



**UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA
DE MÉXICO**

FACULTAD DE INGENIERÍA

**Análisis del Combustible de un Reactor Nuclear
Modular de Helio con Turbina de Gas**

T E S I S

QUE PARA OBTENER EL TÍTULO DE:

INGENIERO ELÉCTRICO ELECTRÓNICO

P R E S E N T A :

ANGÉLICA LÓPEZ GÓMEZ



DIRECTOR DE TESIS:
DR. JUAN LUIS FRANCOIS LACOUTURE

MÉXICO, D.F.

2010



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.

A Mis Padres

Agradecimientos:

Siempre deseé llegar a esta parte de mi tesis, gracias Dios por permitirlo, por darme la vida y por darme a mi familia, gracias también porque siempre has guiado mi camino.

Agradezco a mis padres por su infinito apoyo y por lo mucho que han cuidado de mí, son mi mejor ejemplo a seguir. Gracias por haberme regalado a mis hermanos.

Agradezco a la Universidad Nacional Autónoma de México por ser mi segundo hogar, por acogerme y brindarme una maravillosa educación a través de mis maestros. Por permitirme crecer en ella y volver realidad mis anhelos.

Gracias a todos mis sinodales por sus aportaciones y correcciones a mi tesis. Gracias a mi director de tesis Dr. Juan Luis François por permitirme trabajar con usted, por regalarme su tiempo, dedicación y afecto, por descubrir y experimentar cosas inolvidables.

Gracias a la Dra. Cecilia Martín del Campo por abrirme la puerta a esta hermosa área de los sistemas energéticos, que sin la dedicación por su trabajo, nada de esto hubiera sucedido.

Gracias al Dr. Arturo Reinking por inspirar en mí una fuerza por la dedicación, que las palabras no bastan al ver su empeño.

Gracias a la Mtra. Pamela Nelson y al Mtro. Edgar Salazar por hacer de mi tesis un trabajo mejor a través de sus correcciones.

Gracias a todos mis hermanos por ser los mejores amigos que pude haber deseado.

Gracias a todas aquellas personas que colaboraron con su apoyo para este trabajo de tesis, Mauricio Flores, Dionisio Telésforo y a todos mis amigos que con su apoyo estuvieron cerca.

Agradezco al Consejo Nacional de Ciencia y Tecnología por la beca otorgada a través del proyecto CONACYT 054583.

| ÍNDICE | PÁGINA. |
|---|----------------|
| INTRODUCCIÓN | 1 |
| I EL REACTOR NUCLEAR MODULAR DE HELIO CON TURBINA DE GAS | 3 |
| 1.1 CONCEPTOS BÁSICOS DE ENERGÍA NUCLEAR | 3 |
| 1.2 EL REACTOR NUCLEAR..... | 5 |
| 1.2.1 Elementos de los reactores nucleares | 5 |
| 1.2.2 Tipos de reactores nucleares..... | 6 |
| 1.3 REACTORES NUCLEARES AVANZADOS | 7 |
| 1.4 EL REACTOR DE ALTA TEMPERATURA REFRIGERADO POR GAS (HTGR - HIGH TEMPERATURE GAS REACTOR)..... | 8 |
| 1.4.1 TIPOS DE REACTORES HTGR | 10 |
| 1.5 EL REACTOR PBMR (PEBBLE BED MODULAR REACTOR)..... | 10 |
| 1.5.1 Operación del PBMR | 11 |
| 1.5.2 Combustible del PBMR..... | 12 |
| 1.6 EL REACTOR GT-MHR | 15 |
| 1.6.1 Diseño del GT-MHR | 15 |
| 1.6.2 Sistemas de la Planta | 16 |
| 1.6.3 Combustible del GT-MHR | 19 |
| 1.6.4 Ciclo Termodinámico del Reactor..... | 21 |
| 1.6.5 Características de seguridad del GT-MHR..... | 23 |
| 1.6.6 Ventajas ambientales del GT-MGR. | 26 |
| 1.6.7 Resistencia a la Proliferación del GT-MHR..... | 26 |
| 1.6.8 Competitividad económica del GT-MHR | 27 |
| II EL MÉTODO DE MONTE CARLO Y EL PROGRAMA DE CÓMPUTO MCNPX. | 29 |
| 2.1 MÉTODO DE MONTECARLO..... | 29 |
| 2.1.1 Historia del método de Monte Carlo | 29 |
| 2.1.2 Conceptos básicos del Método Monte Carlo..... | 30 |
| 2.1.2.1 Generación de números pseudo-aleatorios | 30 |
| 2.1.2.2 Teorema del límite central | 30 |
| 2.1.2.3 Técnicas de muestreo | 31 |
| 2.1.3 Descripción del algoritmo. | 33 |
| 2.1.4 Método de Monte Carlo para transporte de partículas. | 34 |
| 2.1.4.1 Trayectoria de las partículas | 35 |

| | |
|--|-----------|
| 2.1.4.2 Cálculo de la criticidad | 38 |
| 2.2 EL PROGRAMA DE CÓMPUTO MCNPX..... | 41 |
| 2.2.1 Formato del archivo de entrada | 41 |
| 2.2.1.1 Tarjeta de definición de celdas (Cell Cards): | 41 |
| 2.2.1.2 Tarjeta de definición de las superficies. (Surface Cards): | 42 |
| 2.2.1.3 Tarjeta de datos (Data Cards): | 43 |
| 2.2.2 Descripción del archivo de salida..... | 45 |
| III ELABORACIÓN DE MODELOS Y SIMULACIÓN DEL NÚCLEO DEL REACTOR. | 47 |
| 3.1 MODELO DE LA PARTÍCULA DE COMBUSTIBLE TRISO. | 47 |
| 3.2 MODELO DEL ELEMENTO COMPACTO..... | 49 |
| 3.3 MODELO DEL ENSAMBLE HEXAGONAL | 51 |
| 3.4 MODELO HETEROGÉNEO DEL NÚCLEO..... | 53 |
| 3.5 MODELO SIMPLIFICADO | 57 |
| 3.6 MODELO HOMOGÉNEO DEL PIN..... | 57 |
| 3.7 MODELO HOMOGÉNEO DEL NÚCLEO GT-MHR..... | 58 |
| 3.8 IMPLEMENTACIÓN DE LA OPCIÓN DE QUEMADO | 60 |
| IV DISEÑO DE UN MÉTODO ALTERNO PARA MEJORAR EL DESEMPEÑO DEL CÁLCULO DEL QUEMADO DE COMBUSTIBLE DE MCNPX..... | 61 |
| 4.1 MÉTODO DISEÑADO | 61 |
| 4.1.1 Principales instrumentos computacionales del método..... | 61 |
| 4.1.2 Descripción del Método Diseñado | 62 |
| 4.2 IMPLEMENTACIÓN DEL MÉTODO Y RESULTADOS OBTENIDOS..... | 68 |
| 4.2.1 Evaluación del método. | 72 |
| CONCLUSIONES | 74 |
| ANEXO 1 | 76 |
| REFERENCIAS | 87 |

ÍNDICE DE FIGURAS

| | |
|---|----|
| FIGURA 1.1. REACCIÓN DE FISIÓN NUCLEAR | 4 |
| FIGURA 1.2. ESQUEMA DE UNA REACCIÓN EN CADENA | 4 |
| FIGURA 1.3. REACCIÓN DE FUSIÓN NUCLEAR | 4 |
| FIGURA 1.4. ESTRUCTURA DEL REACTOR HTGR | 8 |
| FIGURA 1.5. COMBUSTIBLE HTGR | 9 |
| FIGURA 1.6. CICLO DE OPERACIÓN ESQUEMÁTICO DE LA PLANTA PBMR | 11 |
| FIGURA 1.7. PLANTA DE GENERACIÓN DE ELECTRICIDAD CON REACTOR PBMR | 12 |
| FIGURA 1.8. DISEÑO DE ELEMENTO DE COMBUSTIBLE PARA PMBR | 13 |
| FIGURA 1.9. MÓDULO GT-MHR | 16 |
| FIGURA 1.10. EDIFICIO DEL GT-MHR | 17 |
| FIGURA 1.11. ELEMENTOS PRINCIPALES DEL GT- MHR | 18 |
| FIGURA 1.12. VISTA EN MICROSCOPIO ELECTRÓNICO DE UNA PARTÍCULA TRISO .. | 19 |
| FIGURA 1.13. COMPORTAMIENTO DEL COMBUSTIBLE | 19 |
| FIGURA 1.14. COMBUSTIBLE DE PARTÍCULAS REVESTIDAS | 20 |
| FIGURA 1.15. NÚCLEO ANULAR GT-MHR | 21 |
| FIGURA 1.16. ESQUEMA DE FLUJO DEL REFRIGERANTE DEL GT-MHR | 22 |
| FIGURA 1.17. COMPARACIÓN DE EFICIENCIAS TÉRMICAS | 22 |
| FIGURA 1.18. RADIACIÓN PASIVA, CONVECCIÓN NATURAL Y CONDUCCIÓN DEL CALOR RESIDUAL DEL SILO DE CONTENCIÓN | 24 |
| FIGURA 1.19. ELIMINACIÓN DEL CALOR RESIDUAL CUANDO EL SISTEMA DE CONVERSIÓN DE POTENCIA NO ES ACCESIBLE | 25 |
| FIGURA 1.20. TEMPERATURAS DE CALENTAMIENTO DEL NÚCLEO CON RECHAZO DE CALOR PASIVO | 25 |
| FIGURA 2.1. EJEMPLO DE FUNCIÓN DE PROBABILIDAD, P(X) | 32 |
| FIGURA 2.2. FUNCIÓN DE DISTRIBUCIÓN, C(X), OBTENIDA DE LA INTEGRACIÓN DE LA FUNCIÓN DENSIDAD DE PROBABILIDAD | 33 |
| FIGURA 2.3. TRAYECTORIA ALEATORIA DE UNA PARTÍCULA A TRAVÉS DE UN MEDIO | 36 |
| FIGURA 2.4. DIRECCIÓN DE LA PARTÍCULA EN COORDENADAS ESFÉRICAS | 32 |
| FIGURA 2.5. ÁNGULOS LOCALES DE DISPERSIÓN DE LA PARTÍCULA | 38 |
| FIGURA 2.6. FORMATO DE ARCHIVO DE ENTRADA DE MCNPX | 41 |
| FIGURA 2.7. ESQUEMA DE USO RECOMENDADO | 46 |
| FIGURA 3.1 ESQUEMA DE COMBUSTIBLE | 48 |
| FIGURA 3.2. MODELACIÓN MCNPX DE LA PARTÍCULA TRISO. MATRIZ CÚBICA | 49 |
| FIGURA 3.3. MODELO MCNPX DE UN ARREGLO DE CELDAS | 49 |
| FIGURA 3.4. MODELO MCNPX DEL COMPACTO. MATRIZ CÚBICA | 50 |

| | |
|---|----|
| FIGURA 3.5. MODELO MCNPX DEL COMPACTO. MATRIZ HEXAGONAL | 50 |
| FIGURA 3.6 ACERCAMIENTO DEL MODELO COMPACTO. | 51 |
| FIGURA 3.7. MODELOS PARA LOS BLOQUES DE ENSAMBLES..... | 51 |
| FIGURA 3.8. ENSAMBLE BÁSICO CON MCNPX..... | 52 |
| FIGURA 3.9. ENSAMBLE BÁSICO, PLANO XY. | 52 |
| FIGURA 3.10. NÚCLEO DE GRAFITO Y TUBOS REFRIGERANTES. PLANO XY..... | 52 |
| FIGURA 3.11. CONFIGURACIÓN DEL NÚCLEO DEL REACTOR GT- MHR CON TRES ANILLOS..... | 53 |
| FIGURA 3.12. VISTA SUPERIOR DE LA LATTICE DEL NÚCLEO | 54 |
| FIGURA 3.13. SECCIONES HORIZONTALES DEL NÚCLEO. PLANO YZ..... | 54 |
| FIGURA 3.14. SECCIONES HORIZONTALES DEL NÚCLEO. PLANO YZ..... | 55 |
| FIGURA 3.15. NÚCLEO DEL REACTOR GT-MHR | 55 |
| FIGURA 3.16. NÚCLEO DEL REACTOR GT-MHR ESQUEMATIZADO | 56 |
| FIGURA 3.17. MODELO EMPLEADO | 56 |
| FIGURA 3.18. MÉTODO DE HOMOGENIZACIÓN RPT | 58 |
| FIGURA 3.19. PIN HOMOGÉNEO | 58 |
| FIGURA 3.20. VISTA SUPERIOR DEL NÚCLEO GT-MHR SIMPLIFICADO..... | 59 |
| FIGURA 4.1. MODELO DE UNA PARTÍCULA DE COMBUSTIBLE TRISO UTILIZADA EN CPM-3 | 63 |
| FIGURA 4.2. LISTAS DE ISÓTOPOS GENERADAS | 65 |
| FIGURA 4.3. EVOLUCIÓN DE LA K-EF..... | 70 |
| FIGURA 4.4. COMPARACIÓN DE K-EF PARA MCNPX Y EL MÉTODO DISEÑADO | 71 |
| FIGURA 4.5. COMPARACIÓN DE LOS CÓDIGOS | 72 |

