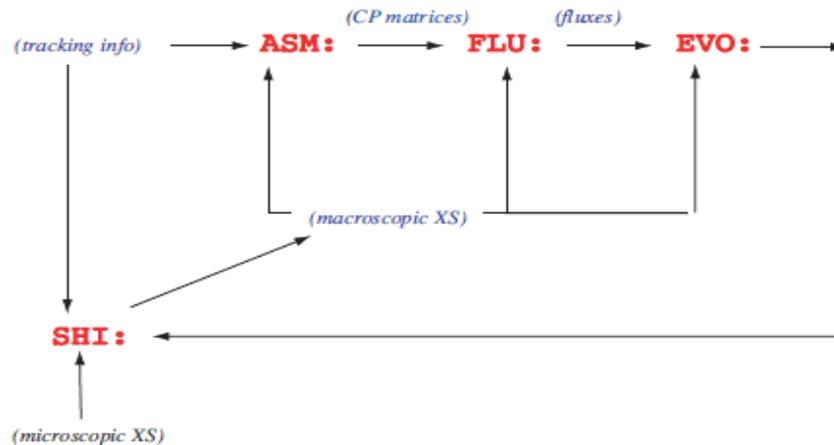


FIG 19. Secuencia de DRAGON, para ciclos de quemado [20].

4.2. Código DONJON

El DONJON está estrechamente asociado al DRAGON, ya que toma de éste, mediante los archivos COMPO, un conjunto de datos calculados por él (banco de datos nucleares). Es un código de modelado del núcleo completo en tres dimensiones, desarrollado en torno a la solución de las ecuaciones de difusión multigrupo de neutrones. El actual paquete DONJON 5.0 es una versión mejorada, lanzado como un intento para introducir las capacidades innovadoras para el modelado del núcleo completo y simulaciones de diferentes tipos de reactores nucleares tales como reactores de agua presurizada (PWR), reactores CANDU y reactores CANDU avanzados (ACRs) [21].

Los módulos de DRAGON se utilizan con el código DONJON para definir la geometría del reactor, proporcionar las bibliotecas de secciones eficaces macroscópicas y realizar cálculos de quemado. Los módulos TRIVAC se utilizan para realizar una discretización espacial de la geometría del reactor y para proporcionar la solución numérica de acuerdo con el procedimiento numérico seleccionado por el usuario. El código DONJON se divide en varios

módulos, cada módulo está diseñado para realizar algunas tareas en particular. Los módulos de DONJON se diseñan para el modelado del núcleo completo del reactor en geometría cartesiana 3D. Estos módulos se construyen alrededor de la especificación de *lattices* de combustible del reactor, correspondiente a las características de diseño comunes de los reactores CANDU y PWR. El código DONJON puede realizar varios cálculos de núcleo completo y puede usarse para determinar algunas características importantes del núcleo, tales como la distribución de potencia, la distribución normalizada del flujo de neutrones sobre el núcleo del reactor. Todos los cálculos de núcleo completo que utilizan la versión actual de DONJON corresponden a las condiciones estáticas del reactor [21]. Para una revisión más profunda se recomienda consultar el manual de usuario [22].

Los módulos de mayor importancia empleados en la construcción del núcleo completo y su posterior cálculo fueron:

GEO: Define la geometría y declaramos las condiciones de frontera.

FLUD: Módulo utilizado para calcular la solución numérica a un problema de autovalores, correspondiente a un conjunto previamente obtenido de matrices del sistema.

TAVG: Módulo utilizado para calcular quemados, quemado de salida y distribuciones de potencia axial.

TRIVAT: módulo utilizado para realizar una discretización numérica 3-D del reactor.

TRIVAA: Se emplea para crear un sistema matricial.

FLUD: Es el módulo con el cual se obtiene la respuesta numérica, como el flujo neutrónico y el factor de multiplicación de neutrones, k -eff.

BIVACT: Se utiliza para realizar un seguimiento en una geometría 2-D.

BIVACA: Se utiliza para calcular las matrices del sistema de elementos finitos correspondientes a una BIVACT TRACK y a un conjunto de propiedades nucleares en un MACROLIB.

En la Figura 20 se observa la interrelación de los módulos a emplear en DONJON. En la Figura 21 está representado todo el proceso de cálculo empleado en esta investigación, donde el proceso llevado a cabo en DRAGON se enlaza al DONJON de la forma que se indica en la figura, y posteriormente se siguió la lógica que indica la línea de color verde, hasta llegar a nuestros resultados finales.

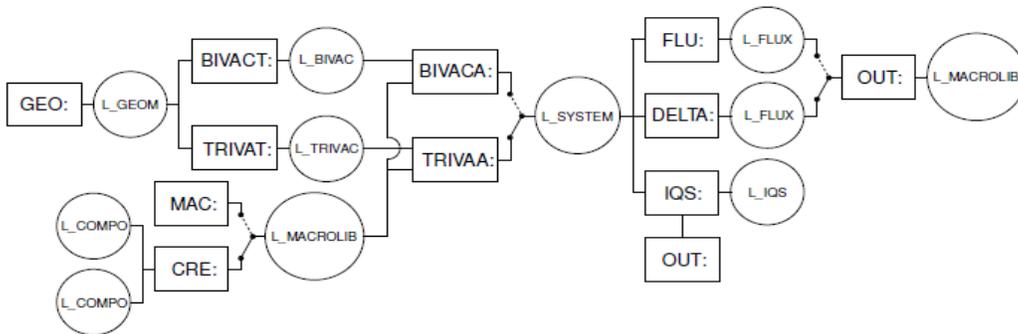


FIG 20. Secuencia general de DONJON [22].

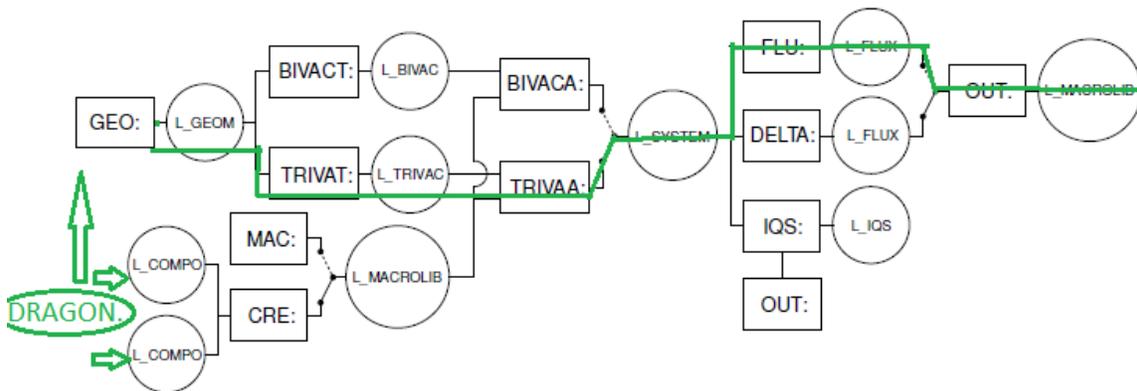


FIG 21. Esquema general de cálculo empleado en DRAGON-DONJON.

4.3. Modelo de los ensambles de MOX y UO₂ en DRAGON

En la simulación del ensamble de combustible de UO₂ en DRAGON se empleó la librería llamada WIMSD4. Esta librería de secciones eficaces se basa en una estructura de 69 grupos de energía de los neutrones, que utiliza el código de celda del mismo nombre (WIMS-D4). Se asignaron 4 mezclas fundamentales para considerar: el refrigerante/moderador (agua), el circonio, los isótopos

del uranio y una cuarta mezcla que incluye una combinación de U-235, U-238 y los isotopos del gadolinio Gd-154-155-156-157-158, que en su conjunto conforman la gadolinia; los índices usados en las mezclas fueron 1,2,3,4 respectivamente. La Figura 22, muestra la configuración de un cuarto de ensamblaje donde:

CB: corresponde a las guías de barras control.

CZ: celdas con combustible.

CG: celdas con gadolinia.

CV: instrumentación.

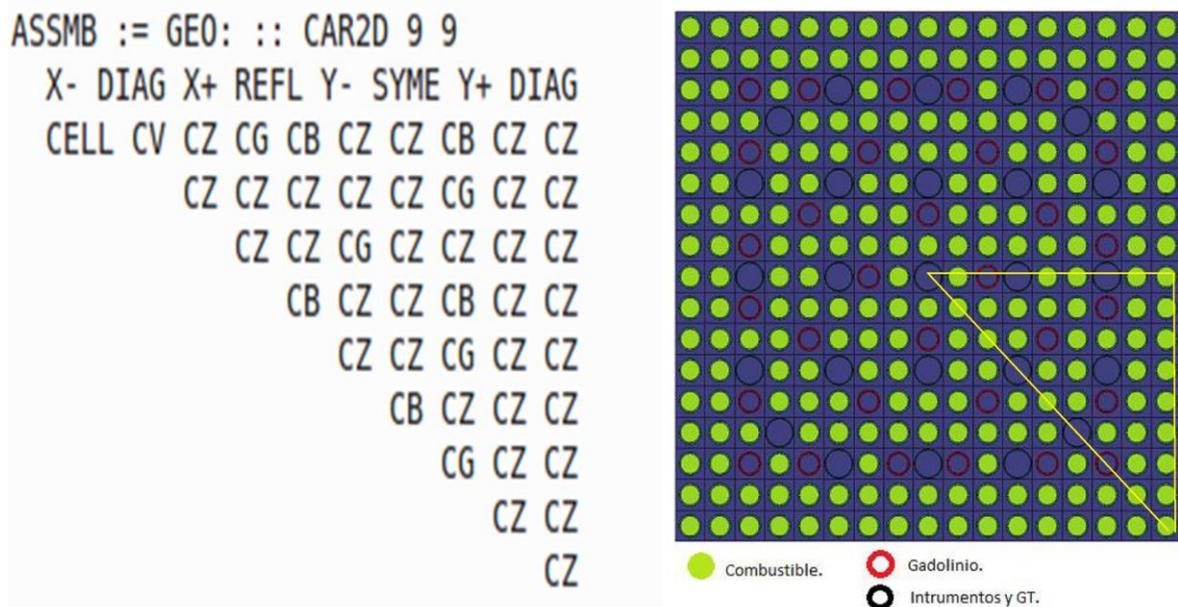


FIG 22. A la izquierda un cuarto de ensamblaje UO₂, a la derecha ensamblaje completo.

En la simulación del ensamblaje de combustible MOX en DRAGON, ver figura 23, se empleó la librería WIMSD4, se asignaron 5 mezclas fundamentales para considerar: el refrigerante/moderador (agua), el circonio, y los diferentes grados de plutonio que empleamos en nuestro ensamblaje, los cuales son de baja, media y alta concentración; éstos fueron tomados en cuenta en las mezclas 3, 4 y 5, estando constituidos por combinaciones de U-

235-238/Pu-238-239-240-241-242/Am-241, a las diferentes concentraciones señaladas anteriormente.

CZ: contenido alto de plutonio.

CC: contenido medio de plutonio.

CT: contenido bajo de plutonio.

CG: guías de barras de control.

CV: Instrumentación.

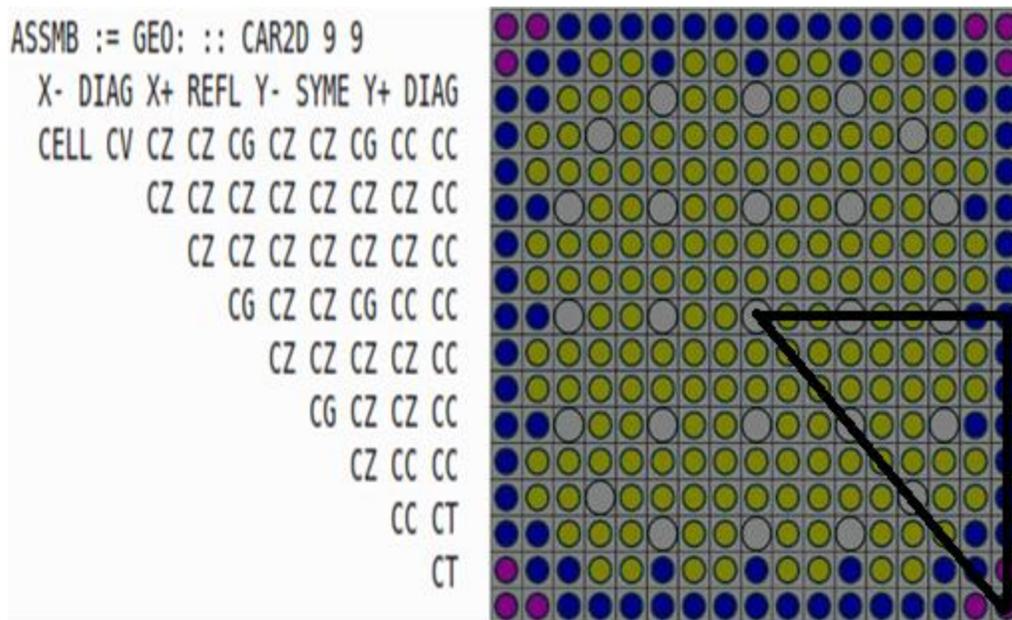


FIG 23. A la izquierda un cuarto de ensamble MOX, a la derecha ensamble completo.