ÍNDICE DE TABLAS

| | |
|---|----|
| TABLA 1.1 INDICADORES PARA EL REACTOR PBMR..... | 14 |
| TABLA 1.2. PARÁMETROS DE OPERACIÓN A POTENCIA PLENA NOMINAL DEL GT-MHR... | 23 |
| TABLA 1.3 INDICADORES PARA EL REACTOR GT-MHR | 28 |
| TABLA 3.1. DIMENSIONES DE UNA PARTÍCULA DE COMBUSTIBLE TRISO..... | 48 |
| TABLA 3.2. DIMENSIONES DE LA PARTÍCULA TRISO UTILIZADA PARA LOS MODELOS SIMULADOS..... | 53 |
| TABLA 3.3. COMPARACIÓN MODELOS DE NÚCLEO GT-MHR | 59 |
| TABLA 3.4. TIEMPOS DE EJECUCIÓN DE MODELOS CON Y SIN QUEMADO | 60 |
| TABLA 4.1. VALORES DE “K-EF DE QUEMADO” OBTENIDOS CON DISTINTAS FORMAS DE MANIPULACIÓN DE ISÓTOPOS..... | 68 |
| TABLA 4.2. VALORES DE K-EF OBTENIDOS CON LA IMPLEMENTACIÓN DEL MÉTODO..... | 69 |
| TABLA 4.3. VALORES DE K EFF OBTENIDOS CON LA IMPLEMENTACIÓN DEL MÉTODO E INTERPOLACIÓN | 69 |
| TABLA 4.4. VALORES OBTENIDOS CON EL MÉTODO DISEÑADO Y CON MCNPX | 70 |
| TABLA 4.5. VALORES OBTENIDOS CON EL MÉTODO DISEÑADO, CON MCNPX Y CON CPM-3 | 71 |
| TABLA 4.6. DIFERENCIAS %DK/K ENTRE MCNPX Y EL MÉTODO DISEÑADO | 72 |
| TABLA 4.7. DIFERENCIAS EN PCM ENTRE MCNPX Y EL MÉTODO DISEÑADO | 73 |
| TABLA 4.8. TIEMPOS DE QUEMADO | 73 |

Introducción

Actualmente, elementos como el aumento de la población requieren satisfacer necesidades cada vez más grandes de insumos como lo son el suministro de agua potable, alimentos, transporte, etc. La satisfacción de estas necesidades concibe un enorme incremento en el uso energético, además la importancia de las fuentes energéticas ya no radica únicamente en el aprovechamiento energético de las mismas, sino también en los efectos sobre el ambiente que éstas generan. Debido a que más de una tercera parte de los gases de efecto invernadero producidos por la actividad humana provienen del consumo de combustibles fósiles, se ha incrementado la necesidad de emplear fuentes alternativas de energía que sean capaces de satisfacer la demanda energética.

La energía nuclear no emite gases de efecto invernadero, sus costos son competitivos y sus desechos pueden ser administrados en forma segura por un largo período de tiempo. Es por esto que la generación de energía eléctrica mediante plantas nucleares es importante, es uno de los procesos más limpios que se conocen y usan en la actualidad y provee grandes cantidades de energía. Además de la generación de electricidad, la energía nuclear es usada también para desalinización de agua de mar, conservación de alimentos, tratamientos médicos, etc.

Actualmente, 16% de la electricidad mundial se produce a partir de energía nuclear y están en operación alrededor de 440 reactores de potencia que pertenecen en su mayoría a la Generación II. Los reactores de la Generación I son los primeros reactores prototipo que empezaron a operar a finales de los años cincuenta y sesenta. Recientemente empezaron a construirse y a entrar en operación los reactores de la Generación III, con diseños evolutivos a partir de los reactores de la Generación II, con versiones avanzadas y mejoras tecnológicas sobre la seguridad y la economía.

A nivel de investigación y desarrollo, la comunidad internacional está trabajando en el diseño de los reactores avanzados de Generación IV. Los objetivos propuestos para estos reactores son lograr mejoras en la economía, la seguridad, la confiabilidad, la sustentabilidad y la no proliferación. Seis tipos de reactores son los que se han seleccionado a nivel internacional, para seguir su investigación y desarrollo. Dos de estos son reactores de alta temperatura enfriados por gas. Uno de ellos es el Reactor nuclear modular de helio con turbina de gas (GT-MHR, *Gas-Turbine -Modular Helium Reactor*), el cual presenta características muy adecuadas para cumplir con los objetivos propuestos y es por eso que hemos decidido estudiarlo en este trabajo de tesis.

Debido a que el GT-MHR actualmente se encuentra en desarrollo, existe una escasez de datos experimentales, surgiendo la necesidad de elaborar modelos precisos para el diseño y análisis del combustible. Por lo que el empleo del código computacional MCNPX es útil como herramienta para cubrir esta necesidad, sin embargo debido a la alta complejidad del modelo del núcleo del GT-MHR, los cálculos de la simulación del quemado del combustible del reactor emplean una gran cantidad de tiempo de cómputo. Lo anterior hace muy lenta y difícil la obtención de datos para el diseño del núcleo de este tipo de reactor y para la optimización de la configuración del combustible.

El propósito de esta tesis es desarrollar un método alternativo para mejorar el desempeño del cálculo de quemado del combustible con MCNPX para el núcleo del reactor GT-MHR y de esta manera proporcionar una herramienta eficaz que permita el análisis del quemado y desempeño del combustible del reactor.

Este trabajo de tesis está integrado por los siguientes capítulos:

Capítulo 1: El reactor modular de helio con turbina de gas, GT-MHR.

En este capítulo se presentan los conceptos básicos de la energía nuclear, los reactores nucleares más utilizados para la producción de energía, y posteriormente se describen las características del reactor nuclear modular de helio de turbina de gas.

Capítulo 2: El método de Monte Carlo y el programa de cómputo MCNPX.

En este capítulo se describen los fundamentos del método de Monte Carlo y su aplicación al transporte de partículas, así como se describe el programa de cómputo MCNPX.

Capítulo 3: Elaboración de modelos y simulación del núcleo del reactor.

En este capítulo se describen los modelos que se han desarrollado con MCNPX para simular el comportamiento neutrónico del reactor GT-MHR.

Capítulo 4: Diseño de un método alternativo para mejorar el desempeño del cálculo del quemado de combustible de MCNPX.

En este capítulo se expone el nuevo método, desarrollado en esta tesis, para el análisis del combustible del reactor GT-MHR, así como las características y los resultados obtenidos aplicando este método.

Finalmente, se presentan las conclusiones de la tesis.

CAPÍTULO I

EL REACTOR NUCLEAR MODULAR DE HELIO CON TURBINA DE GAS

En este capítulo se presentará un resumen de los conceptos básicos de la energía nuclear y de los distintos tipos de reactores nucleares más utilizados para la producción de energía. Posteriormente se describirá el reactor nuclear modular de helio con turbina de gas (GT-MHR).

1.1 CONCEPTOS BÁSICOS DE ENERGÍA NUCLEAR

Para comprender mejor el concepto de un reactor nuclear es necesario saber que la energía nuclear es la energía liberada de las reacciones nucleares, las cuales son:

- a) Desintegración radioactiva
- b) Fisión nuclear
- c) Fusión nuclear.

A continuación se explica brevemente cada una de estas 3 reacciones nucleares:

La desintegración nuclear o decaimiento radioactivo es el proceso mediante el cual un núcleo atómico emite partículas espontáneamente debido a que posee una combinación de protones y neutrones que no conducen a una configuración estable. Así los núcleos liberan energía y pasan a estados más estables, es decir, hacia estados de energía menor, transmutándose espontáneamente en otros núcleos y emitiendo partículas alfa, beta y gamma.

La fisión nuclear es un fenómeno que ocurre cuando un núcleo captura un neutrón y pasa a un estado inestable donde se produce la ruptura del núcleo en dos fragmentos. En los reactores nucleares y en laboratorios se consigue al bombardear núcleos pesados, como el uranio 235 (U-235) o plutonio 239 (Pu-239) con neutrones. Si un núcleo captura uno de estos neutrones, el núcleo se vuelve inestable, fisionándose en dos núcleos más ligeros y algunos neutrones (ver Figura 1.1). La suma de las masas de los productos de la fisión es menor a la masa del núcleo original. La masa faltante se convierte en energía de acuerdo a la ecuación $E= mc^2$.

En el proceso de fisión del U-235 por cada núcleo fisionado se libera una cantidad de energía del orden de 200 MeV [1]. La fisión nuclear es una reacción que en la actualidad puede controlarse.

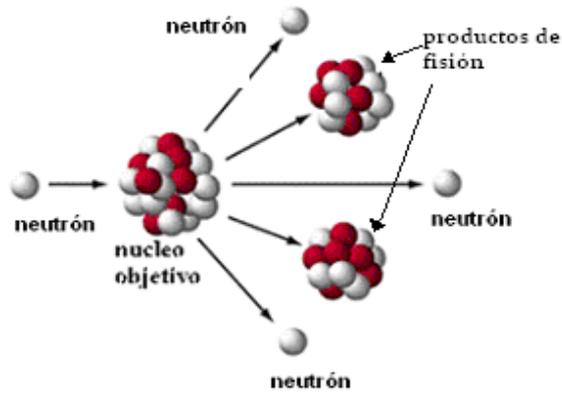


Figura 1.1. Reacción de fisión nuclear. [1]

En la reacción en cadena los neutrones liberados de la fisión pueden provocar nuevas fisiones que liberarán otros neutrones, y así sucesivamente (ver Figura 1.2). Cuando se logra mantener constante el número de fisiones se dice que la reacción está auto sostenida o controlada.

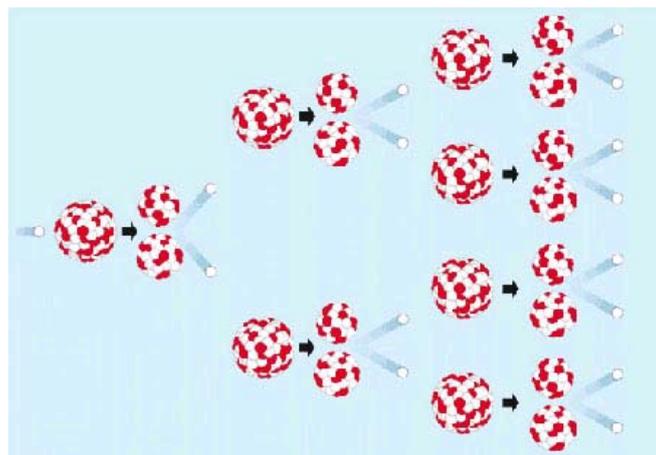


Figura 1.2. Esquema de una reacción en cadena. [1]

En cuanto a la fusión nuclear, ocurre cuando dos núcleos de átomos ligeros, generalmente hidrógeno y sus isótopos (deuterio y tritio), se unen para formar otro núcleo más pesado, liberando una gran cantidad de energía (ver Figura 1.3).