Para ambos casos, en los ensambles de UO_2 y MOX, se modeló el comportamiento de los parámetros neutrónicos, desde un quemado de 0 MWd/t hasta 70 MWd/t, tal y como lo recomienda el *Benchmark Problem Suite for Reactor Physics Study of LWR Next Generation Fuel* [17].

4.4. Especificaciones del modelo del núcleo en DONJON

Se adoptó una geometría 3-D simplificada para los propósitos de referencia. El núcleo tiene una composición de combustible uniforme en la dirección axial con un reflector axial de 20 cm de espesor. El reflector axial contiene un moderador fijo en la misma condición que la entrada y la salida del núcleo para el reflector axial inferior y superior, respectivamente. La condición de frontera axial es flujo cero. Se realizó un mallado en la dirección X y Y de 20 cm de espesor cada uno y en la dirección Z de 43 cm, de manera tal que en la dirección axial fueron analizados 11 planos.

El núcleo fue diseñado con base en las siguientes pautas propuestas para núcleos cargados parcialmente con combustible MOX (ver figura 24):

1. Ninguna mezcla de MOX fresca en la periferia del núcleo.
2. Sin ensambles MOX enfrentados entre sí.
3. Ningún ensamble MOX en la posición de la barra de control.
4. Sin venenos combustibles en los ensambles MOX.

	1	2	3	4	5	6	7	8
1	A-UO2 1X	YU-0G 1X	X-MOX 2X	YU-0G 1X	XU-8G 2X	YU-8G 1X	ZU-8G FEED	WU-0G 3X
2	YU-0G 1X	X-MOX 2X	YU-8G 1X	Y-MOX 1X	XU-0G 2X	Y-MOX 1X	Z-MOX FEED	Y-MOX 1X
3	X-MOX 2X	YU-8G 1X	YU-8G 1X	X-MOX 2X	XU-8G 2X	Z-MOX FEED	ZU-0G FEED	
4	YU-0G 1X	Y-MOX 1X	X-MOX 2X	XU-8G 2X	Z-MOX FEED	ZU-8G FEED	W-MOX 3X	
5	XU-8G 2X	XU-0G 2X	XU-8G 2X	Z-MOX FEED	ZU-8G FEED	X-MOX 2X		
6	YU-8G 1X	Y-MOX 1X	Z-MOX FEED	ZU-8G FEED	X-MOX 2X			
7	ZU-8G FEED	Z-MOX FEED	ZU-0G FEED	W-MOX 3X				
8	WU-0G 3X	Y-MOX 1X						

Assy. Reg. - Type
 # Cycles @ BOC

FIG 24. Referencia de núcleo AP-1000 cargado al 50% de MOX [5].

Como parte de la lógica de programación del DONJON, y una vez simulados los ensambles de MOX y UO₂ en el DRAGON, se procedió a realizar el arreglo

completo del núcleo con estos ensambles de combustible, en donde se denominó 1 al MOX, 3 al UO₂ y 4 al ensamble de instrumentación que se dispone en el centro del núcleo. El rango de quemado en los ensambles de combustibles que se consideró, fue de (0.0- 70.0) GWd/t (ver anexo A-B). Las Figuras 25 y 26 muestran cómo quedó conformado el núcleo en DONJON para las diversas configuraciones analizadas.

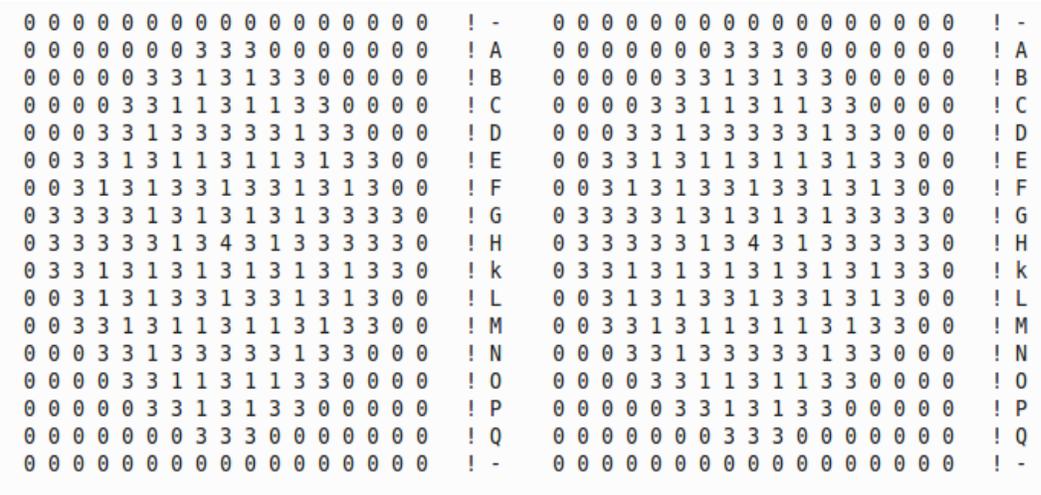


FIG 25. Núcleo al 30 y 50% MOX.

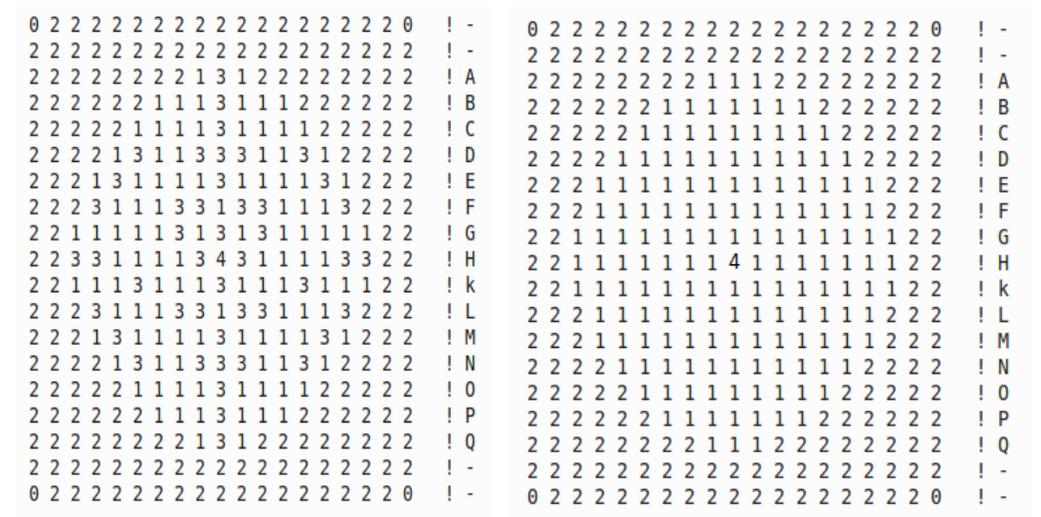


FIG 26. Núcleo al 70 y 100 % MOX.

Capítulo 5. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

Primeramente, se presentan los resultados obtenidos con DRAGON para las celdas de combustible estudiadas en medio infinito.

5.1. Determinación de K_{∞}

La Figura 27 muestra la curva obtenida para el factor infinito de multiplicación de neutrones (k_{∞}) en un ensamble de combustible MOX, para las condiciones de modelado, es decir, temperatura del combustible de 900 K y temperatura del agua y el encamisado de 600 K, y el rango de quemado de 0 a 70 Mwd/t.

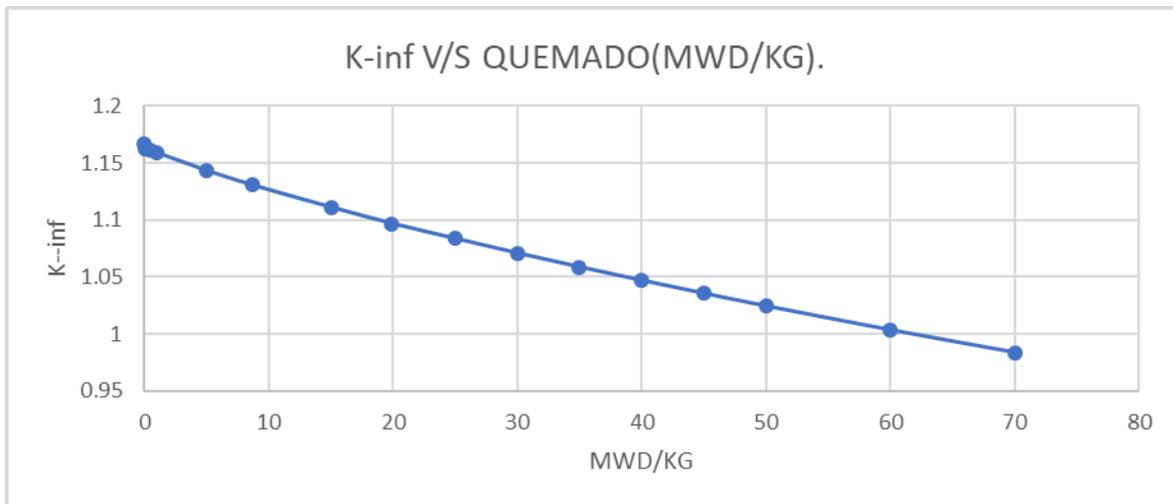


FIG 27. Cálculo de K_{∞} contra quemado.

La misma muestra un comportamiento lineal, debido fundamentalmente a la ausencia de gadolinia en las varillas de combustible, se observa un comportamiento supercrítico al inicio del quemado, $k_{\infty}=1.18$, el cual va decayendo a medida que se agota el plutonio y la consecuente aparición de los productos de fisión absorbedores de neutrones.

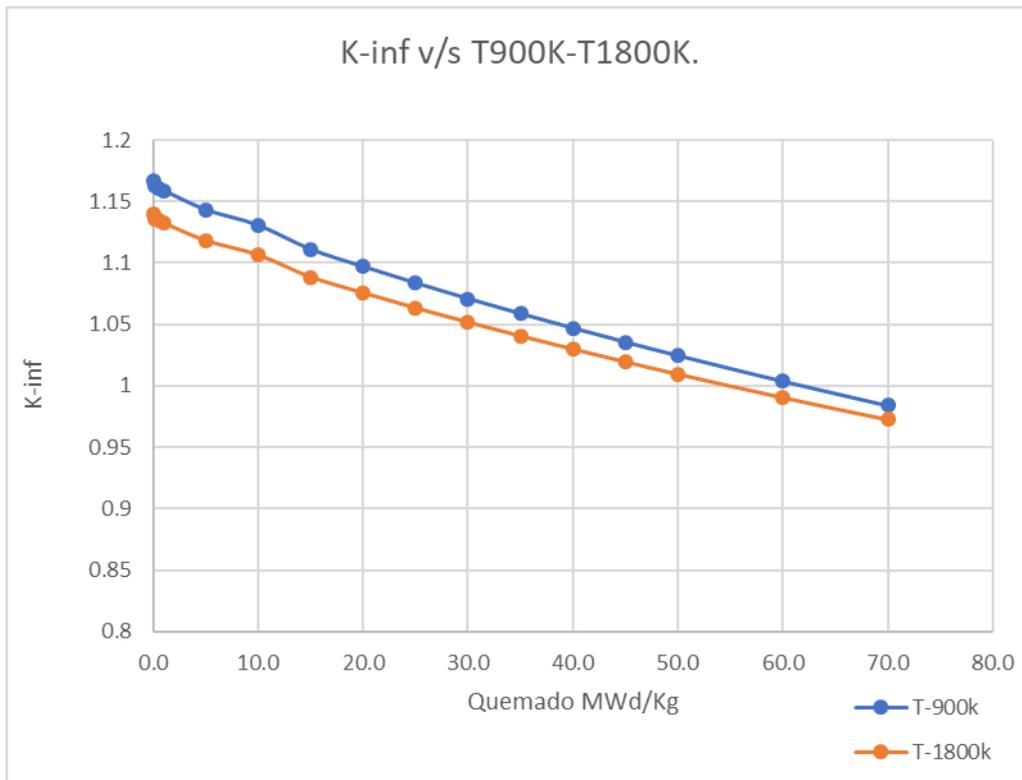


FIG 28. Cálculo de K-inf contra quemado a temperaturas de 900 y 1800 K.

En la Figura 28, está reflejado el comportamiento de la k-inf durante el quemado en el ensamble de combustible MOX, para las temperaturas 900K y 1800K. Podemos apreciar en la curva de color naranja, a temperatura de 1800K, valores por debajo de los de la curva de 900K, debido al efecto Doppler, el cual se explicó anteriormente.

5.2. Verificación de resultados de UO2

En la Figura 29 se puede apreciar el alto grado de aceptación de nuestros resultados con el código DRAGON, el cual fue comparado con diferentes códigos análogos, tales como el CASMO y SERPENT (cálculos realizados por nosotros), donde los errores en el cálculo de K-inf se encuentran por debajo de $2.7\% \Delta K$, con lo cual podemos afirmar que el modelo empleado arroja resultados confiables que pueden ser tomados en cuenta en la posterior simulación en el DONJON. Las diferencias encontradas entre los tres códigos se pueden explicar por los diferentes métodos de solución de la ecuación de

transporte de neutrones empleados y las diferentes bibliotecas de secciones eficaces que utiliza cada uno de ellos.

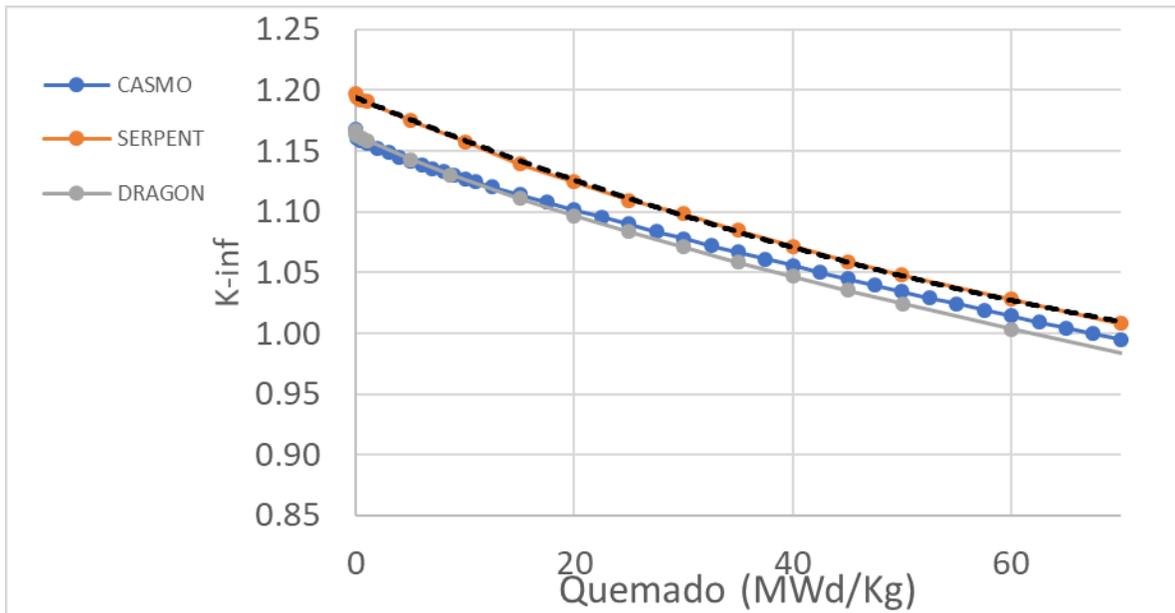


FIG 29. Comparación de nuestros resultados.

5.3. Dependencia de K-inf con el quemado para ensamble UO₂

En la Figura 30 se presenta el comportamiento de la k-inf con el quemado en el ensamble de UO₂, donde inicialmente se observa una disminución, debido a que ocurre una acumulación de productos de fisión, tales como xenón y samario. Después se observa un incremento en la K-inf, debido al consumo de la gadolinia fresca, seguido de un punto de inflexión en la curva, aproximadamente a los 15 MWd/Kg, en donde ya prácticamente se ha agotado la gadolinia cargada inicialmente, y posteriormente sigue un comportamiento decreciente debido al consumo propio de combustible. Se ha señalado en la Figura 30, además, la influencia de la temperatura en la K-inf, por el efecto Doppler, por un aumento de 900 K a 1800 K.

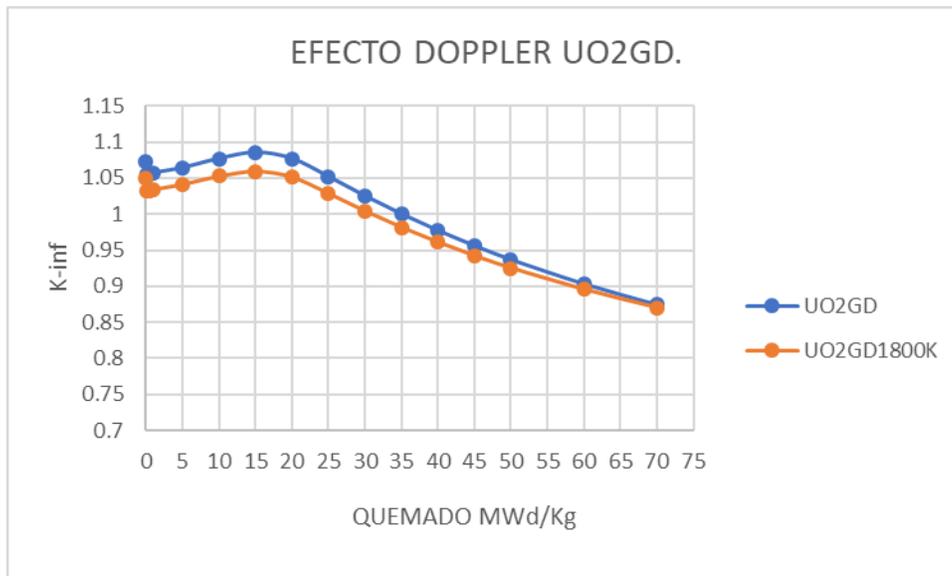


FIG 30. K-inf con el quemado para ensamble UO₂ y efecto Doppler.

5.4. Diferentes condiciones de operación UO₂ con Gadolinio.

En la Figura 31 se exponen, a modo de comparación, las diferentes condiciones a las que se simuló el ensamble de UO₂ (efecto Doppler, efecto de vacío, temperatura de moderador). Se aprecia que el mayor efecto en la k-inf lo representa el efecto de temperatura en el moderador, donde el salto de temperatura de 600 K a 300 K conlleva a un incremento en la densidad del moderador y por tanto aumenta la moderación de neutrones, aumentando la multiplicación de los mismos. De manera opuesta, se observa el efecto de vacío, el cual fue simulado disminuyendo en 25% la densidad del moderador, estimulando así la fuga de neutrones y disminuyendo la densidad del moderador (lo cual implica una pérdida de la capacidad de moderación), y por tanto se espera el decremento en la k-inf.

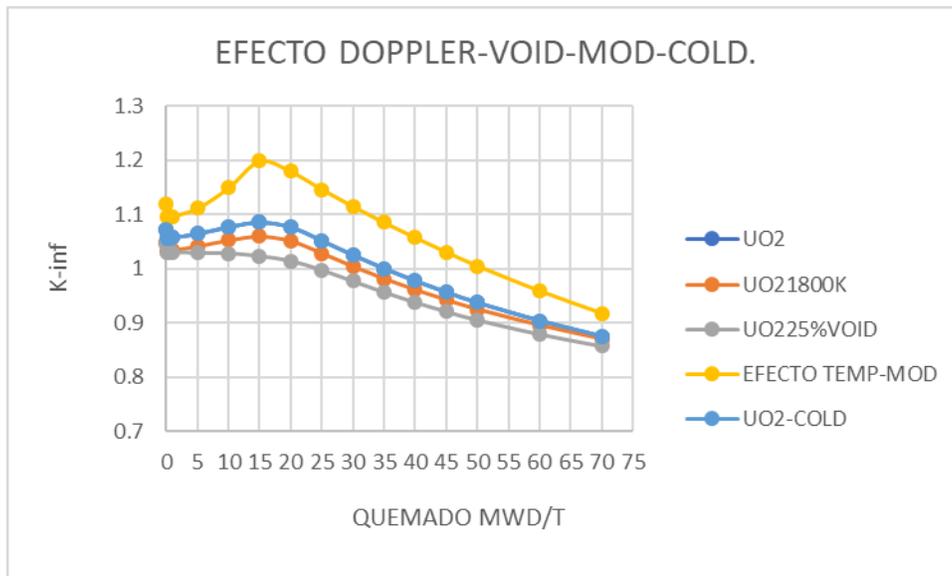


FIG 31. Comparación de diferentes condiciones de operación para el combustible UO₂.

5.5. Resultados para el núcleo simulado en DONJON

Los resultados que se muestran a continuación están referidos al núcleo cargado de manera parcial y total con UO₂ y MOX. Para ello se emplearon las bibliotecas de secciones eficaces, dependientes del quemado, obtenidas con DRAGON y almacenadas en archivos denominados COMPO, en la nomenclatura del DRAGON. Las condiciones de operación simuladas son las de 100% de potencia.

5.5.1. Núcleo cargado al 100% con UO₂

La densidad de potencia local (LPD) en el núcleo debe estimarse con precisión para confirmar que alguna varilla dentro del ensamble más caliente no se llegue a fundir. El factor pico de potencia (PPF) se define como el LPD más alto (del ensamble de mayor potencia) dividido por la densidad de potencia promedio en el núcleo del reactor.

Las Figuras 32 y 33 muestran el factor pico de potencia en la dirección radial y axial respectivamente, cuyo valor más alto corresponde a 1.978 para cuatro ensambles de combustible localizados en la periferia del núcleo, los cuales deben ser relocalizados mediante una mejor optimización del núcleo, con el fin de que todos los ensambles se ajusten a picos de potencia de menor

magnitud en la dirección radial y 1.491 en la dirección axial del núcleo. El factor efectivo de multiplicación de neutrones **KEFF=1.9781**. De los resultados mostrados, se observa que es necesario disminuir el exceso de reactividad mediante la incorporación de gadolinia, tal y como fue realizado para la simulación del núcleo con diferentes cargas de MOX y UO₂.

0	0	0	0	0	0	0	0	1.146063	1.053327	1.146063	0	0	0	0	0	0	0	0	0
0	0	0	0	0	1.978024	1.685363	1.265078	1.001129	1.265078	1.685363	1.978024	0	0	0	0	0	0	0	0
0	0	0	0	1.426373	1.091279	1.375154	1.385363	1.179204	1.385363	1.375154	1.091279	1.426373	0	0	0	0	0	0	0
0	0	0	0.959113	0.785633	0.879048	1.30787	1.411541	1.233424	1.411541	1.30787	0.879048	0.785628	0.959113	0	0	0	0	0	0
0	0	0.849656	0.59358	0.673858	0.783813	1.221755	1.395693	1.215789	1.395693	1.221755	0.783813	0.673858	0.59358	0.849656	0	0	0	0	0
0	0	0.576809	0.516535	0.6385	0.718183	1.013606	1.385511	1.467982	1.385511	1.013606	0.718183	0.6385	0.516535	0.576809	0	0	0	0	0
0	0.52982	0.421305	0.474773	0.613057	0.723322	1.016436	1.36475	1.457403	1.36475	1.016432	0.723322	0.613057	0.474773	0.421305	0.52982	0	0	0	0
0	0.413321	0.408182	0.43918	0.594028	0.681126	0.99888	1.332796	1.219821	1.332796	0.99888	0.681126	0.594028	0.43918	0.408182	0.413317	0	0	0	0
0	0.52982	0.421305	0.474773	0.613062	0.723322	1.016436	1.36475	1.457403	1.36475	1.016436	0.723322	0.613057	0.474773	0.421305	0.52982	0	0	0	0
0	0	0.576809	0.516535	0.6385	0.718183	1.013606	1.385511	1.467982	1.385511	1.013606	0.718183	0.6385	0.516535	0.576809	0	0	0	0	0
0	0	0.849656	0.59358	0.673858	0.783813	1.221755	1.395693	1.215789	1.395693	1.22176	0.783813	0.673858	0.59358	0.849656	0	0	0	0	0
0	0	0	0.959113	0.785628	0.879048	1.30787	1.411541	1.233424	1.411541	1.30787	0.879048	0.785628	0.959113	0	0	0	0	0	0
0	0	0	0	1.426373	1.091279	1.375154	1.385363	1.179204	1.385363	1.375154	1.091279	1.426373	0	0	0	0	0	0	0
0	0	0	0	0	1.978024	1.685363	1.265078	1.001129	1.265078	1.685363	1.978024	0	0	0	0	0	0	0	0
0	0	0	0	0	0	0	0	1.146063	1.053327	1.146063	0	0	0	0	0	0	0	0	0
0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0

FIG 32. Potencia radial normalizada para 100% de UO₂.

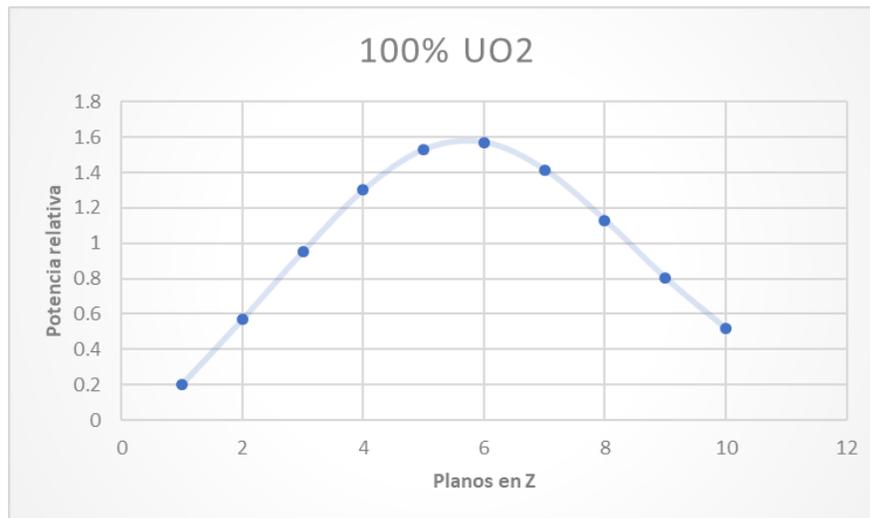


FIG 33. Potencia axial normalizada para 100% de UO₂.