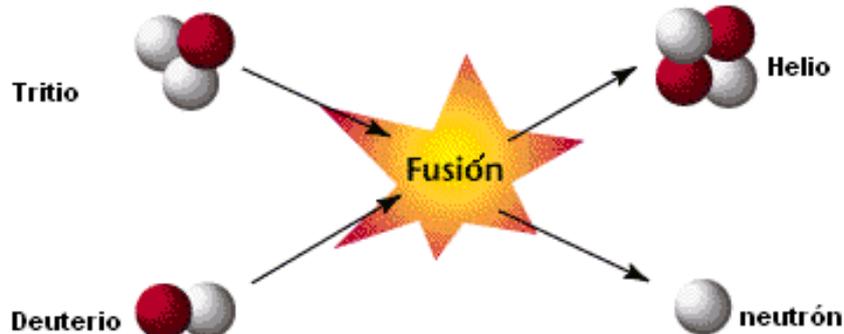


Figura 1.3. Reacción de fusión nuclear. [1]

La fusión nuclear es producida en las estrellas, aún no se ha logrado utilizar la fusión como medio rentable de obtención de energía, es decir, en la actualidad la energía aplicada al proceso es mayor que la obtenida por la fusión.

1.2 EL REACTOR NUCLEAR

Un reactor nuclear es una instalación física donde se produce, mantiene y controla una reacción nuclear en cadena. Actualmente sólo producen energía de forma comercial los reactores nucleares de fisión y los más comunes en el mundo son:

Reactores de Investigación. Utilizan los neutrones generados en la fisión para producir radioisótopos o bien para realizar diversos estudios, como por ejemplo, estudio de materiales.

Los Reactores de Potencia. Estos reactores utilizan el calor generado en la fisión para producir energía eléctrica, para desalinización de agua de mar, y en un futuro se espera que puedan producir hidrógeno.

1.2.1 Elementos de los reactores nucleares

Un reactor nuclear de fisión está compuesto principalmente por los siguientes elementos:

Combustible.- Suele estar en forma sólida, aunque varía, como el dióxido de uranio cerámico ligeramente enriquecido, uranio en tubos de aleación de magnesio, plutonio-239, torio-232, o mezclas de éstos (MOX, mezcla de óxidos de uranio y plutonio), o dióxido de uranio enriquecido o natural en tubos de aleación de zirconio, todo depende del tipo del reactor.

El uranio natural contiene 0.72% de uranio 235 que se puede fisiónar y 99.28% de uranio 238, el cual no se fisiona [2]. Al uranio enriquecido, se le eleva artificialmente la concentración del uranio 235 de 3 a 5%, disminuyéndose la del uranio 238 al 97% y 95% respectivamente [2].

Moderador.- Disminuye la velocidad de los neutrones producidos en la fisión, de modo que aumente la probabilidad de que sean absorbidos por otro átomo fisible para producir fisión, y no se termine la reacción en cadena. Entre los moderadores más utilizados están el agua ligera, el agua pesada y el grafito.

Refrigerante.- Conduce el calor generado por el combustible para ser aprovechado posteriormente en una turbina, en la mayoría de las veces. El refrigerante debe ser anticorrosivo, tener una gran capacidad calorífica y no debe absorber los neutrones. Los refrigerantes más usuales son gases, como el anhídrido carbónico y el helio; líquidos como el agua ligera y el agua pesada, y metales líquidos como el sodio.

Material de control.- Mantienen la intensidad de la reacción en cadena que ocurre en el interior del reactor dentro de los límites deseados y de conformidad con la cantidad de energía térmica que se quiera producir. Generalmente se usan en forma de barras o bien disueltas en el refrigerante. El interior de las barras de control se encuentra lleno de una sustancia que como el cadmio o el boro, tienen la propiedad de capturar neutrones y debido a esto la función de control se establece. Si se desea disminuir la intensidad de la reacción nuclear que ocurre dentro del reactor, basta con insertar las barras de control entre los ensambles de combustible del núcleo, en la medida de la disminución deseada.

Reflector.- Reduce la fuga de neutrones, aumentando así la eficiencia del reactor. El medio reflector que rodea al núcleo debe tener una baja sección eficaz de captura, los reflectores más usados son: agua ligera, agua pesada, grafito, uranio natural.

Blindaje.- Evita la fuga de radiación gamma y neutrones rápidos. Los materiales más usados para construir este blindaje son el concreto, el agua y el plomo.

1.2.2 Tipos de reactores nucleares

Las diversas combinaciones de combustible, moderador y refrigerante configuran los diferentes tipos de reactores nucleares existentes. Los principales tipos de reactores nucleares que actualmente están en operación comercial en el mundo son los siguientes:

-Reactores de Agua Ligera LWR (Light Water Reactors). Utilizan como refrigerante y moderador el agua ligera. Como combustible uranio enriquecido. Los más utilizados son los BWR (Boiling Water Reactor o Reactores de Agua Ligera en Ebullición) y los PWR (Pressurized Water Reactor o Reactores de Agua Ligera a Presión).

-Reactores de Agua Pesada a Presión PHWR o CANDU (Pressurized Heavy Water Reactor o Canada Deuterium Uranium). Utilizan como moderador agua pesada (compuesta por dos átomos de deuterio y uno de oxígeno) y como refrigerante agua ligera. Como combustible utilizan uranio natural, y actualmente ligeramente enriquecido.

-Reactores Enfriados por Bióxido de Carbono y Moderados por Grafito GCR (Gas Cooled Reactor). Estos reactores ocuparon un lugar muy importante en las primeras etapas de desarrollo de la industria nucleoelectrónica, su popularidad ha disminuido sensiblemente con el paso del tiempo debido principalmente a razones económicas. A diferencia de los anteriores, este reactor no utiliza agua ligera como refrigerante sino bióxido de carbono; emplea grafito como moderador y uranio natural en forma metálica como combustible.

-Reactor Bolshoy Moshchnosty Kanalny RBMK (Gran Reactor Canalizado de Alta Potencia). Su principal función es la producción de plutonio, y como subproducto genera electricidad. Utiliza grafito como moderador y agua como refrigerante. Como

combustible utiliza uranio muy poco enriquecido. Puede recargarse en marcha. Tiene un coeficiente de reactividad positivo.

-Reactores Rápidos Cría FBR (Fast Breeder Reactors). Utilizan neutrones rápidos (de alta energía) en lugar de térmicos para la consecución de la fisión. Como combustible utiliza plutonio y como refrigerante sodio líquido. Este reactor no necesita moderador.

-Reactor de Alta Temperatura Refrigerado por Gas HTGR (High Temperature Gas Cooled Reactor). Puede utilizar neutrones rápidos y neutrones térmicos. Como refrigerante utiliza helio, y como moderador grafito, en el caso de utilizar neutrones térmicos.

-Reactores Rápidos de Cría Enfriados por Sodio LMFBR (Liquid Metal Fast Breeder Reactor). Este reactor funciona con neutrones rápidos, teniendo la particularidad de producir más combustible que el que consume en su operación. Este reactor utiliza combustible enriquecido en más del 20%, ya sea con uranio 235 o plutonio 239 y sodio líquido como refrigerante [2]. Su peculiaridad es que el núcleo se rodea con un manto de uranio natural o empobrecido, que al absorber neutrones poco moderados, se transforma en plutonio y de esta manera cría nuevo combustible.

1.3 REACTORES NUCLEARES AVANZADOS

Los diseños de reactores avanzados incorporan mejoras de la seguridad en cuanto a una mayor protección ante la emisión de radiación al medio ambiente y en cuanto a la seguridad pasiva, basada en fuerzas naturales como la convección y la gravedad que permite reducir la dependencia de sistemas y componentes activos, tales como bombas y válvulas.

Actualmente, se desarrollan 3 tipos básicos de diseños avanzados:

- Reactores refrigerados por agua.
- Reactores refrigerados por gas.
- Reactores rápidos. [3]

Ante la imposibilidad de estudiar todos los reactores, este trabajo de tesis se concentra en estudiar el reactor GT-MHR, el cual es un modelo basado en el reactor de muy alta temperatura refrigerado por gas VHTR (Very-High-Temperature Reactor), mismo que presenta el concepto más viable para ser implantado tecnológicamente en el corto plazo, debido a que se basa en los actuales reactores de gas de alta temperatura HTGR.

A continuación se describirá brevemente el reactor HTGR avanzado o también llamado VHTR.

1.4 EL REACTOR DE ALTA TEMPERATURA REFRIGERADO POR GAS (HTGR - High Temperature Gas Reactor)

Actualmente existen dos reactores HTGR de investigación: en Japón y China; y dos diseños de centrales eléctricas se están llevando a cabo como proyectos de desarrollo internacional, así como otros diseños están en estudio [4].

El nuevo interés se basa principalmente en conceptos de diseños que utilicen tecnología de seguridad inherente para asegurar la retención de los productos de fisión radiactivos por medios pasivos.

Los reactores HTGR usan gas helio como refrigerante, alcanzan altas temperaturas dentro del reactor, hasta 950 °C [5]. Estas temperaturas permiten que el reactor sea usado como una fuente de calor industrial, además de generar electricidad mediante el ciclo Brayton con una eficiencia térmica cercana al 50% [6].

El desarrollo tecnológico en la última década hace que los reactores HTGR sean más prácticos que en el pasado, aunque el ciclo directo significa que deba existir una alta integridad del combustible y los componentes del reactor [7]. En la Figura 1.4 se muestra de la estructura general del reactor HTGR.

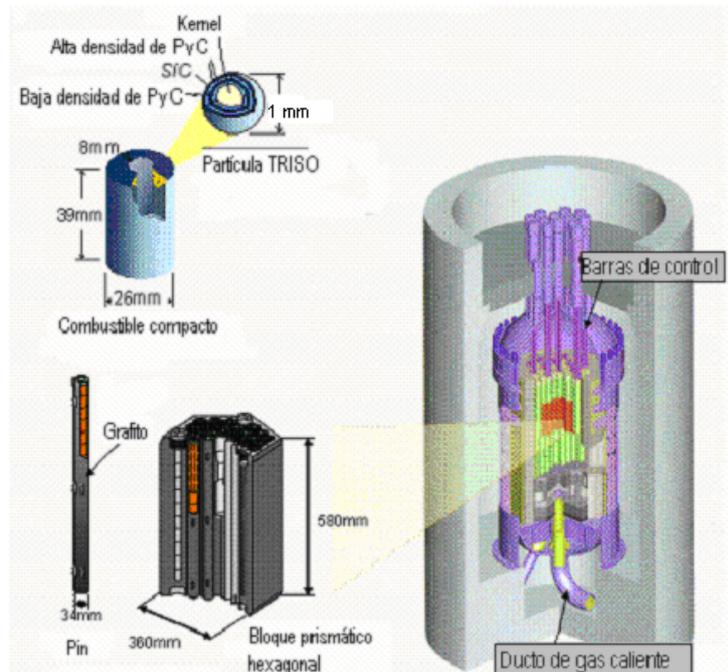


Figura 1.4. Estructura del reactor HTGR. [8]

El combustible para estos reactores se encuentra en forma de partículas esféricas llamadas TRISO (dióxido de uranio enriquecido encapsulado en esferas de grafito) con menos de un milímetro de diámetro. Cada partícula tiene un núcleo de óxido o de carburo de uranio, con uranio enriquecido hasta el 17% de U-235, aunque normalmente

menos. Este es rodeado por capas de carbono y silicio, dando una retención a los productos de fisión, los cuales se mantienen estables hasta una temperatura de 1600 [°C] o más [5] (ver Figura 1.5).