5.5.2. Núcleo cargado al 32% de MOX

El comportamiento de los factores de potencia en la dirección radial y axial para el núcleo cargado con un 32% de MOX se muestra en las figuras 34 y 35 respectivamente. Para este caso los valores obtenidos fueron 1.428 y 1.501. El valor de **KEFF**=1.045604.

0	0	0	0	0	0	0	0.83815371	0.7646731	0.83815371	0	0	0	0	0	0
0	0	0	0	0	0.98289385	0.93045124	0.96781724	0.82110998	0.96781724	0.93045124	0.98289385	0	0	0	0
0	0	0	0	1.03456994	0.85679053	1.07395847	1.13733105	1.00075953	1.13733105	1.07395847	0.85679053	1.03456994	0	0	0
0	0	0	0.99116868	0.82649877	0.98256138	1.03980635	1.09975726	1.10321588	1.09975726	1.03980173	0.98256138	0.82649877	0.99116868	0	0
0	0	0.89820621	0.76914298	0.9235848	0.97385712	1.26413164	1.33688728	1.14282144	1.33688728	1.26413164	0.97385712	0.9235848	0.76914298	0.89820621	0
0	0	0.7630523	0.83486133	0.89418424	1.08247803	1.141136	1.22682105	1.41726205	1.22682105	1.141136	1.08247341	0.89418424	0.83486133	0.7630523	0
0	0.7110853	0.65921066	0.78070557	0.9130658	1.11972397	1.15787497	1.40121572	1.2609547	1.40121572	1.15787497	1.11972397	0.9130658	0.78070557	0.65921066	0.7110853
0	0.61262322	0.65983404	0.77746859	0.92490544	1.03079732	1.25971255	1.23259311	1.25676187	1.23258849	1.25971255	1.03079732	0.92490083	0.77746859	0.65983404	0.61262322
0	0.72398239	0.67182145	0.85872995	0.92815165	1.13180835	1.16532323	1.40803599	1.26659285	1.40803599	1.16532323	1.13180835	0.92814703	0.85872995	0.67182145	0.72398239
0	0	0.78774748	0.86383245	0.91782197	1.09989117	1.15346511	1.23756632	1.42878769	1.23756632	1.1534605	1.09989117	0.91782197	0.86383245	0.78774748	0
0	0	0.92386186	0.79109989	0.94471977	0.99064226	1.2810507	1.35219017	1.15506282	1.35219017	1.2810507	0.99064226	0.94471977	0.79109989	0.92386186	0
0	0	0	1.01502806	0.8436995	0.99972518	1.05507229	1.1143167	1.11722582	1.1143167	1.05507229	0.99972518	0.8436995	1.01502806	0	0
0	0	0	0	1.05512309	0.87160856	1.0905312	1.15366367	1.01470944	1.15366367	1.0905312	0.87160856	1.05512309	0	0	0
0	0	0	0	0	0.99995606	0.94521847	0.98236744	0.833102	0.98236744	0.94521847	0.99995144	0	0	0	0
0	0	0	0	0	0	0	0.85133247	0.77638807	0.85133247	0	0	0	0	0	0

FIG 34. Potencia radial normalizada para 32% de MOX.

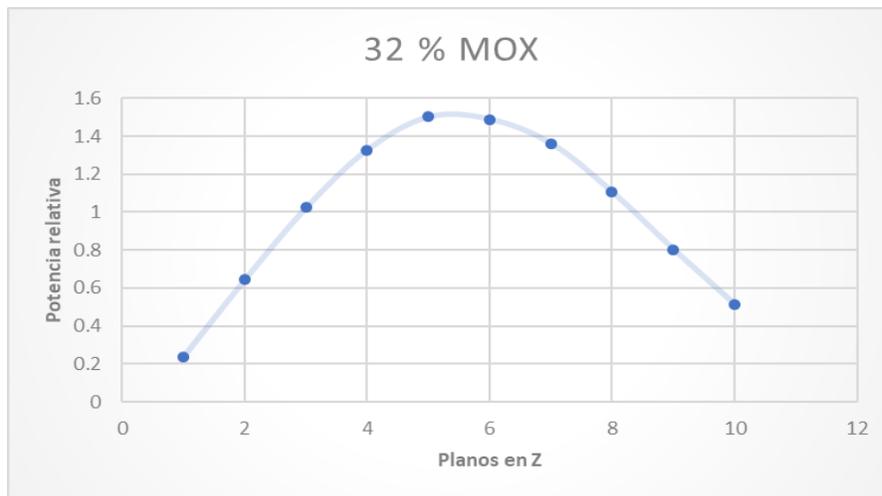


FIG 35. Potencia axial normalizada para 32% de MOX.

5.5.3. Núcleo cargado al 50% de MOX

Los valores obtenidos para el máximo valor del factor pico de potencia en la dirección radial y axial del núcleo cargado al 50% de MOX fueron: 1.466 y 1.486, respectivamente, ver figuras 36 y 37. El factor de multiplicación de neutrones $KEFF=1.046627$.

0	0	0	0	0	0	0	0.8022781	0.7132227	0.8022781	0	0	0	0	0	0	0
0	0	0	0	0	0.9188101	0.9004924	0.9299177	0.6740539	0.9299177	0.9004924	0.9188101	0	0	0	0	0
0	0	0	0	0.8223497	0.8116319	1.0667161	1.1115362	0.8821746	1.1115362	1.0667161	0.8116319	0.8223497	0	0	0	0
0	0	0	0.8511904	0.7132227	1.0517112	1.0561932	1.102767	0.987794	1.102767	1.0561932	1.0517112	0.7132227	0.8511904	0	0	0
0	0	0.7101048	0.7264738	0.8917233	1.0347575	1.3108877	1.3500565	0.9770761	1.3500565	1.3108877	1.0347575	0.8917233	0.7264738	0.7101048	0	0
0	0	0.7009459	0.9455073	0.9899375	1.2773702	1.1394025	1.283606	1.4348248	1.283606	1.1394025	1.2773702	0.9899375	0.9455073	0.7009459	0	0
0	0.6707411	0.7044536	1.0065014	1.0620393	1.3381695	1.2502833	1.4665886	1.2705497	1.4665886	1.2502833	1.3381695	1.0620393	1.0065014	0.7044536	0.6707411	0
0	0.5988343	0.7026998	0.9006873	1.0671059	1.1793508	1.3106929	1.2795137	1.0493728	1.2795137	1.3106929	1.1793508	1.0671059	0.9006873	0.7026998	0.5988343	0
0	0.6707411	0.7044536	1.0065014	1.0620393	1.3381695	1.2502833	1.4665886	1.2705497	1.4665886	1.2502833	1.3381695	1.0620393	1.0065014	0.7044536	0.6707411	0
0	0	0.7009459	0.9455073	0.9899375	1.2773702	1.1394025	1.283606	1.4348248	1.283606	1.1394025	1.2773702	0.9899375	0.9455073	0.7009459	0	0
0	0	0.7101048	0.7264738	0.8917233	1.0347575	1.3108877	1.3500565	0.9770761	1.3500565	1.3108877	1.0347575	0.8917233	0.7264738	0.7101048	0	0
0	0	0	0.8511904	0.7132227	1.0517112	1.0561932	1.102767	0.987794	1.102767	1.0561932	1.0517112	0.7132227	0.8511904	0	0	0
0	0	0	0	0.8223497	0.8116319	1.0667161	1.1115362	0.8821746	1.1115362	1.0667161	0.8116319	0.8223497	0	0	0	0
0	0	0	0	0	0.9188101	0.9004924	0.9299177	0.6740539	0.9299177	0.9004924	0.9188101	0	0	0	0	0
0	0	0	0	0	0	0	0.8022781	0.7132227	0.8022781	0	0	0	0	0	0	0

FIG 36. Potencia radial normalizada para 50% de MOX.

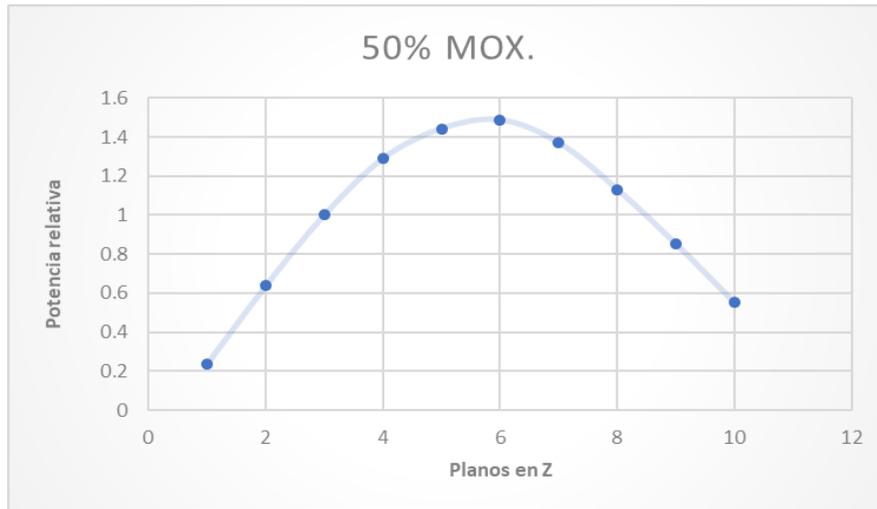


FIG 37. Potencia axial normalizada para 50% de MOX.

5.5.4. Núcleo cargado al 70% de MOX

Para el núcleo cargado con un 70 % de MOX, los máximos picos de potencia obtenidos en las direcciones radial y axial fueron: 1.38610241 y 1.45596284, respectivamente, ver figura 38 y 39. El valor de **KEFF**=1.073419.

0	0	0	0	0	0	0	0.72254643	0.68575301	0.72254643	0	0	0	0	0	0
0	0	0	0	0	0.98426085	1.02206092	0.95275464	0.79399068	0.95275464	1.0220563	0.98426085	0	0	0	0
0	0	0	0	0.9014849	0.9569567	1.1516829	1.16141229	0.99212932	1.16141229	1.1516829	0.9569567	0.9014849	0	0	0
0	0	0	0.77673914	0.77930194	1.03499956	1.26139821	1.11965028	1.09443331	1.11965028	1.26139821	1.03499956	0.77929732	0.77673914	0	0
0	0	0.69701546	0.69709396	0.92905687	1.09541225	1.30706213	1.32638237	1.1101841	1.32638237	1.30706213	1.09541225	0.92905687	0.69709396	0.69701546	0
0	0	0.69005666	0.84158939	1.02607365	1.13178546	1.14624793	1.18612594	1.34846858	1.18612594	1.14624793	1.13178546	1.02607365	0.84158939	0.69005666	0
0	0.56329761	0.6692126	0.88555863	1.07872869	1.18478682	1.16061344	1.34566567	1.19459932	1.34566567	1.16061344	1.18478682	1.07872869	0.88555863	0.6692126	0.56329761
0	0.52475872	0.63108006	0.86941533	1.07422186	1.17394458	1.27888525	1.19930932	1.20316044	1.19930932	1.27888525	1.17394458	1.07422186	0.86941072	0.63108006	0.52475872
0	0.55847217	0.65953401	0.86530101	0.96825147	1.18917359	1.29547646	1.3822005	1.22141862	1.3822005	1.29547646	1.18917359	0.96825147	0.86530101	0.65953401	0.55847217
0	0	0.67908975	0.82211215	1.00815256	1.13955696	1.17364444	1.223141	1.38610241	1.223141	1.17364444	1.13955696	1.00815256	0.82211215	0.67908513	0
0	0	0.68934554	0.68955795	0.92511802	1.10570499	1.33416311	1.35882135	1.13810702	1.35882135	1.33416311	1.10570037	0.92511802	0.68955795	0.68934554	0
0	0	0	0.77521994	0.78224338	1.04647442	1.28293492	1.14222134	1.1176139	1.14222134	1.28293492	1.0464698	0.78224338	0.77521532	0	0
0	0	0	0	0.9082359	0.96855623	1.16972405	1.1820855	1.01063224	1.18208088	1.16971944	0.96855623	0.90823128	0	0	0
0	0	0	0	0	0.99654379	1.03739151	0.96854238	0.80777435	0.96854238	1.03739151	0.99653918	0	0	0	0
0	0	0	0	0	0	0	0.73379964	0.6968446	0.73379964	0	0	0	0	0	0

FIG 38. Potencia radial normalizada para 70% de MOX.

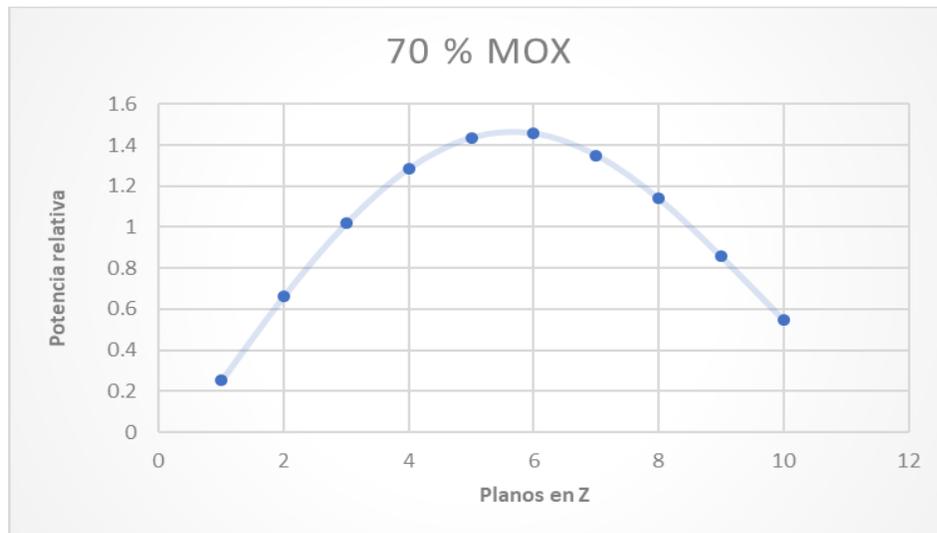


FIG 39. Potencia axial normalizada para 70% de MOX.