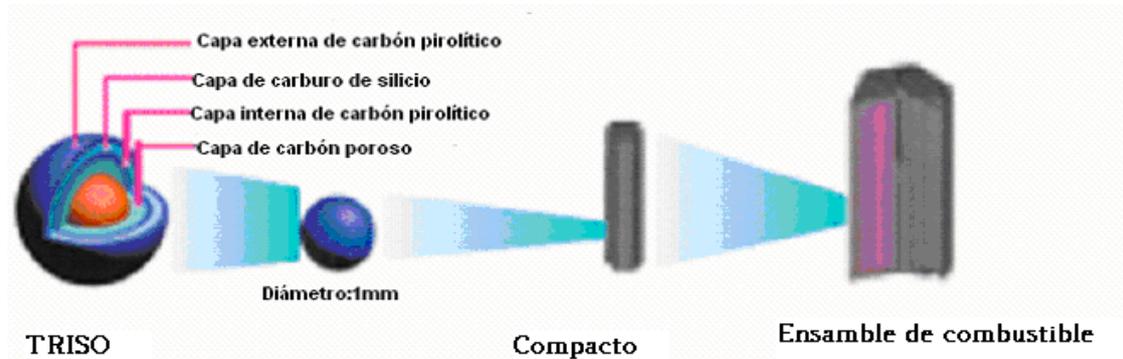


Figura 1.5. Combustible HTGR. [9]

Otros aspectos característicos de los HTGR relacionados con la modelación neutrónica son los siguientes:

- El uso de gas helio como refrigerante produce fracciones de vacío importantes en el núcleo del reactor y por lo tanto se presenta un efecto considerable de desplazamiento de los neutrones.
- Debido al uso del grafito como moderador, una gran parte del espectro neutrónico es epitérmico, por lo tanto las deficiencias de los modelos clásicos del tratamiento del efecto de autoblandaje de las resonancias, pueden ser amplificadas [10].
- Comparado con las barras tradicionales de combustible con encamisado, el combustible de micro-partículas de los HTGR puede alcanzar quemados muy altos, por lo que las incertidumbres de los cálculos de quemado del combustible deben estudiarse.
- Los reactores HTGR pueden utilizar diversos ciclos de combustible [11], por medio de diferentes parámetros físicos, tales como diferentes cargas de combustible (fracción en volumen de las partículas en el grafito), el tipo de combustible, venenos quemables, relación de partículas físi les/fértiles, etc. Las diversas configuraciones del núcleo obtenidas son con frecuencia altamente heterogéneas, con importantes variaciones del espectro neutrónico dependientes del espacio.

Además de los aspectos antes mencionados, para los reactores HTGR se están estudiando nuevas configuraciones del núcleo y nuevos tipos de combustible para los cuales hay que desarrollar nuevos modelos. Se pueden mencionar los siguientes:

- Geometría anular del núcleo.
- Tipo de combustible: quemado de plutonio y actínidos menores, estrategia de minimización de desechos [10].
- Ultra-alto quemado del combustible, hasta más de 700 GWd/t. (En los reactores actuales, segunda y tercera generación, se obtienen quemados diez veces menores).

1.4.1 TIPOS DE REACTORES HTGR

Existen dos variantes del reactor HTGR, ambas refrigeradas por helio y con combustible de uranio-grafito.

- PBMR, donde las partículas son colocadas en forma de cama de esferas (Pebble Bed Modular Reactor).
- El GT-MHR, donde las partículas son colocadas en bloques prismáticos hexagonales de grafito (Gas Turbine – Modular Helium Reactor).

1.5 El Reactor PBMR (Pebble Bed Modular Reactor)

El PBMR es un reactor de alta temperatura HTGR, moderado por grafito y enfriado por helio. Posee un sistema de conversión de potencia de turbina de gas y ciclo cerrado. Está compuesto esencialmente por una vasija de acero que contiene como combustible las partículas TRISO anteriormente descritas. Las partículas son encerradas en grafito para formar una esfera de combustible del tamaño aproximado de una bola de billar (60 mm de diámetro), el núcleo del reactor contiene aproximadamente 360,000 de estas esferas [12].

El calor es convertido en electricidad a través de una turbina. La planta comprende en un módulo con la unidad de la vasija de presión del reactor y a la unidad de conversión de potencia.

La vasija de presión vertical de acero tiene 6.2 metros de diámetro y 27 metros de alto, rodeada de una capa gruesa de grafito que sirve como reflector externo y un medio pasivo de transferencia de calor. La capa de grafito es perforada con hoyos verticales para alojar los elementos de control. El helio es usado como el refrigerante y medio de transferencia de energía para conducir a una turbina de gas de ciclo cerrado y un sistema generador. La geometría de la región de combustible es anular y se localiza alrededor de la columna central de grafito. Esto último sirve como un reflector nuclear adicional.

El núcleo del reactor posee el combustible TRISO, el cual está localizado en el espacio entre los reflectores de grafito central y externo. Las perforaciones verticales en estos reflectores son previstas para los elementos de control de reactividad. Dos sistemas de control de reactividad son previstos para apagar el reactor. Uno de estos sistemas tiene 24 barras de control en el reflector externo, mientras que el otro consiste de pequeñas esferas de absorción que son vertidas en las 8 perforaciones del reflector central.

1.5.1 Operación del PBMR

El ciclo termodinámico utilizado es un ciclo Brayton con un pre-enfriador y enfriador medio refrigerado por agua (ver Figura 1.6). Para remover el calor generado por la reacción nuclear, el refrigerante de helio entra en la vasija del reactor a una temperatura de 500° C y una presión de 9 MPa. El gas descende entre las esferas de combustible caliente, saliendo por el fondo de la vasija a una temperatura de 900°C. Posteriormente el gas caliente entra en la turbina que está conectada mecánicamente a un generador a través de una caja de cambios de reducción de velocidad en un lado y a los compresores de gas por el otro lado. El líquido refrigerante sale de la turbina con alrededor de 500°C y 2.6 MPa. Un recuperador de alta eficiencia es utilizado después de la turbina de potencia. El helio, que es enfriado en el recuperador, pasa a través del pre-enfriador, el compresor de baja presión, el enfriador intermedio y el compresor de alta presión antes de ser retornado a través del recuperador y seguidamente vuelto a la vasija del reactor.

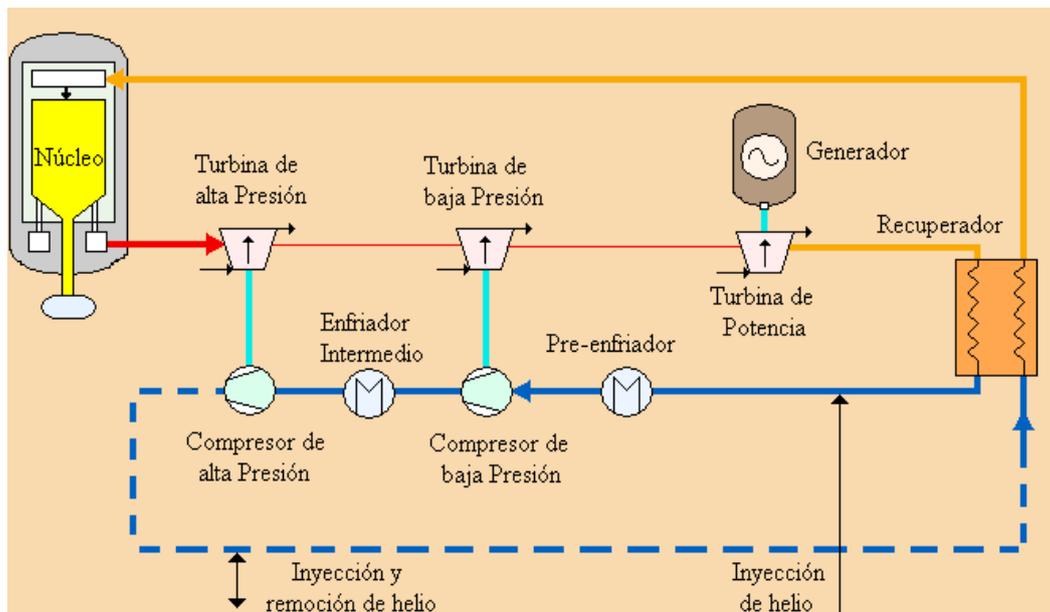


Figura 1.6. Ciclo de operación esquemático de la planta PBMR. [11]

La potencia tomada por el helio en el núcleo y la proporcionada en la turbina de potencia es proporcional al flujo de masa de helio para las mismas temperaturas en el sistema. La tasa de flujo de masa depende de la presión, así que la potencia puede ser ajustada cambiando la presión en el sistema.

La operación a alta presión y alta temperatura en el reactor proporciona una alta eficiencia térmica. Mientras un reactor típico de agua ligera tiene una eficiencia térmica (potencia eléctrica entregada / calor proporcionado) de aproximadamente 33%, en un diseño básico del PBMR la eficiencia es de 41% [12].

El apagado del reactor se realiza metiendo las barras de control, mientras que el encendido es efectuado haciendo crítico al reactor, propiciando las fisiones nucleares en el núcleo y circulando el refrigerante por medio de la motorización del equipo turbo-generador. Posteriormente el calor es removido por el pre-enfriador y el enfriador intermedio. A continuación se muestra el esquema de una planta de generación de electricidad con reactor PBMR.

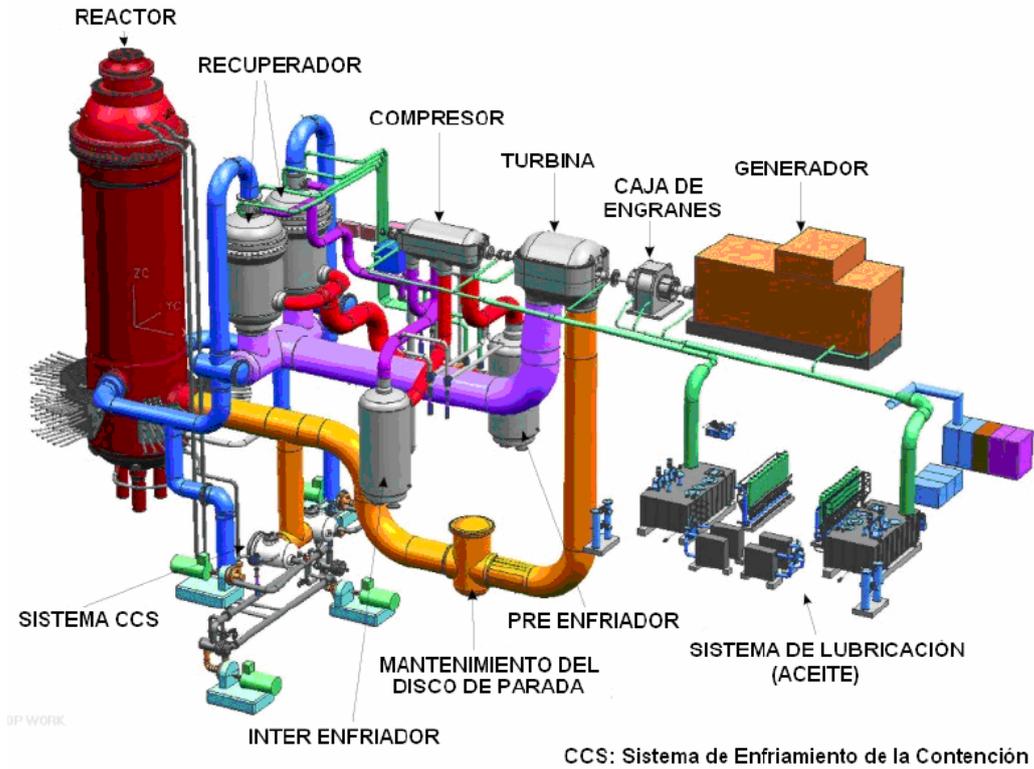


Figura 1.7. Planta de generación de electricidad con reactor PBMR.[12]

1.5.2 Combustible del PBMR

Como ya se ha mencionado, el combustible consiste de partículas isotrópicas de uranio bajamente enriquecido contenidas en una esfera de grafito modulado. Una partícula recubierta consiste en un núcleo de dióxido de uranio rodeado por capas recubiertas como se muestra en la siguiente figura.