5.5.5. Núcleo cargado al 100% de MOX

Para una carga del núcleo del 100% de MOX, los valores encontrados de máximos picos de potencia en la dirección radial y axial fueron: 1.881853 y 1.46328327, ver figura 40 y 41, respectivamente; y un valor de $KEFF=1.1153420$.

0	0	0	0	0	0	0	0	0.599815	0.586914	0.599815	0	0	0	0	0	0	0	0	0
0	0	0	0	0	0.790742	0.858889	0.851427	0.793018	0.851427	0.858889	0.790742	0	0	0	0	0	0	0	0
0	0	0	0	0.727567	0.799335	1.038216	1.140631	1.086775	1.140631	1.038216	0.799335	0.727567	0	0	0	0	0	0	0
0	0	0	0.615630772	0.7023	0.912768	1.235805	1.378237	1.319787	1.378237	1.235805	0.912768	0.7023	0.615631	0	0	0	0	0	0
0	0	0.52945604	0.605647396	0.797566	1.01799	1.378209	1.566051	1.486318	1.566051	1.378209	1.01799	0.797566	0.605647	0.52945604	0	0	0	0	0
0	0	0.515598448	0.667805689	0.889726	1.094676	1.390649	1.713285	1.793074	1.713285	1.390645	1.094676	0.889721	0.667806	0.515598448	0	0	0	0	0
0	0.404858	0.503998892	0.705785925	0.943817	1.174672	1.481188	1.795078	1.881853	1.795073	1.481188	1.174672	0.943817	0.705781	0.503998892	0.404853	0	0	0	0
0	0.374571	0.522566494	0.702433506	0.953971	1.167847	1.496971	1.806589	1.745304	1.806589	1.496971	1.167843	0.953971	0.702434	0.522566494	0.374571	0	0	0	0
0	0.404858	0.503998892	0.705785925	0.943817	1.174672	1.481188	1.795078	1.881853	1.795078	1.481188	1.174668	0.943817	0.705781	0.503998892	0.404853	0	0	0	0
0	0	0.515603066	0.667805689	0.889726	1.094676	1.390649	1.713285	1.793074	1.713285	1.390645	1.094676	0.889721	0.667806	0.515598448	0	0	0	0	0
0	0	0.52945604	0.605647396	0.797566	1.01799	1.378209	1.566056	1.486318	1.566056	1.378209	1.01799	0.797566	0.605647	0.52945604	0	0	0	0	0
0	0	0	0.615630772	0.702304	0.912772	1.235805	1.378237	1.319787	1.378237	1.235805	0.912768	0.7023	0.615631	0	0	0	0	0	0
0	0	0	0	0.727567	0.799335	1.038216	1.140631	1.08678	1.140631	1.038216	0.799335	0.727567	0	0	0	0	0	0	0
0	0	0	0	0	0.790746	0.858894	0.851427	0.793018	0.851427	0.858889	0.790742	0	0	0	0	0	0	0	0
0	0	0	0	0	0	0	0	0.599815	0.586914	0.599815	0	0	0	0	0	0	0	0	0

FIG 40. Potencia radial normalizada para 100% MOX.

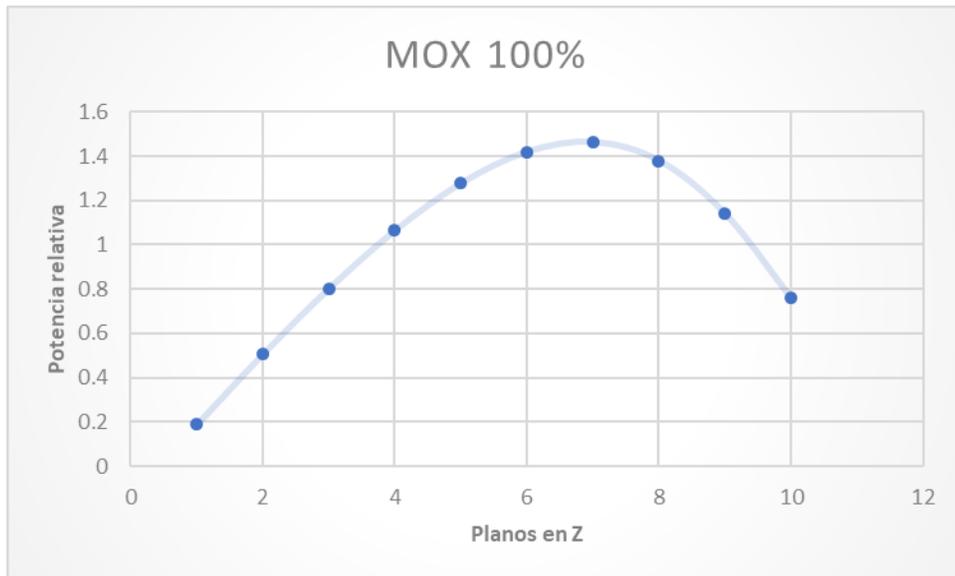


FIG 41. Potencia axial normalizada para 100 de MOX.

5.5.6. Comparación del factor pico de potencia con 32-50-70-100 (%) de MOX

En la figura 43 se muestran, a modo de comparación, la distribución de potencia axial para los 4 escenarios planteados de carga de MOX en el núcleo: 32-50-70 y 100% de MOX. Se observa un comportamiento descendente en el valor del factor a partir del 32%, el cual es más alto. Esto se debe a la disparidad entre los ensambles de combustible de UO_2 y MOX, ya que los mismo están compuestos por diferentes elementos (plutonio y uranio), los cuales tienen propiedades nucleares que difieren, por ejemplo, las secciones eficaces de absorción y de fisión de los principales isótopos fisibles del plutonio, es decir, el Pu-239 y el Pu-241 son notablemente mayores de las del U-235 en el espectro térmico. La sección de absorción y de fisión del Pu-239 son 1020 barns y 749 barns, respectivamente, las del Pu-241 son 1378 barns y 1015 barns, mientras que las del U-235 son 687 barns y 587 barns; todas a 0.0253 eV. Además, los dos isótopos del plutonio antes mencionados presentan dos grandes resonancias alrededor de 0.25 eV, como se observa en la figura 42 También, es importante mencionar que el número de neutrones emitidos por acto de fisión, y la energía de fisión liberada, es mayor para el plutonio. Se observa que a medida que aumenta el número de ensambles de MOX en el núcleo, este factor toma un valor más aceptable, por la razón señalada anteriormente. En nuestros escenarios el caso de 70% de combustible MOX arroja los valores más favorables para el factor de potencia en la dirección axial.

La tabla 10 muestra el comportamiento, para nuestros escenarios, del factor de potencia en la dirección radial. Se observa que se tienen valores similares para el caso de 32% y 50% de MOX; nuevamente el caso del núcleo cargado al 70% de MOX aporta resultados más conservadores y favorables a la seguridad del reactor, observándose además un deterioro en los valores para el caso 100% de MOX, los cuales nos limitan bajo nuestras suposiciones a sugerir una carga de 100% de MOX en el núcleo.

Incident neutron data / ENDFB-VII.0 // MT=18 : (z,fission) total fission / Cross section

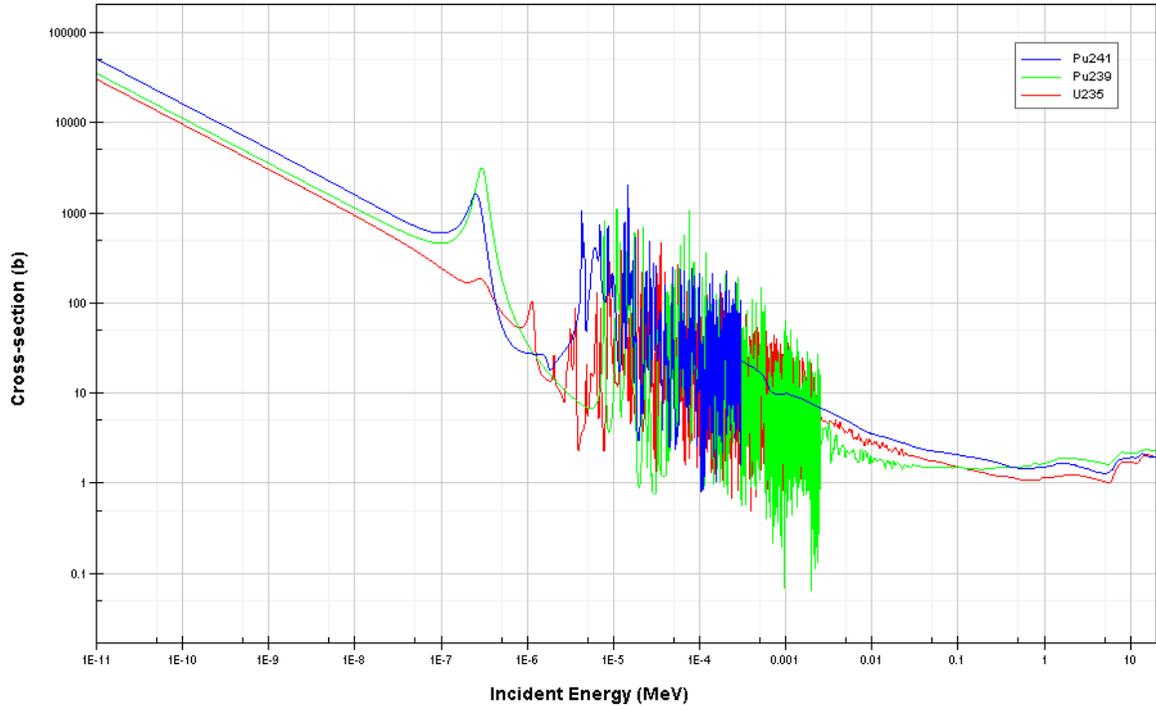


FIG 42. Secciones microscópicas de fisión para Pu-241, Pu-239 y U-235.

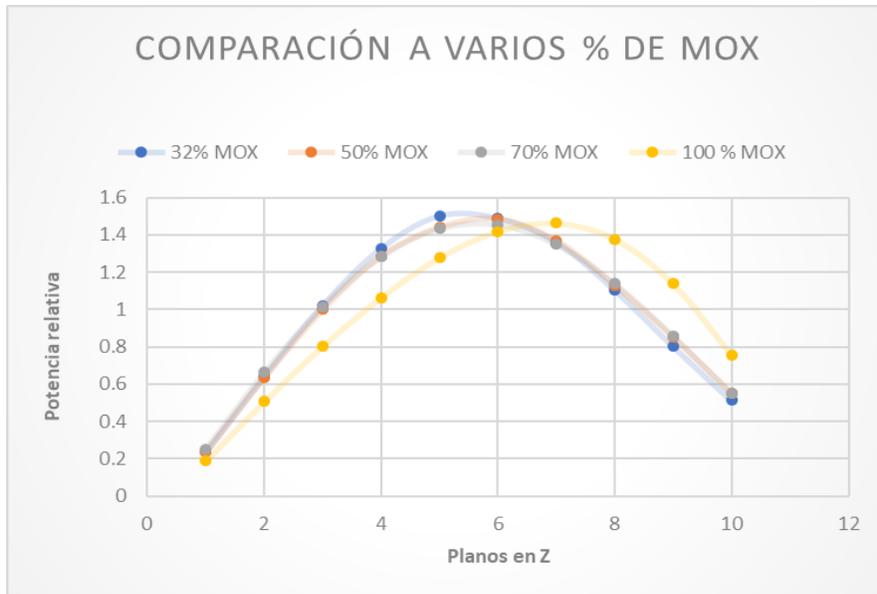


FIG 43. Comparación del factor pico de potencia axial para todos los escenarios.

Tabla 10. Comparación del factor pico de potencia radial para todos los escenarios.

Combustible en el núcleo	Factor de Potencia Radial a BOC
UO ₂ (100%)	1.303
MOX (32%)	1.428
MOX (50%)	1.466
MOX (70%)	1.386
MOX (100%)	1.881

En la tabla 11, se muestran los máximos valores de picos de potencia axial, para todos los escenarios. De manera general todos resultaron ser valores que cumplen con el requisito de estar por debajo de 1.5. En el caso de cargas al 32% se obtuvo el valor más elevado, para nuestra configuración del núcleo y valores aproximados para 50%,70% y 100% de UO₂, para el caso de 100% de MOX el máximo valor del pico de potencia fue ligeramente superior a los antes mencionados valores.

Tabla 11. Comparación del máximo factor de potencia axial para todos los escenarios.