Figura 1.8. Diseño de elemento de combustible para PMBR. [12]

Para el combustible del PBMR, al igual que del GT-MHR, la primera capa depositada en los núcleos es carbón poroso. Esto es seguido de una delgada capa de carbón pirolítico, el cual es una forma muy densa de carbón, posteriormente se cubre con una capa de carburo de silicio que es un material refractario fuerte y finalmente otra capa de carbón pirolítico.

El carbón poroso acomoda cualquier deformación mecánica que el núcleo de dióxido de uranio pueda hacer durante el tiempo de vida del combustible, así como los productos de fisión gaseosos difundidos fuera del núcleo. Las capas de carbón pirolítico y carburo de silicio proveen una barrera impenetrable diseñada para contener los productos de fisión.

Estas partículas recubiertas, de aproximadamente 1 milímetro de diámetro, son después mezcladas con polvo de grafito y una resina fenólica en esferas de 50 milímetros de diámetro. Posteriormente una capa de 5 milímetros de ancho de carbono es adherido para formar una zona de “no combustible” y las esferas resultantes son filtradas y recocidas para hacerlas duras.

Finalmente, las bolas esféricas de combustibles son maquinadas a un diámetro uniforme de 60 milímetros. Cada bola de combustible contiene cerca de 9 gr. de uranio [12]. El total de uranio en una carga de combustible es de 4.1 toneladas métricas, y el total de masa de una bola de combustible es de 210 gr.

El grafito es usado por los reflectores. Una columna de reflector central está localizada en el centro del núcleo y un reflector externo afuera de él. El grafito también es usado en el núcleo del reactor por sus características estructurales y su habilidad de frenar los neutrones a la velocidad requerida para que la reacción de fisión nuclear sea llevada a cabo.

Debido a que el isótopo de uranio 235 se presenta en uranio natural en concentraciones aproximadas de 0.7%, para tener una reacción en cadena auto sostenible, el uranio es enriquecido en el combustible del PBMR en aproximadamente 10% en uranio 235, el cual es el isótopo de uranio que mayormente se fisiona.

El reabastecimiento en línea es otro de los elementos clave del PBMR. Los elementos de combustible fresco son adicionados en la parte superior del reactor, mientras que el combustible usado es removido en el fondo, mientras el reactor está en funcionamiento.

Después de cada pasada por el núcleo del reactor, las esferas de combustible son medidas para determinar la cantidad de material fisible restante. Si una esfera todavía contiene una cantidad usable de material fisible, es regresado a la parte superior del reactor para otro ciclo. Cada ciclo toma 6 meses. Cada esfera pasa a través de reactor alrededor de 6 veces y dura cerca de 3 años antes de que sea removido.

La energía por unidad de masa que se extrae al combustible (llamado “quemado”), es mucho más grande en el PBMR que en los reactores de potencia convencionales. El material fisible que puede ser extraído del combustible gastado del PBMR es extremadamente inatractivo para propósitos de proliferación nuclear u otro uso indeseable.

El combustible es transportado al contenedor de combustible gastado en el edificio del reactor a través de un sistema de manejo de combustible. El contenedor de combustible gastado consta de 10 tanques, cada uno con un diámetro de 3.2 metros y una altura de 18 metros. Un tanque puede contener 600,000 esferas. [12]

Eskom, compañía Sudafricana, está desarrollando desde 1993 el PBMR basándose en la experiencia alemana. Su objetivo es mejorar la seguridad, la economía y la resistencia a la proliferación. Planeando la construcción del primer módulo comercial para el 2013, con unidades cuya producción será de 165 MWe por unidad, pudiendo agregar hasta 10 módulos. El tiempo de construcción de un módulo PBMR es alrededor de 24 meses y cuenta con un tiempo de vida de operación de la planta de 40 años. En la siguiente tabla se muestran algunas características del reactor PBMR.

| Indicadores Económicos | Unidades | Valor |
|-------------------------------|-----------------|--------------|
| Potencia Eléctrica | MWe | 165 |
| Potencia Térmica | MWt | 260 |
| Eficiencia | % | 41 |
| Factor de disponibilidad | % | 95 |
| Tiempo de construcción | Meses | 24 |
| Vida útil | Años | 40 |
| Enriquecimiento de U235 | % | 8 |
| Quemado de combustible | GWd/ton | 150 |

Tabla 1.1 Indicadores para el reactor PBMR. [13]

1.6 EL REACTOR GT-MHR

El Reactor GT-MHR es un sistema de energía nuclear avanzado enfriado por gas, que ofrece alto nivel de eficiencia térmica, gran seguridad, alta resistencia a la proliferación, bajos impactos ambientales, beneficios en el manejo de desechos y costos de generación eléctrica competitivos.

Pertenece a la nueva generación de reactores nucleares, actualmente está bajo desarrollo conjunto entre Estados Unidos (General Atomics) y Rusia (MINATOM) [14] por medio de un programa que se inició en 1993. El énfasis primario del programa era desarrollar la capacidad de disponer del plutonio sobrante de las armas nucleares.

El GT-MHR requiere avances significativos en investigación y análisis del desempeño del combustible y en materiales sometidos a altas temperaturas, así como en aleaciones de alta temperatura. Además, debido a la escasez de datos experimentales requiere el desarrollo de modelos para el diseño y análisis del combustible. El GT-MHR se proyecta como un reactor económicamente competitivo por sus altas temperaturas de operación, alta eficiencia térmica de su ciclo Brayton, por su alto nivel de quemado de combustible y por sus bajos requisitos de operación y mantenimiento.

1.6.1 Diseño del GT-MHR

El módulo GT-MHR, mostrado en la Figura 1.9, acopla el módulo del reactor enfriado con helio (MHR – Modular Helium Reactor), contenido en una vasija, con una turbina de gas (GT – Gas Turbine) con un ciclo Brayton de alta eficiencia, de alrededor de 48%. El sistema de conversión de potencia se encuentra en una vasija adjunta. Las vasijas del reactor y de la unidad de conversión de potencia están interconectadas con una conexión transversal.

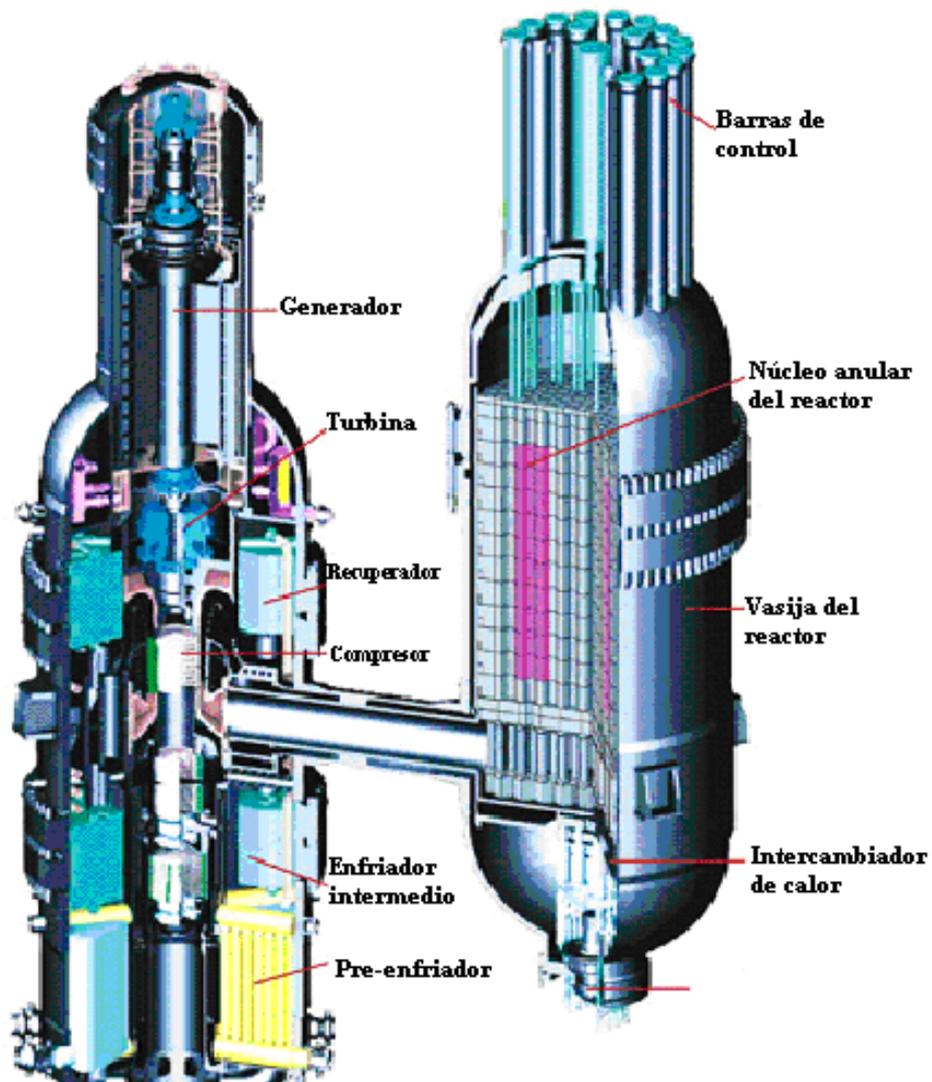


Figura 1.9. Módulo GT-MHR. [15]

El reactor utiliza moderador de grafito, como refrigerante helio, y partículas de combustible de cubiertas TRISO.

El refrigerante de helio es inerte y se mantiene en una única fase en todas las condiciones. El moderador de grafito tiene una alta resistencia y estabilidad a altas temperaturas, y las partículas de combustible recubiertas conservan los productos de fisión contenidos sin que se fuguen del combustible.

1.6.2 Sistemas de la Planta

Las vasijas de presión de acero del sistema de conversión de potencia y del reactor se encuentran localizadas bajo el nivel de la tierra, alojadas dentro de un edificio de concreto. Sobre el nivel del piso se encuentra la maquinaria de recarga de combustible y los sistemas de operación auxiliares (ver Figura 1.10). Esta

configuración permite reducir el riesgo de desperfectos, accidentes externos y desastres naturales.