Combustible en el núcleo	Factor de Potencia axial a BOC
UO ₂ (100%)	1.978
MOX (32%)	1.585
MOX (50%)	1.422
OX (70%)	1.423
MOX (100%)	1.447

5.5.7. Comparación de K-EFF para 32-50-70-100 (%) de MOX

Se obtuvieron los valores del factor efectivo de multiplicación de neutrones para todos los escenarios de carga de combustible MOX en el núcleo, los

cuales se muestran en la tabla 12. Se observan valores en el rango de 1.04560-1.01153 de forma ascendente en la mayor medida de carga de MOX al núcleo, debido a que el plutonio tiene una sección microscópica de fisión ligeramente mayor en espectro térmico y de captura considerablemente menor. Debemos destacar que estos valores altos se deben a la consideración de primer ciclo de exposición, por lo tanto todos los ensambles están bajo el supuesto de ser frescos y por lo que existe un mayor exceso de reactividad que debe ser compensado mediante barras de control, boro disuelto y gadolinia en el caso de los ensambles de UO₂, no obstante se observa un valor de K-EFF muy elevado en el caso del núcleo al 100% de MOX, lo que plantea la necesidad de realizar un trabajo de diseño de optimización del combustible para determinar las concentraciones de plutonio adecuadas.

Tabla 12.K-efectiva para diferentes cargas de MOX en el núcleo.

% de MOX en Núcleo	KEFF
32	1.045604
50	1.046627
70	1.073419
100	1.115300

5.5.8. Efecto Doppler

Otro de los parámetros de mayor importancia en los reactores nucleares de fisión lo constituye el efecto Doppler, mismo que actúa como mecanismo de autocontrol en la fisión, tal y como fue explicado en la sección 3.3.1. Para todos los escenarios de carga del núcleo con MOX fue calculado el efecto Doppler, mismo que se calculó variando las condiciones de operación normal a 900 K hasta 1800 K. La tabla 13 muestra el efecto Doppler para todos los casos, como se puede apreciar el coeficiente oscila entre -2.3 a -2.4 pcm/K.

Estos resultados se pueden considerar satisfactorios desde el punto de vista de seguridad. Se observa también que para el caso de carga al 32% de MOX resulta más efectivo el coeficiente Doppler, ésta es una de las razones por las cuales, en reactores existentes en la actualidad, emplean cargas de MOX que rondan el 30 % de MOX. Podemos ver, también, cómo en una carga del 100% de MOX, el coeficiente Doppler resulta ser menos efectivo, por tanto, sería necesario considerar esta situación en los análisis de transitorios.

Tabla 13. Comparación del efecto Doppler, para los diferentes porcentajes de MOX en el núcleo.

% MOX	32	50	70	100
K-T900K	1.045604	1.046627	1.073419	1.1153420
K-T1800K	1.02240	1.02379	1.05043	1.091752
ΔK	- 0.0232030	- 0.0228340	- 0.0229910	- 0.023590
$(\Delta K/k)/\Delta T$	-2.465	-2.424	-2.379	-2.350

En la Tabla 14 se muestra el efecto Doppler para el núcleo con 100% de UO₂; (-2.41 pcm/K), al comparar este valor con los obtenidos para 32 o 50 % de MOX, se nota una ligera mejora en el coeficiente Doppler de reactividad y por ende se aumenta la seguridad del reactor.

Tabla 14. Efecto Doppler para el núcleo a 100 % de UO₂.

% UO ₂	100
K-T900k	1.05804E+00
K-T1800k	1.0351E+00
ΔK	-2.2958E-02
$(\Delta K/k)/\Delta T$	-2.411

5.5.9. Coeficiente de reactividad por vacíos

En la tabla 15 se muestran los resultados obtenidos para el coeficiente de reactividad por vacíos. Para tal propósito se disminuyó la densidad del moderador en un 25 %, simulando así vacíos en el núcleo del reactor a causa, por ejemplo, de aumentos súbitos de la temperatura que provoquen formación de burbujas de vapor. Se pueden observar valores negativos que van desde los -52 pcm hasta -11 pcm en los casos de cargas al 32% de MOX y hasta 70 %, notándose un salto positivo en el caso del núcleo a 100% de MOX. El mismo fenómeno ha sido descrito en otras investigaciones que han arrojado la posibilidad de que este coeficiente se vuelva positivo [3], [23], lo cual está directamente relacionado con la concentración de plutonio que se emplee en los ensambles de combustible; en nuestros ensambles se usaron diferentes concentraciones en peso, desde valores bajos, medios y altos correspondiendo con 7.5, 14.4 y 19.1%. Para lograr un coeficiente negativo por vacío sería necesario reducir estas concentraciones a valores más conservativos menores a 12%, normalmente en rangos de 5.25 a 8.2%. De nuestros resultados se infiere la incapacidad, bajo estas condiciones, de operar a 100% del núcleo cargado con MOX.

Tabla 15. Comparación del efecto VOID para los diferentes porcentajes de MOX.

% MOX	32	50	70	100
<i>K</i>	1.045604	1.046627	1.073419	1.1153420
<i>K(25%void)</i>	1.03154	1.03396	1.07025	1.124405
<i>Coeficiente ($\Delta K/25\%$)</i>	-5.22E-04	-4.68E-04	-1.10E-04	2.89E-04

5.5.10. Coeficiente de reactividad por temperatura en el moderador

Con el objetivo de determinar los coeficientes de reactividad por temperatura del moderador, se realizaron las corridas para los diferentes escenarios variando la temperatura del moderador de 600 K en operación

normal a 300 K. Los resultados obtenidos se muestran en la tabla 16; para efecto de comparación los valores varían desde -10 pcm/k hasta -4.8 pcm/k para 32% y 70 % de MOX, respectivamente. Nuevamente, se obtuvo que para el caso de 100% de MOX este coeficiente se hace positivo por las razones explicadas en la sección 3.5.9.

Tabla 16.Efecto de temperatura del moderador. Comparación a diferentes porcentos de MOX.

% MOX	32	50	70	100
<i>K(600k mod)</i>	1.045604	1.046627	1.073419	1.1153420
<i>K(300k mod)</i>	1.079834	1.078069	1.090273	1.112896
$\Delta \rho$	0.03031675	0.02786581	0.01440119	- 0.00197058
$\Delta \rho / \Delta t$	-1.01E-04	-9.29E-05	-4.80E-05	6.57E-06

5.5.11. Margen de apagado

Para el caso de scram del reactor, simulando la condición en la que la barra de control de mayor importancia en reactividad no puede ser insertada en el núcleo, a temperatura en frío (293 K), se obtuvieron los valores que se muestran en la tabla 17. Estos valores resultaron aceptables para 32% y 50% de MOX, pues son menores a $k\text{-eff} = 0.99$, lo cual cumple con el criterio de que el margen de apagado deba ser mayor a 1% Δk . A partir del caso de 70% de MOX comienza a disminuir la efectividad de las barras de control, afectando el valor de $k\text{-eff}$, por lo que es necesario reforzar las barras de control, para aumentar su efectividad y con ello la seguridad del reactor. Por ejemplo, se puede aumentar la concentración del boro-10 en el B₄C. Cabe hacer notar que, a pesar de no cumplir con el margen de apagado, se observa la capacidad de apagado de las barras de control en operación normal a 70% de MOX, ver figura 44, la cual muestra la inserción de todas las barras de control en 10 puntos a diferente profundidad.

Tabla 17. Margen de apagado.

% MOX	K-efectiva
32	0.97331
50	0.98744
70	1.0104
100	1.0127

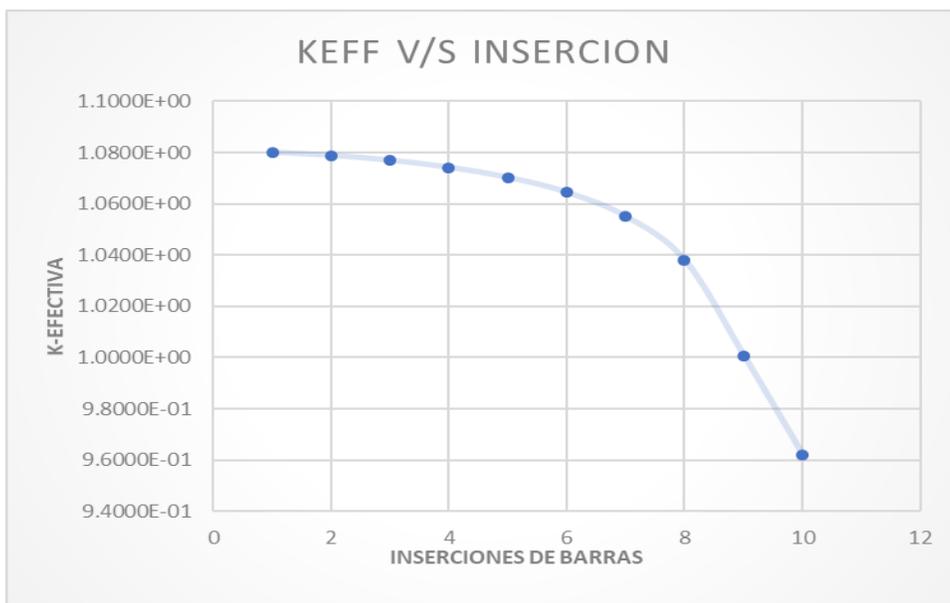


FIG 44. Efecto de las barras de control para 70% de MOX.

CONCLUSIONES y RECOMENDACIONES

En este trabajo de investigación se ha demostrado la posibilidad de incorporar combustibles de tipo MOX en reactores nucleares de potencia AP-1000. Luego de analizar los resultados obtenidos y los coeficientes de seguridad a tener en cuenta, podemos afirmar que el incremento en el porcentaje/proporción de MOX en el núcleo conduce a un gradual deterioro en algunos parámetros neutrónicos importantes para la seguridad del reactor. En los rangos de cargas de MOX de 30% al 70 % se obtuvieron valores de picos de potencia muy aceptables cumpliendo con los requisitos de operación. Los valores obtenidos en el factor efectivo de multiplicación de neutrones muestran un aumento predecible con relación a la cantidad de ensambles de MOX insertados en el núcleo, revelando la necesidad de un trabajo futuro de optimización de este tipo de combustible. EL efecto Doppler arrojó valores favorables en todos los casos. Para el efecto de reactividad por vacío, la carga con 32% de MOX arrojó los mejores resultados, aunque incluso para 70% de MOX se obtuvieron resultados favorables. Cabe destacar que este coeficiente puede llegar a ser positivo para cargas a 100% de MOX. Los coeficientes de reactividad por temperatura del moderador, muestran una tendencia similar en cuanto a las cargas de MOX.

Se estudió el código DRAGON Y DONJON, de los cuales ya contamos con la capacidad de realizar modelaciones de ensambles de combustible, introducir diferentes pasos de quemado en el ensamble, y llevar a cabo simulaciones del núcleo completo de reactores, empleando el paquete de código DONJON.

Las comparaciones de resultados obtenidos en otros códigos como CASMO y SERPENT resultaron favorables, con márgenes de coincidencia muy aceptables, lo cual indica la fuerza de cálculo de los nuevos códigos empleados en este trabajo.

Arribamos a las conclusión de que, para las condiciones de cálculo empleadas en esta tesis, es factible desde el punto de vista neutrónico, realizar cargas

del núcleo del AP-1000 con cantidades de MOX por encima del 30% y hasta el 70%, sin tener que realizar cambios notables en la tecnología del reactor, sin embargo para cargas mayores y hasta el 100%, es necesario prestar especial interés en todos los aspectos nucleares de seguridad, como el coeficiente de reactividad por densidad del moderador y la eficacia de las barras de control. Recomendamos seguir profundizando en los códigos DRAGON-DONJON, con vista a realizar estudios que abarquen otros aspectos, que no fueron tratados en esta investigación, como optimización de recargas de combustible. Así como realizar estudios enfocados a la termohidráulica del reactor AP-1000, sobre la base de los resultados obtenidos.

ÍNDICE DE ACRÓNIMOS

ADS sistema de despresurización automática.	29
AP-1000 reactor avanzado de agua a presión.....	5
AP600 reactor de avanzada, de agua a presión.....	19
BN-1200 reactores rápidos.	43
BWRs reactor de agua en ebullición	34
CA corriente alterna.	26
CANMOX tipo de combustible MOX para reactores CANDU.	39
CPM métodos de probabilidades de colisión.....	55
DONJON código de cálculo nuclear de núcleos de reactores	14
DRAGON código de cálculo de celdas de combustible	5
EPR reactor de agua a presión evolucionado.....	35
FBR reactores rápidos de cría.....	34
HVAC ventilación de calor y aire acondicionado.....	19
J-MOX planta de producción de MOX a futuro en Japón.	41
K-eff factor efectivo de multiplicación de neutrones.	44
LWR reactores de agua ligera.....	40
MoC método de las características.	55
MOX mezclas de óxidos de uranio y plutonio	5
PCCS sistema de refrigeración pasivo de la contención.....	27
PHWR reactor de agua pesada a presión.....	34
PRA evaluaciones probabilísticas de riesgo.	26
PRHR remoción pasiva del calor residual.....	27
PUREX proceso de extracción de plutonio.....	33

PWR reactor de agua a presión.....	13
PXS sistema de refrigeración pasiva.....	27
RCS sistema de refrigeración del reactor.....	23
RGPu plutonio de grado reactor.	32
WGPu plutonio de grado armamentístico.	32
ZIRLOI aleaciones de zirconio y aluminio.....	22

REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] T. L. Schulz, "Westinghouse AP1000 advanced passive plant," vol. 236. 2006.
- [2] G. M. Arleau, "A User Guide for DRAGON", 2013.
- [3] H. R. Trellue, "Safety and neutronics: A comparison of MOX vs UO₂ fuel," *Progress in Nuclear Energy*, vol. 48. 2006.
- [4] R. K. and S. P. Nailatusaadah, Puguh A. Prastyo, Abdul Waris, "Preliminary Study of Plutonium Utilization in AP1000 Reactor." 2017.
- [5] R. J. Fetterman, "Annals of Nuclear Energy AP1000 core design with 50 % MOX loading," *Ann. Nucl. Energy*, vol. 36, 2009.
- [6] T. J. Downar, *Pressurised Water Reactor MOX/UO₂ Core Transient Benchmark*. 2006.
- [7] <https://www.nextbigfuture.com/2012/03/china-will-supply-westinghouse-ap1000.html>, "AP1000 Core Reference Report," 2012.
- [8] Westinghouse Electric Nuclear, "the westinghouse pressurized water reactor nuclear power plant." 2005.
- [9] W. E. Company, "The Westinghouse AP1000 Advanced Nuclear Plant Plant description." 2003.
- [10] https://nuclearstreet.com/nuclear_power_industry_news, "Duke Awarded Licenses For Two AP-1000 Reactors In South Carolina." 2017.
- [11] Westinghouse Electric Company LLC, "AP1000 Nuclear Power Plant." 2015.
- [12] International Atomic Energy Agency, "Nuclear Fuel Cycle and Materials Section." Wagramer Strasse 5, 2008.
- [13] <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/fuel-recycling/mixed-oxide-fuel-mox.aspx>, "Mixed Oxide (MOX) Fuel," 2017.

- [14] <http://www.new.areva.com/EN/operations-1173/the-fabrication-of-mox-fuel-recycled-nuclear-power.html>, “Fabrication of recycled fuel.” 2017.
- [15] K. I. Tsuyoshi Sampeia, Kazuhiko Hirutaa, Junji Shimizua, “Current status of J-MOX safeguards design and future prospects Tsuyoshi Sampei.” pp. 1–8, 2017.
- [16] Dr. Francois Lacouture Juan Luis, “Esquema de Cálculo para el Análisis del Núcleo de Reactores de Agua Ligera,” pp. 1–10.
- [17] A. Yamamoto, T. Ikehara, T. Ito, and E. Saji, “Benchmark Problem Suite for Reactor Physics Study of LWR Next Generation Fuels,” *Journal of Nuclear Science and Technology*, vol. 39. 2002.
- [18] <http://www.nuclear-power.net/glossary/doppler-broadening/>, “Doppler efect.,” pp. 1–5, 2017.
- [19] G. Marleau, A. Hébert, and R. Roy, “A User Guide for Dragon Version5,” 2014.
- [20] National Argonne Laboratory, “Evaluation of the DRAGON Code for VHTR Design Analysis.” .
- [21] E. VARIN, A. HÉBERT, R. ROY, and J. KOCLAS, “A User Guide for DONJON version 3.01,” 2005.
- [22] D. Sekki and R. Chambon, “A USER GUIDE FOR DONJON VERSION5,” 2016.
- [23] A. Massih, “Models for MOX fuel behaviour,” 2006.

ANEXOS

A. MODELO DE ENSAMBLES MOX EN DRAGON.

MOX

REAL

Power Delt Timec Timei Timef:=

36.6 1.0 3.0 0.0 0.0;

LINKED_LIST

ASSMB DISCR1 DISCR2 VOLMATF LIBRARY CP CALC OUT BURNUP

COMPO1 COMPO2 EDITION MATLAB ;

SEQ_ASCII MATLAB.m NewBurnFile Fig.ps ;

SEQ_BINARY INTLINS INTLINF ;

SEQ_ASCII

fuel mode ;

MODULE

LIB: GEO: CPO: JPMT: SHI: ASM: TLM: FLU: EVO: EDI:

DELETE: PSP: END: ;

LIBRARY := LIB: ::

NMIX 5 CTRA WIMS

DEPL LIB: WIMSD4 FIL: jendl3gx

MIXS LIB: WIMSD4 FIL: jendl3gx

MIX 1 600.0

H1H2O = '3001' 1.4716E-02

OXIGENO = '6016' 0.7358E-02

MIX 2 600.0

Zr91 = '91' 4.3107E-2

MIX 3 900.0

U235 = '2235' 4.3463E-05 1

U238 = '8238' 2.1408E-02 1

Pu238 = '948' 3.6652E-05 1

Pu239 = '6239' 9.4712E-04 1

Pu240 = '1240' 4.3265E-04 1

Pu241 = '1241' 1.6026E-04 1

Pu242 = '242' 1.0984E-04 1

Am241 = '951' 4.6536E-05 1

O16 = '6016' 4.6358E-02

MIX 4 900.0

U235 = '2235' 4.0212E-05 1

U238 = '8238' 1.9812E-02 1

Pu238 = '948' 7.0251E-05 1

Pu239 = '6239' 1.8154E-03 1

Pu240 = '1240' 8.2927E-04 1

Pu241 = '1241' 3.0720E-04 1

Pu242 = '242' 2.1052E-04 1

Am241 = '951' 8.9200E-05 1

O16 = '6016' 4.6338E-02

MIX 5 900.0

U235 = '2235' 3.800E-05 1

U238 = '8238' 1.8724E-02 1

Pu238 = '948' 9.3169E-05 1

Pu239 = '6239' 2.4075E-03 1

Pu240 = '1240' 1.0997E-03 1

Pu241 = '1241' 4.0739E-04 1

Pu242 = '242' 2.7920E-04 1

Am241 = '951' 1.1828E-04 1

O16 = '6016' 4.6325E-02

;

*-----

* Geometry ASSMB : a 17 X 17 normal PWR assembly

* contains CZ : higt plutonium.

* CC : middle plutonium.

* CT : low plutonium.

* CG : control guia.

* CV : instrumentacion.

*-----

ASSMB := GEO: :: CAR2D 9 9

X- DIAG X+ REFL Y- SYME Y+ DIAG

CELL CV CZ CZ CG CZ CZ CG CC CC

CZ CZ CZ CZ CZ CZ CZ CC

CZ CZ CZ CZ CZ CZ CC

CG CZ CZ CG CC CC

CZ CZ CZ CZ CC

CG CZ CZ CC

CZ CC CC

CC CT

CT

TURN H H B H H B H H A

H G G H G G H A

A E E F E E A

H H F H H A

H E G H A

H H A A

H A A

A A

A

::: CZ := GEO: CARCEL 2

MESHX 0.0 1.265 MESHY 0.0 1.265

RADIUS 0.0 0.412 0.476 MIX 5 2 1 ;

::: CG := GEO: CZ RADIUS 0.0 0.57 0.61 MIX 1 2 1 ;

::: CC := GEO: CZ MIX 4 2 1 ;

::: CT := GEO: CZ MIX 3 2 1 ;

::: CV := GEO: CT MIX 1 2 1 ;

;

DISCR1 := JPMT: ASSMB ::

MAXR 1000 IP01 QUA2 5 20 ;

LIBRARY := SHI: LIBRARY DISCR1 ::

```

EDIT 0 ;

DISCR2 := JPMT: ASSMB ::

    MAXR 1000 QUA2 5 20 ;

CP := ASM: LIBRARY DISCR2 ;

CALC := FLU: CP LIBRARY DISCR2 :: TYPE K ;

EDITION := EDI: CALC LIBRARY DISCR2 ::

    EDIT 4 MERG COMP COND 2.0 SAVE ;

WHILE Timei Timec < DO

    EVALUATE Timef := Timei Delt + ;

    IF Timei 0.0 = THEN

        BURNUP LIBRARY := EVO: LIBRARY CALC DISCR2 ::

            DEPL <<Timei>> <<Timef>> DAY POWR <<Power>> ;

    ELSE

        BURNUP LIBRARY := EVO: BURNUP LIBRARY CALC DISCR2 ::

            DEPL <<Timei>> <<Timef>> DAY POWR <<Power>> ;

    ENDIF ;

LIBRARY := SHI: LIBRARY DISCR1 ::

    EDIT 0 ;

CP := DELETE: CP ;

CP := ASM: LIBRARY DISCR2 :: ;

CALC := FLU: CALC CP LIBRARY DISCR2 ::

    TYPE K ;

EDITION := EDI: EDITION CALC LIBRARY DISCR2 ::

    SAVE ;

```

```
IF Timef Timec = THEN
  IF Timec 1639.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 274.0 1913.0 ;
  ENDIF ;
  IF Timec 1366.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 273.0 1639.0 ;
  ENDIF ;
  IF Timec 1229.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 137.0 1366.0 ;
  ENDIF ;
  IF Timec 1093.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 136.0 1229.0 ;
  ENDIF ;
  IF Timec 956.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 137.0 1093.0 ;
  ENDIF ;
  IF Timec 820.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 136.0 956.0 ;
  ENDIF ;
  IF Timec 683.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 137.0 820.0 ;
  ENDIF ;
  IF Timec 546.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 137.0 683.0 ;
```

```

ENDIF ;
IF Timec 410.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 136.0 546.0 ;
ENDIF ;
IF Timec 237.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 173.0 410.0 ;
ENDIF ;
IF Timec 137.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 100.0 237.0 ;
ENDIF ;
IF Timec 27.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 110.0 137.0 ;
ENDIF ;
IF Timec 14.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 13.0 27.0 ;
ENDIF ;
IF Timec 3.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 11.0 14.0 ;
ENDIF ;
ENDIF ;
EVALUATE Timei := Timef ;
ENDWHILE ;
COMPO1 := CPO: BURNUP EDITION ::
    BURNUP 'REF-CASE 1' EXTRACT Xe135 Xe135 NAME COMPO ;

```

```

fuel := COMPO1 ;
COMPO2 := CPO: EDITION ::
STEP 'REF-CASE' NAME MIXTMOD ;
mode := COMPO2 ;
INTLINF INTLINS := DELETE: INTLINF INTLINS ;
NewBurnFile := BURNUP ;
Fig.ps := PSP: DISCR1 ;
Fig.ps := PSP: Fig.ps DISCR1 :: TYPE MIXT ;
Fig.ps := PSP: Fig.ps DISCR1 :: TYPE HMIX ;
DISCR1 := DELETE: DISCR1 ;
END: ;
QUIT "LIST" .

```

B. MODELO DE ENSAMBLES UO₂ EN DRAGON.

UO2

```

REAL
Power Delt Timec Timei Timef :=
36.6 1.0 3.0 0.0 0.0 ;
LINKED_LIST
ASSMB DISCR1 DISCR2 VOLMATF LIBRARY CP CALC OUT BURNUP
COMPO1 COMPO2 EDITION MATLAB ;
SEQ_ASCII MATLAB.m NewBurnFile Fig.ps ;
SEQ_BINARY INTLINS INTLINF ;

```

SEQ_ASCII

fuel mode ;

MODULE

LIB: GEO: CPO: JPMT: SHI: ASM: TLM: FLU: EVO: EDI:

DELETE: PSP: END: ;

LIBRARY := LIB: ::

NMIX 4 CTRA WIMS

DEPL LIB: WIMSD4 FIL: jendl3gx

MIXS LIB: WIMSD4 FIL: jendl3gx

MIX 1 600.0

H1H2O = '3001' 1.4716E-02

OXIGENO = '6016' 0.7358E-02

MIX 2 600.0

Zrnat = '91' 4.3107E-2

MIX 3 900.0

U235 = '2235' 1.5122E-03 1

U238 = '8238' 2.1477E-02 1

O16 = '6016' 4.5945E-02

MIX 4 900.0

U235 = '2235' 8.1312E-04 1

U238 = '8238' 1.9268E-02 1

Gd154G = '2154' 7.1289E-05

Gd155G = '2155' 4.8938E-04

Gd156G = '2156' 6.8028E-04

Gd157G = '2157' 5.2077E-04

Gd158G = '2158' 15.4550E-04

O16 = '6016' 4.5130E-02

;

*----

* Geometry ASSMB : a 17 X 17 normal PWR assembly

* contains CB : cell without fuel guide thimble.