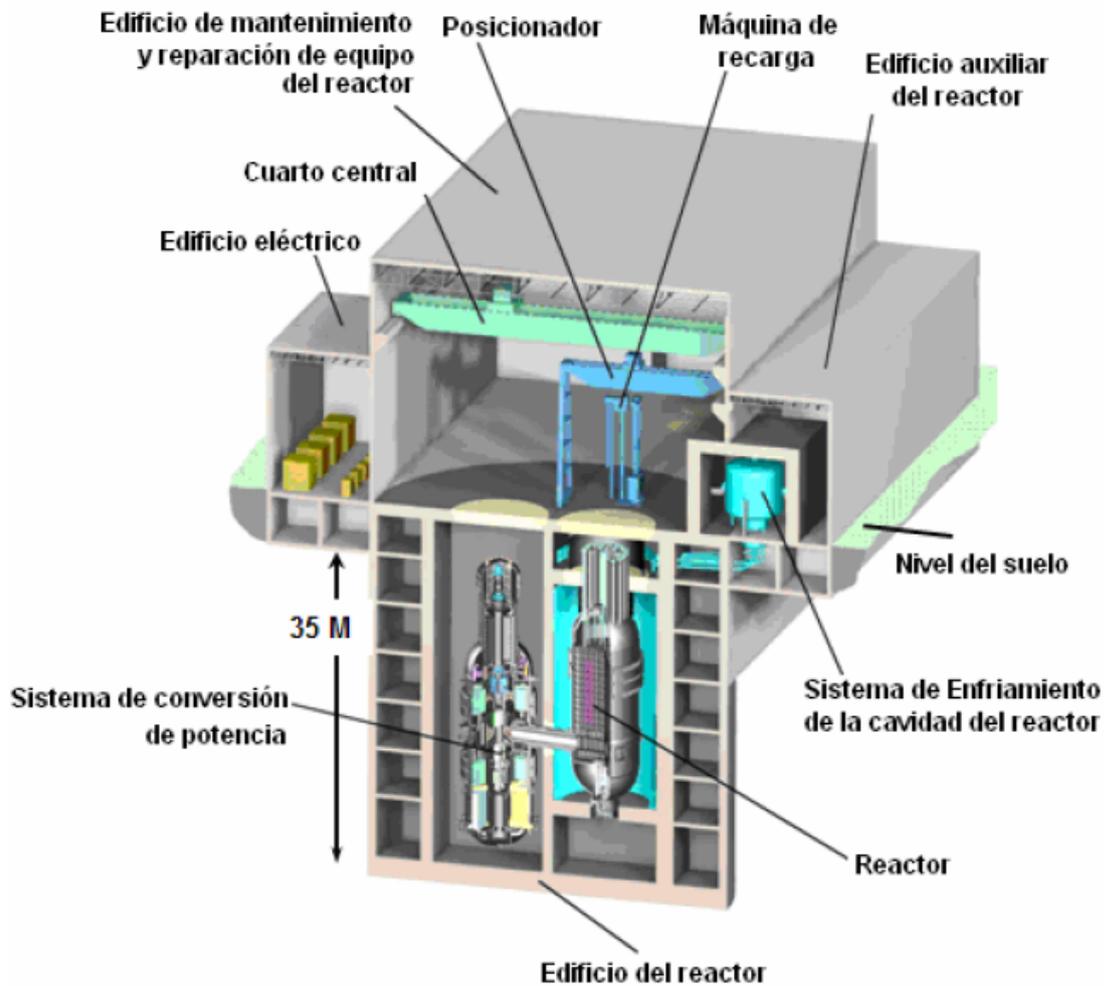


Figura 1.10. Edificio del GT-MHR. [15]

La planta de turbina de gas incluye los siguientes sistemas:

- Sistema de Reactor, el cual incluye el núcleo del reactor, soportes del núcleo, estructuras internas, ensambles de control de reactividad y el ducto caliente.

- Sistema Vasija, que comprende la vasija del reactor, la vasija de conversión de potencia, la unión de las vasijas, los soportes de las vasijas, y las restricciones laterales.

- Sistema de Conversión de Potencia (PCS, por sus siglas en inglés), incluye la turbina, recuperador, pre enfriador, inter enfriador, soportes internos y selladores. Este sistema también incluye el equipo necesario para la extracción y sustitución de componentes del PCS.

- Sistema de Enfriamiento de Apagado. Es un sistema de refrigeración por convección forzada independiente, para la eliminación del calor de decaimiento, que incluye el intercambiador de calor, el circulador y el control del enfriamiento de apagado.

- Cavity de Refrigeración del Reactor. Es un sistema de seguridad relacionados con el sistema de refrigeración pasiva de aire para el respaldo de la eliminación de calor de decaimiento, que incluye las estructuras de entrada / salida de aire atmosférico, un conjunto de paneles de refrigeración que rodea la vasija del reactor, y el conducto de frío / calor para el transporte aire.

- Sistema de manejo de combustible. Se ocupa de los elementos del combustible, reflector y transporte entre la instalación receptora y el núcleo del reactor, así como del transporte del combustible gastado del reactor para su procesamiento y almacenamiento.

-Sistema de Servicios de Helio, incluye los sistemas de purificación, almacenamiento y transferencia de helio.

- Sistema de Protección del Reactor. Realiza de manera automática las funciones de seguridad de protección de la planta.

- Control de Datos y Sistema de Instrumentación de la Planta. Supervisa los parámetros de la planta. Regula automáticamente las condiciones de la planta, proporciona información al operador, y acepta y ejecuta los comandos de control manual del operador.

A continuación se muestran esquemáticamente los principales elementos del módulo GTMHR.

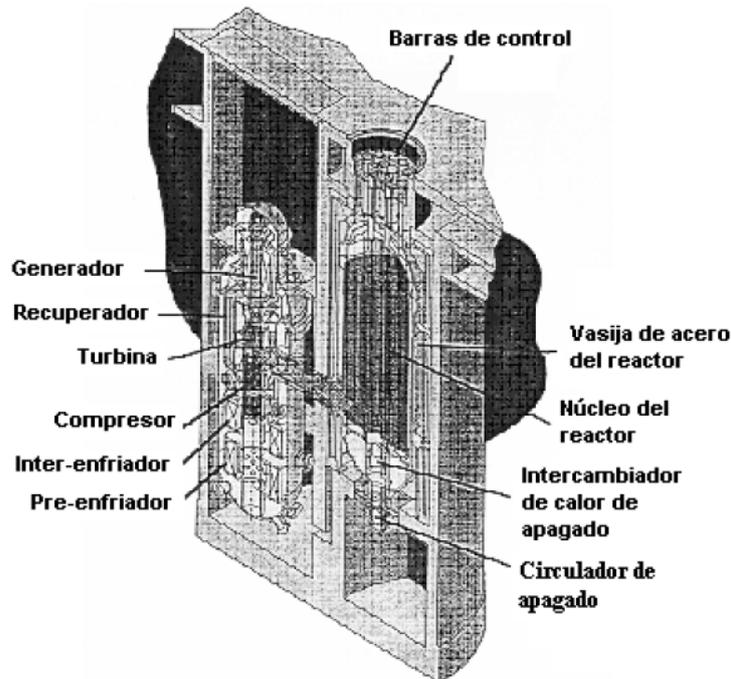


Figura 1.11. Elementos principales del GT- MHR. [16]

1.6.3 Combustible del GT-MHR

El reactor GT MHR utiliza combustible TRISO. Como se ha descrito para el reactor PBMR, las partículas de combustible cubiertas TRISO se componen de un núcleo esférico de materiales fíisiles o férriles, contenida en múltiples capas de revestimiento. El diámetro total del TRISO revestido de partículas estándar varía de unos 650 micras a unos 850 micras. La siguiente figura muestra la vista en microscopio de esta partícula.

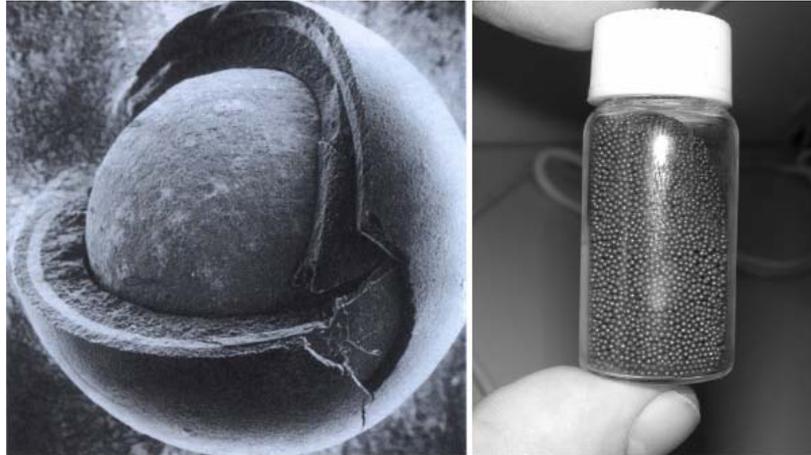


Figura 1.12. Vista en microscopio electrónico de una partícula TRISO: Núcleo kernel compuesto por UOX o MOX o UC, Capa de carbón pirolítico, Capa de Carburo de silicio impermeable, Capa de grafito puro. A lado: Botella con partículas TRISO. [16]

El TRISO revestido no comienza a degradarse térmicamente hasta llegar a temperaturas cercanas a los 2000°C, como se observa en la Figura 1.13. Las temperaturas normales de funcionamiento no son superiores a los 1250°C y en el peor de los casos de accidente las temperaturas se mantienen por debajo de los 1600°C [17]

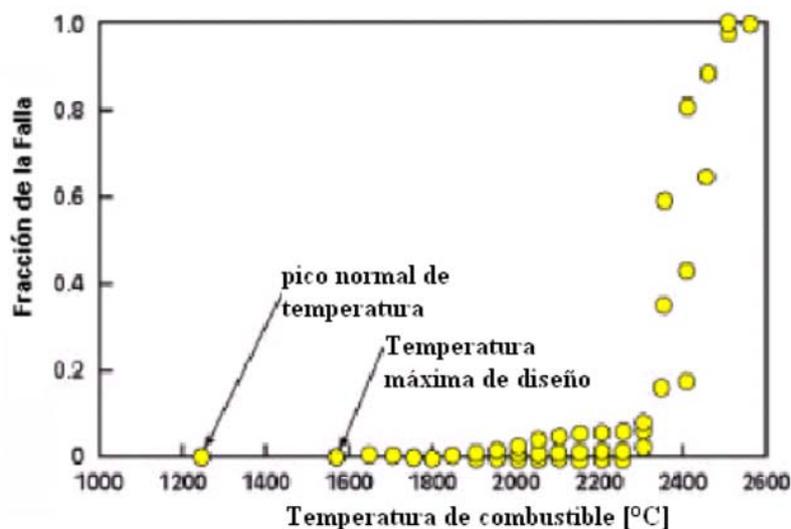


Figura 1.13. Comportamiento del combustible. [17].

En el GT-MHR, las partículas recubiertas TRISO son depositadas en una matriz de grafito y forman cilindros compactos de combustible, (aproximadamente 13 mm de diámetro y 51 mm de largo). Aproximadamente 3000 cilindros de combustible compacto son cargados dentro de una matriz hexagonal de grafito de 793 mm de largo por 360 mm a diferentes niveles (ver Figura 1.14). Ciento dos columnas de elementos de combustible hexagonales, apiladas en 10 zonas axiales forman un núcleo anular (ver figura 1.15). Los bloques de grafito reflector son acomodados dentro y fuera del núcleo activo.



Figura 1.14. Combustible de partículas revestidas. [15]

El sistema de recubrimiento de las partículas de combustible TRISO, proporciona la contención de los productos de fisión durante el funcionamiento del reactor. También proporciona una excelente barrera para la contención de los radionucleidos cuando el combustible sea depositado en un almacenamiento geológico profundo de combustible gastado. Los recubrimientos son ideales para un sistema de gestión de residuos de barrera múltiple. Las mediciones de tasas de corrosión de los TRISOs indican que el sistema de revestimiento debería mantener su integridad un millón de años o más en un depósito geológico profundo.

El sistema del reactor del GT-MHR contiene 727 toneladas métricas de grafito distribuidas de la siguiente manera:

-700 t de grafito en el material de los bloques.

-27 t de grafito que se mezcla con óxidos de plutonio o de uranio para construir los elementos combustibles. El grafito representa cerca del 86% del volumen de los elementos del combustible.

En la Figura 1.15, se muestra el núcleo del reactor GT-MHR y la forma de acomodo del combustible.