* CZ : uraniun

* CV : instrumentacion

* CG : gadolinio

*----

ASSMB := GEO: :: CAR2D 9 9

X- DIAG X+ REFL Y- SYME Y+ DIAG

CELL CV CZ CG CB CZ CZ CB CZ CZ

CZ CZ CZ CZ CZ CG CZ CZ

CZ CZ CG CZ CZ CZ CZ

CB CZ CZ CB CZ CZ

CZ CZ CG CZ CZ

CB CZ CZ CZ

CG CZ CZ

CZ CZ

CZ

TURN H H B H H B H H A

H G G H G G H A

A E E F E E A
H H F H H A
H E G H A
H H A A
H A A
A A
A

::: CZ := GEO: CARCEL 2

MESHX 0.0 1.265 MESHY 0.0 1.265

RADIUS 0.0 0.412 0.476 MIX 3 2 1 ;

::: CB := GEO: CZ RADIUS 0.0 0.57 0.61 MIX 1 2 1 ;

::: CV := GEO: CB MIX 2 1 2 ;

::: CG := GEO: CZ MIX 1 4 1 ;

;

DISCR1 := JPMT: ASSMB ::

MAXR 1000 IP01 QUA2 5 20 ;

LIBRARY := SHI: LIBRARY DISCR1 ::

EDIT 0 ;

DISCR2 := JPMT: ASSMB ::

MAXR 1000 QUA2 5 20 ;

CP := ASM: LIBRARY DISCR2 ;

CALC := FLU: CP LIBRARY DISCR2 :: EDIT 6 TYPE K ;

EDITION := EDI: CALC LIBRARY DISCR2 ::

EDIT 4 MERG COMP COND 2.0 SAVE ;

```

WHILE Timei Timec < DO
  EVALUATE Timef := Timei Delt + ;
  IF Timei 0.0 = THEN
    BURNUP LIBRARY := EVO: LIBRARY CALC DISCR2 ::
    DEPL <<Timei>> <<Timef>> DAY POWR <<Power>> ;
  ELSE
    BURNUP LIBRARY := EVO: BURNUP LIBRARY CALC DISCR2 ::
    DEPL <<Timei>> <<Timef>> DAY POWR <<Power>> ;
  ENDIF ;
  LIBRARY := SHI: LIBRARY DISCR1 ::
  EDIT 0 ;
  CP := DELETE: CP ;
  CP := ASM: LIBRARY DISCR2 :: ;
  CALC := FLU: CALC CP LIBRARY DISCR2 ::
  TYPE K ;
  EDITION := EDI: EDITION CALC LIBRARY DISCR2 ::
  SAVE ;
IF Timef Timec = THEN
  IF Timec 1639.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 274.0 1913.0 ;
  ENDIF ;
  IF Timec 1366.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 273.0 1639.0 ;
  ENDIF ;

```

```
IF Timec 1229.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 137.0 1366.0 ;
ENDIF ;
IF Timec 1093.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 136.0 1229.0 ;
ENDIF ;
IF Timec 956.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 137.0 1093.0 ;
ENDIF ;
IF Timec 820.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 136.0 956.0 ;
ENDIF ;
IF Timec 683.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 137.0 820.0 ;
ENDIF ;
IF Timec 546.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 137.0 683.0 ;
ENDIF ;
IF Timec 410.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 136.0 546.0 ;
ENDIF ;
IF Timec 237.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 173.0 410.0 ;
ENDIF ;
```

```

IF Timec 137.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 100.0 237.0 ;
ENDIF ;
IF Timec 27.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 110.0 137.0 ;
ENDIF ;
IF Timec 14.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 13.0 27.0 ;
ENDIF ;
IF Timec 3.0 = THEN
    EVALUATE Delt Timec := 11.0 14.0 ;
ENDIF ;
ENDIF ;
EVALUATE Timei := Timef ;
ENDWHILE ;
COMPO1 := CPO: BURNUP EDITION ::
    BURNUP 'REF-CASE 1' EXTRACT Xe135 Xe135 NAME COMPO ;
fuel := COMPO1 ;
COMPO2 := CPO: EDITION ::
    STEP 'REF-CASE' NAME MIXTMOD ;
mode := COMPO2 ;
INTLINF INTLINS := DELETE: INTLINF INTLINS ;
NewBurnFile := BURNUP ;
Fig.ps := PSP: DISCR1 ;

```

```
Fig.ps := PSP: Fig.ps DISCR1 :: TYPE MIXT ;
Fig.ps := PSP: Fig.ps DISCR1 :: TYPE HMIX ;
DISCR1 := DELETE: DISCR1 ;
END: ;
QUIT "LIST" .
```

C. MODELO DEL NUCLEO EN DONJON.

*Input data for test case: FULLCORE.x2m

```
MODULE  GEO: FLUD: DEVINI: TAVG: TRIVAA: MACINI: END: USPLIT:
TRIVAT:
```

```
    GREP: DELETE: DSET: NEWMAC: RESINI: NCR: FLPOW: CRE: ;
```

```
LINKED_LIST  MACFL SYSTEM GEOM MATEX TRACK FMAP
```

```
    DEVICE MACRO MACRO2 POWER LFUEL1 LFUEL2 LREFL1 MACRO1
FLUX
```

```
    LFUEL3 ;
```

```
REAL  Power := 3400.0 ;
```

```
REAL  Prefc := 1.E-5 ;
```

```
REAL  Eps Keff Bexit ;
```

```
INTEGER iter iEdit := 1000 5 ;
```

```
REAL  epsil := 1.E-5 ;
```

```
SEQ_ASCII SFUEL1 :: FILE
```

```
'/home/emi/Escritorio/nueva/Version5_beta_ev510/MOXH20' ;
```

```
SEQ_ASCII SREFL1 :: FILE
```

```
'/home/emi/Escritorio/nueva/Version5_beta_ev510/CpoMode1' ;  
SEQ_ASCII SFUEL2 :: FILE  
'/home/emi/Escritorio/nueva/Version5_beta_ev510/UO2GDH20' ;  
SEQ_ASCII SFUEL3 :: FILE  
'/home/emi/Escritorio/nueva/Version5_beta_ev510/UO2H20' ;
```

```
STRING NamFuel1 := "COMPO 1" ;  
STRING NamRef1 := "MODE1 1" ;  
STRING NamFuel2 := "COMPO 1" ;  
STRING NamFuel3 := "COMPO 1" ;
```

```
GEOM := GEO: :: CAR3D 19 19 11
```

```
EDIT 1
```

```
X- VOID X+ VOID
```

```
Y- VOID Y+ VOID
```

```
Z- VOID Z+ VOID
```

```
MIX
```

```
PLANE 1
```

```
0 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 0 !-  
2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 !-  
2 2 2 2 2 2 2 2 1 3 1 2 2 2 2 2 2 2 2 !A
```

222222131313122222 !B
222221311311312222 !C
2222131333331312222 !D
2221313113113131222 !E
2223131331331313222 !F
2211131313131311122 !G
2233333134313333322 !H
2211131313131311122 !k
2223131331331313222 !L
2221313113113131222 !M
2222131333331312222 !N
2222213113113122222 !O
2222221313131222222 !P
2222222213122222222 !Q
222222222222222222 !-
0222222222222222220 !-

PLANE 2 SAME 1
PLANE 3 SAME 1
PLANE 4 SAME 1
PLANE 5 SAME 1
PLANE 6 SAME 1
PLANE 7 SAME 1

PLANE 8 SAME 1

PLANE 9 SAME 1

PLANE 10 SAME 1

PLANE 11

* --1 2 3 4 5 6 7 8 0 1 2 3 4 5 6 7 --

0 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 0 !-
2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 !-
2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 !-
2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 !-
2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 !-
2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 !-
2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 !-
2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 !-
2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 !-
2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 !-
2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 !-
2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 !-

2 !-
2 !-
2 !-
2 !-
2 !-
0 2 0 !-

MESHX 0.0 20. 42. 64. 86. 108. 130. 152.
174. 196. 218. 240. 262. 284. 306. 328. 350.
372. 394. 414.

MESHY 0.0 20. 42. 64. 86. 108. 130. 152.
174. 196. 218. 240. 262. 284. 306. 328. 350.
372. 394. 414.

MESHZ 0.0 43. 86. 129. 172. 215. 258. 301. 344.
387. 430. 473.

*---- altura del nucleo 4,3m

SPLITX 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2
2 2 2 2 2 2 2 2

SPLITY 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2
2 2 2 2 2 2 2 2

SPLITZ 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 ;

*----

GEOM MATEX := USPLIT: GEOM :: EDIT 1 NGRP 2 MAXR 200000

NREFL 1 RMIX 2

NFUEL 3 FMIX 1 3 4 ;

FMAP MATEX := RESINI: MATEX :: EDIT 0

::: GEO: CAR3D 17 17 10

EDIT 0

X- VOID X+ VOID

Y- VOID Y+ VOID

Z- VOID Z+ VOID

MIX

PLANE 1

* - 1 2 3 4 5 6 7 8 0 1 2 3 4 5 6 7 -

0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 ! -

00000001310000000 !A
00000131313100000 !B
00001311311310000 !C
00013133333131000 !D
00131311311313100 !E
00313133133131300 !F
011131313131110 !G
03333313431333330 !H
011131313131110 !K
00313133133131300 !L
00131311311313100 !M
00013133333131000 !N
00001311311310000 !O
00000131313100000 !P
00000001310000000 !Q
00000000000000000 !-

PLANE 2 SAME 1

PLANE 3 SAME 1

PLANE 4 SAME 1

PLANE 5 SAME 1

PLANE 6 SAME 1

PLANE 7 SAME 1

PLANE 8 SAME 1

PLANE 9 SAME 1

PLANE 10 SAME 1

MESHX 0.0 42. 64. 86. 108. 130. 152.

174. 196. 218. 240. 262. 284. 306. 328. 350.

372. 414.

MESHY 0.0 42. 64. 86. 108. 130. 152.

174. 196. 218. 240. 262. 284. 306. 328. 350.

372. 414.

MESHZ 0.0 43. 86. 129. 172. 215. 258. 301. 344.

387. 430.

;

NXNAME '1' '2' '3' '4' '5' '6' '7' '8' '9'

'10' '11' '12' '13' '14' '15' '-'

NYNAME 'A' 'B' 'C' 'D' 'E' 'F' 'G' 'H'

'K' 'L' 'M' 'N' 'O' 'P' 'Q' '-'

NCOMB 47 B-ZONE

1 2 1 3 4 5 6 5 4 3 7 8 9 10

11 10 9 8 7 12 13 14 15 16 17 16 15 14

13 12 18 19 20 21 22 23 24 23 22 21 20 19

18 25 26 27 28 29 30 31 30 29 28 27 26 25

32 33 34 35 36 37 38 39 38 37 36 35 34 33

32 40 41 42 43 44 45 46 47 46 45 44 43 42

41 40 32 33 34 35 36 37 38 39 38 37 36 35

34 33 32 25 26 27 28 29 30 31 30 29 28 27

26 25 18 19 20 21 22 23 24 23 22 21 20 19

18 12 13 14 15 16 17 16 15 14 13 12 7 8

9 10 11 10 9 8 7 3 4 5 6 5 4 3

1 2 1

;

FMAP := RESINI: FMAP :: EDIT 2 REF-SHIFT 1

BTYPE TIMAV-BURN

TIMAV-BVAL

*A

45000. 18000.

*B

150. 150. 150. 45000.

*C

20000. 18000. 150. 150. 30000.

*D

30000. 30000. 30000. 150. 150.

30000.

*E

20000. 18000. 30000. 30000. 150.

150. 45000.

*F

30000. 20000. 20000. 30000. 30000.

150. 150.

*G

20000. 30000. 20000. 18000. 20000.

18000. 150. 150.

*H

```

20000. 20000. 30000. 20000. 30000.

20000. 150. 45000.

;

LFUEL1 := SFUEL1 ;
LFUEL2 := SFUEL2 ;
LFUEL3 := SFUEL3 ;
MACFL := CRE: LFUEL1 LFUEL2 LFUEL3 FMAP :: EDIT 0 READ

    TABLE LFUEL1
    MIX 1 <<NamFuel1>> ENDMIX
    TABLE LFUEL2
    MIX 3 <<NamFuel2>> ENDMIX
    TABLE LFUEL3
    MIX 4 <<NamFuel3>> ENDMIX ;

LREFL1 := SREFL1 ;
MACRO1 := CRE: LREFL1 :: EDIT 1 NMIX 2 READ
COMPO LREFL1 MIX 2 <<NamRef1>> ENDMIX ;
MACRO2 MATEX := MACINI: MATEX MACRO1 MACFL :: EDIT 0 ;
MACFL := DELETE: MACFL ;
TRACK := TRIVAT: GEOM :: EDIT 1
    MAXR 200000 MCFD 1 ;
SYSTEM := TRIVAA: MACRO2 TRACK :: EDIT 5 ;
FLUX := FLUD: SYSTEM TRACK :: EDIT 5
ACCE 3 3 ADI 4 EXTE 1000 <<Precf>>
THER 1000 ;

```

```

POWER := FLPOW: FMAP FLUX TRACK MATEX ::
EDIT 1 PTOT <<Power>> ;
FMAP := TAVG: FMAP POWER :: EDIT 2
AX-SHAPE RELAX 0.5 B-EXIT ;
POWER := DELETE: POWER ;
GREP: FLUX :: GETVAL 'K-EFFECTIVE' 1 >>Keff<< ;
GREP: FMAP :: GETVAL EPS-AX 1 >>Eps<< ;
ECHO "Iteration No. " iter ;
ECHO "AXIAL-SHAPE ERROR : " Eps ;
ECHO "RESULTING K-EFF : " Keff ;
POWER := FLPOW: FMAP FLUX TRACK MATEX ::
EDIT 5 PTOT <<Power>> ;
GREP: FLUX :: GETVAL 'K-EFFECTIVE' 1 >>Keff<< ;
GREP: FMAP :: GETVAL EPS-AX 1 >>Eps<< ;
GREP: FMAP :: GETVAL B-EXIT 1 >>Bexit<< ;
ECHO "Number of Iterations " iter ;
ECHO "AXIAL-SHAPE ERROR : " Eps ;
ECHO "CORE-AVERAGE EXIT BURNUP : " Bexit ;
ECHO "RESULTING K-EFFECTIVE : " Keff ;
END: ;
QUIT

```