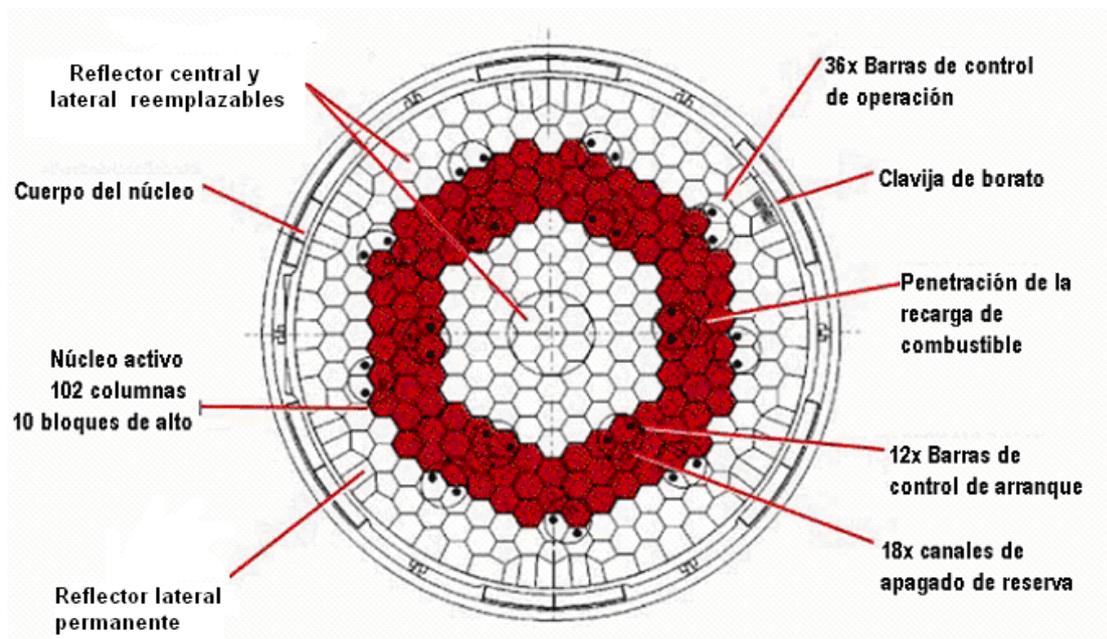


Figura 1.15. Núcleo anular GT-MHR. [16]

1.6.4 Ciclo Termodinámico del Reactor

El refrigerante helio es calentado en el núcleo del reactor, que fluye hacia abajo a través de los canales de refrigeración en elementos de combustible de grafito y después pasa al sistema de conversión de potencia. El sistema de conversión de potencia contiene una turbina de gas que opera a una temperatura aproximada de 850 [°C] y una presión de 7.02 [MPa], para generar electricidad.

El helio sale de la turbina fluyendo a través del lado caliente del recuperador a 510 [°C] y 2.64 [MPa], transfiriendo el calor residual al helio en el lado frío del recuperador (el cual es regresado al reactor). Del recuperador, el helio fluye a través del pre-enfriador en donde es drásticamente enfriado a 26 [°C] y 2.57 [MPa]. Después el refrigerante de helio fluye a través del compresor de baja y alta presión respectivamente, interactuando con el inter-enfriador. A la salida del compresor de alta presión, el helio fluye a través del lado frío y de alta presión del recuperador, donde el refrigerante es recalentado a 490 [°C] y 7.07 [MPa], para regresar al núcleo del reactor (ver figura 1.16).

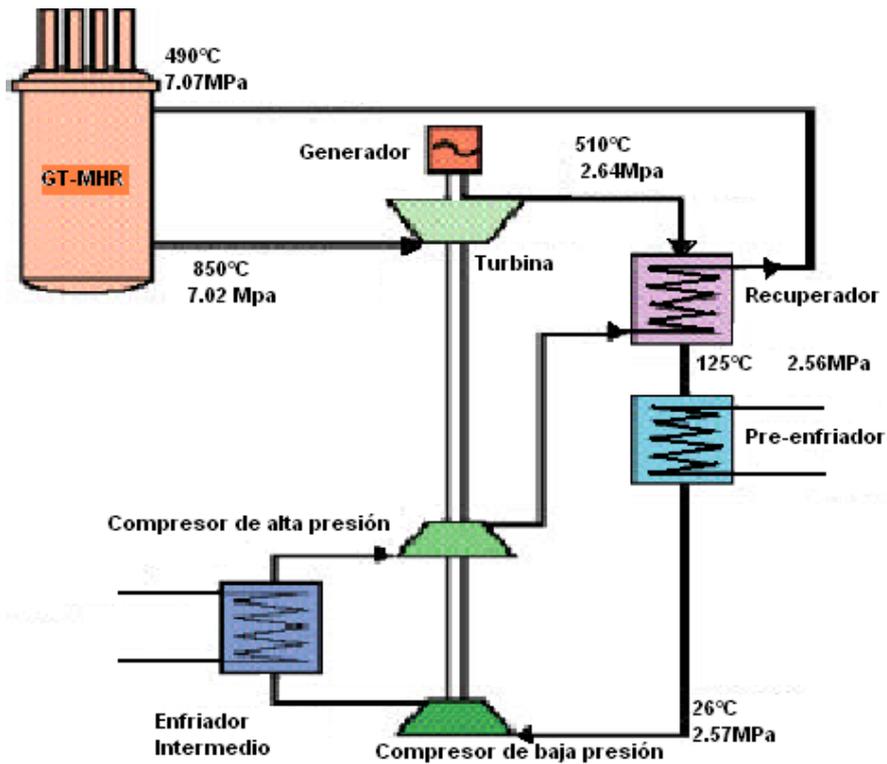


Figura 1.16. Esquema de flujo del refrigerante del GT-MHR. [14]

El uso directo del ciclo Brayton para producir electricidad tiene una eficiencia de aproximadamente 48%. Esta eficiencia es 50% más alta que en plantas nucleares actuales [16]. A continuación se muestra gráficamente la comparación de estas eficiencias.

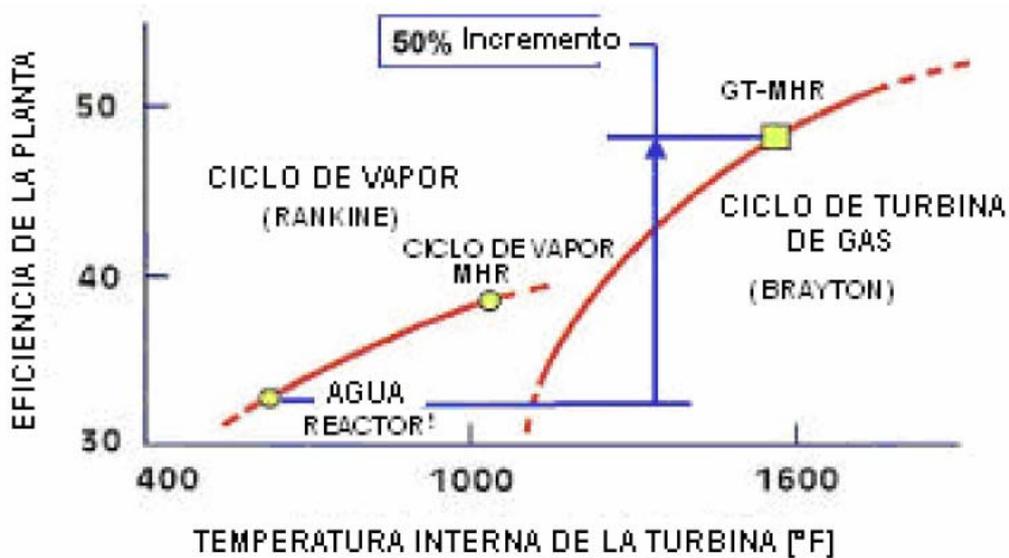


Figura 1.17. Comparación de eficiencias térmicas. [16]

En la siguiente tabla se presentan los parámetros de operación típicos del GT-MHR.

| | |
|--|-----------|
| Potencia Térmica del Reactor, MWt | 600 |
| Temperaturas de entrada/salida, °C | 491/850 |
| Presiones de entrada/salida, MPa | 7.07/7.02 |
| Flujo másico de Helio, Kg/s | 320 |
| Temperaturas de entrada/salida de la turbina, °C | 848/511 |
| Presiones de entrada/salida de la turbina, MPa | 7.01/2.64 |
| Temperaturas de entrada/salida del lado caliente del recuperador, °C | 511/125 |
| Temperaturas de entrada/salida del lado frío del recuperador, °C | 105/491 |
| Potencia eléctrica, MWe | 286 |
| Eficiencia de la planta % | 48 |

Tabla 1.2. Parámetros de operación a potencia plena nominal del GT-MHR. [13]

1.6.5 Características de seguridad del GT-MHR.

El GT-MHR es un reactor de seguridad pasiva y a prueba de fundición del núcleo. El nivel general de seguridad de la planta es único entre la tecnología de los reactores nucleares [18].

La seguridad del GT-MHR es lograda a través de una combinación de características de seguridad inherente y de diseño, como las siguientes:

- 1.- Refrigerante de Helio, es de una sola fase, inerte, y no tiene efectos reactivos.
- 2.- Bloques de grafito, que proveen una capacidad calorífica alta, respuesta térmica lenta y estabilidad estructural a temperaturas muy altas.
- 3.- Partículas revestidas de combustible que retienen los productos de fisión a temperaturas mucho más altas que las condiciones normales de operación y accidentes postulados.
- 4.- Coeficiente negativo de reactividad por temperatura del combustible.

El GT-MHR tiene diversos sistemas de eliminación de calor, posee también un sistema de conversión de energía y un sistema de refrigeración de apagado que pueden ser utilizados para la remoción del calor de decaimiento. En el caso de que ninguno de estos sistemas activos esté disponible, un medio pasivo independiente está previsto para la remoción del calor de decaimiento del núcleo; el cual es el sistema de refrigeración de la cavidad del reactor (RCCS, por sus siglas en inglés) que rodea la vasija del reactor.

La remoción del calor de decaimiento de manera pasiva, la baja densidad de potencia del núcleo y la configuración del núcleo anular se han diseñado de tal manera que el calor de decaimiento puede ser removido por conducción de calor, radiación térmica y convección natural, sin sobrepasar la temperatura límite de las partículas de combustible (ver figura 1.18). El calor de decaimiento del núcleo es conducido a la vasija de presión y transferido por radiación desde la vasija hacia el RCCS.

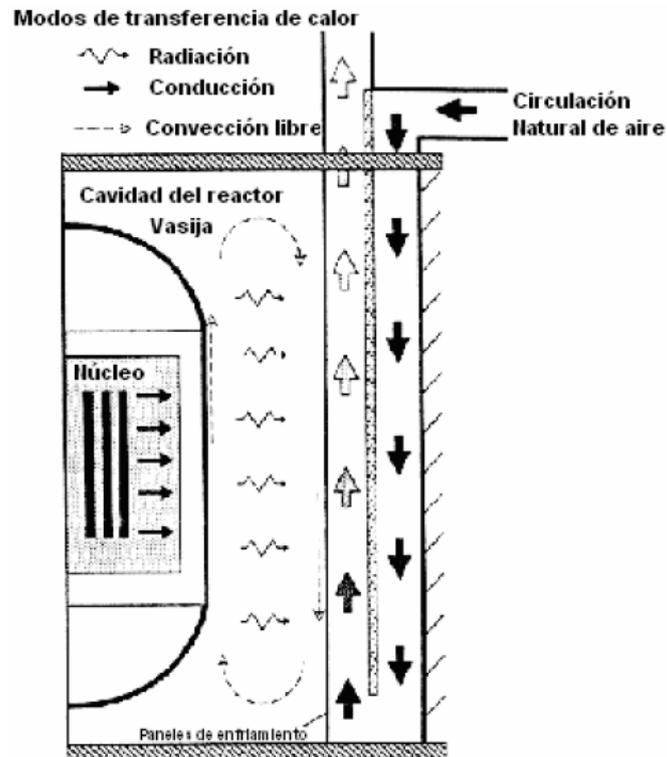


Figura1.18. Radiación pasiva, convección natural y conducción del calor residual del silo de contención. [18]

Incluso, asumiendo que el RCCS fallara, la conducción de calor del núcleo, la radiación térmica de la vasija y la conducción en las paredes del silo y la tierra que lo rodea, es suficiente para mantener el núcleo a temperaturas por debajo del límite de diseño (ver figura 1.19) Como resultado de ello, los radionucleidos se mantienen dentro de las partículas de combustible recubiertas, sin la necesidad de utilizar sistemas accionados por electricidad. Estas características de seguridad y diseño llevan a que el reactor pueda soportar la pérdida de circulación de refrigerante y mantener la temperatura del combustible por debajo de los límites dañinos (es decir, el sistema es a prueba de fusión) [17]

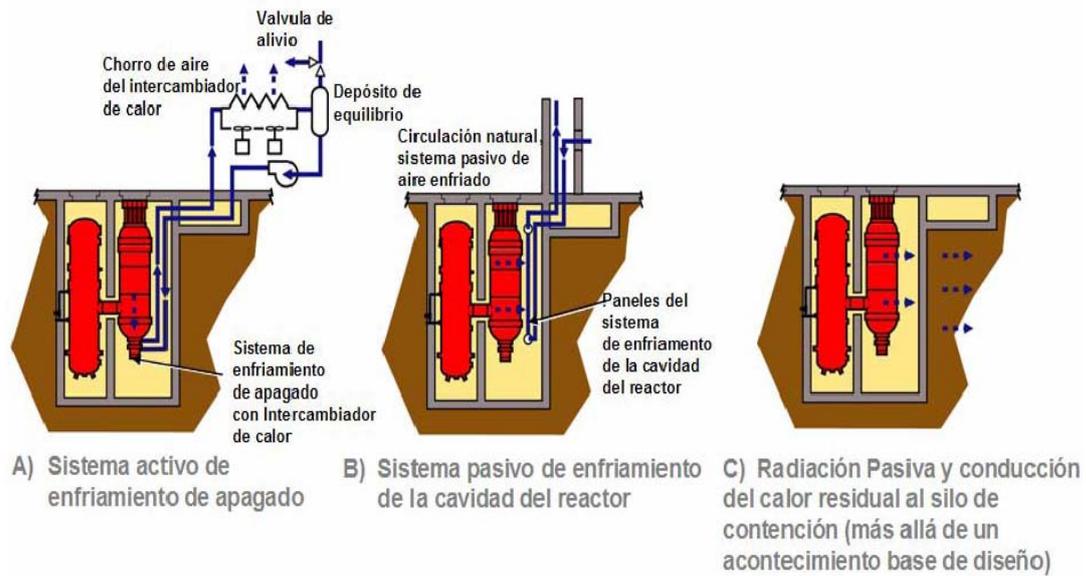


Figura 1.19. Eliminación del calor residual cuando el sistema de conversión de potencia no es accesible. [18]

La gran capacidad térmica de la estructura de grafito del núcleo es una característica inherente importante que contribuye significativamente al mantenimiento de la temperatura del combustible por debajo de los límites de operación (ver figura 1.20).

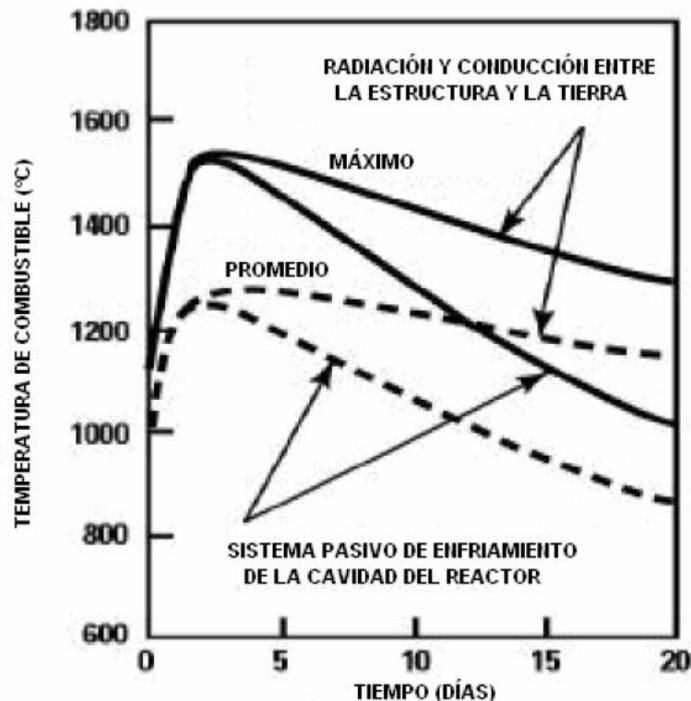


Figura 1.20. Temperaturas de calentamiento del núcleo con rechazo de calor pasivo. [18]

La reactividad del núcleo es controlada por dos sistemas: por las barras de control y por el sistema de apagado de reserva, que utiliza pequeñas esferas de boro que

circulan por los canales de apagado, dicho diseño redundante apaga al reactor ante cualquier condición anormal.

1.6.6 Ventajas ambientales del GT-MGR.

La descarga térmica (desecho de calor) del GT-MHR es la mitad de la de los reactores de agua ligera, por unidad de electricidad generada, debido a que el GT-MHR tiene una eficiencia térmica 50% mayor a la de los reactores de agua ligera. Si este calor residual se descargara mediante sistemas de agua de rechazo de calor como en una planta de energía convencional, el GT-MHR requeriría la mitad de cantidad de agua de refrigeración por unidad de electricidad producida. Como alternativa, debido a su significativo menor calor residual, éste puede ser rechazado directamente a la atmósfera mediante sistemas de rechazo de calor refrigerado por aire, tal que no se necesiten recursos de refrigeración por agua.

El GT-MHR produce menos residuos de metales pesados radiactivos que otras opciones, debido a la alta eficiencia térmica de la planta y del alto quemado de combustible.

1.6.7 Resistencia a la Proliferación del GT-MHR.

Tanto el combustible nuevo como el combustible gastado del GT-MHR tienen una alta resistencia a la proliferación. El combustible fresco del GT-MHR la presenta debido a que tiene una baja fracción de volumen de combustible dentro del volumen de grafito. Además, de la dificultad técnica para recuperar los materiales dentro de los revestimientos del combustible. El combustible gastado por su parte posee características de resistencia a la proliferación mejores que las de cualquier otro reactor de potencia debido a que:

1.- La cantidad de material fisible (plutonio y uranio) por elemento combustible gastado de GT-MHR es baja debido a la baja fracción de volumen de combustible.

2.-El plutonio contenido en el combustible gastado del GT-MHR, el cual es el material de mayor importancia para la proliferación, es sumamente bajo tanto en la cantidad por bloque de combustible gastado, como en calidad, debido al alto quemado de combustible. Además, la mezcla isotópica de plutonio del combustible gastado se degrada mucho más que la del reactor de agua ligera, haciéndolo especialmente poco atractivo para su uso en armas.

3.- No hay un proceso desarrollado, ni la capacidad en cualquier lugar del mundo para la separación de material residual fisible del combustible gastado del GT-MHR.

1.6.8 Competitividad económica del GT-MHR

Existen varias consideraciones importantes en la evaluación de la competitividad económica de la energía nuclear.

Las principales ventajas económicas de la energía nuclear son:

.- Costos de producción (mantenimiento, operación y combustible) bajos y predecibles. Los costos de producción nuclear presentan baja volatilidad sobre largo y corto plazos porque el recurso primario de energía, mineral de uranio, representa una fracción muy pequeña del costo total de producción. Por otro lado, el costo del recurso primario de energía en plantas que queman combustibles fósiles es una fracción muy grande del costo de producción.

.- Factores de capacidad altos. El funcionamiento de las centrales nucleares logran alcanzar los factores de capacidad de planta en el rango de 90%. El promedio proyectado de factores de capacidad para competir con las plantas quemadoras de gas de ciclo combinado está en el rango de 80 - 85% [18].

.-Larga vida de operación. Las nuevas plantas nucleares están siendo diseñadas para una vida de 60 años. Por otro lado, existe poca experiencia en la operación a largo plazo de las centrales a base del ciclo combinado de gas. Los tiempos de vida nominal de las plantas de ciclo combinado de gas no se espera que superen los 25 años.

Las principales desventajas económicas de la energía nuclear son:

.-Tamaño grande de planta. La mayoría de las nuevas centrales nucleares son diseñadas en el rango de tamaño de 1000 - 1350 MWe para tener beneficios de la economía de escala, y reducir los costos unitarios de capital [$\$/\text{kWe}$], sin embargo, esto hace que los costos de inversión en una central nuclear sean altos.

.-Largos tiempos de construcción. El tiempo de construcción de nuevas centrales nucleares están en el rango de 4 - 5 años. El período de construcción de las plantas de ciclo combinado de gas es de aproximadamente 2 años.

.-Financiamiento de las inversiones. El alto costo de capital se traduce en una mayor inversión y los tiempos más grandes de construcción implican más altos intereses durante la construcción. Estos factores se prevé que resulten en una alta inversión de capital.

El GT-MHR tiene ventajas económicas con respecto a las nuevas plantas nucleares de reactores de agua y a plantas de gas de ciclo combinado. La competitividad económica del GT-MHR es una consecuencia del uso directo del sistema de conversión de potencia del ciclo Brayton y del diseño de seguridad pasiva. El ciclo Brayton directo ofrece una alta eficiencia de conversión térmica y elimina amplios equipos de conversión de potencia requeridos por el ciclo de conversión de potencia Rankine. La reducción de la complejidad en equipos de conversión reduce el capital y los costos de

operación y mantenimiento (O & M). En la siguiente tabla se muestran algunos indicadores del reactor GT-MHR.

| Indicadores Económicos | Unidades | Valor |
|-------------------------------|-----------------|--------------|
| Potencia Eléctrica | MWe | 286 |
| Potencia Térmica | MWt | 600 |
| Eficiencia | % | 48 |
| Factor de disponibilidad | % | 90 |
| Tiempo de construcción | Meses | 36 |
| Vida útil | Años | 60 |
| Enriquecimiento de U235 | % | 20 |
| Quemado de combustible | GWd/ton | 100 |

Tabla 1.3 Indicadores para el reactor GT-MHR. [13]

El GT-MHR tomará tecnológicamente, mucho de lo que ya se conoce de los reactores de gas de alta temperatura HTGR, la llamada "parte convencional" compuesta por compresores, intercambiadores, turbinas de gas, etc., pero necesita aún investigación y desarrollo en combustibles y en materiales sometidos a altas temperaturas. Una de las características más atractivas de este reactor de alta temperatura radica en tener una alta eficiencia termodinámica y en la posibilidad de tener procesos de co-generación, como la producción de hidrógeno.

CAPÍTULO 2

EL MÉTODO DE MONTE CARLO Y EL PROGRAMA DE CÓMPUTO MCNPX.

Para poder realizar el análisis del combustible del GT-MHR se utilizará uno de los más poderosos métodos de física de reactores nucleares, el método de Monte Carlo, debido a que los problemas del tipo de transporte de partículas nucleares analizados en este trabajo de tesis son resueltos de una manera más precisa con este método que con los métodos de tipo determinísticos.

En este capítulo haremos una breve descripción de los fundamentos teóricos del método de Monte Carlo y su aplicación al transporte de partículas. Posteriormente veremos el uso de este método como herramienta computacional en el código MCNPX, y cómo este código es empleado para el análisis del combustible en el reactor nuclear GT- MHR.

2.1 MÉTODO DE MONTECARLO

El método de Monte Carlo es un método estadístico (no determinístico) que proporciona soluciones aproximadas a una gran variedad de problemas matemáticos, haciendo factible la realización de experimentos con muestreos de números pseudo-aleatorios en una computadora. El método es aplicable a cualquier tipo de problema, ya sea estocástico o determinístico

2.1.1 Historia del método de Monte Carlo

El método de Monte Carlo fue nombrado así por la ciudad de Montecarlo en Mónaco donde se juega “la ruleta”, el juego de azar que genera resultados aleatorios. Este método surge formalmente en el año 1944, sin embargo, ya existían prototipos y procesos anteriores que se basaban en los mismos principios.

El empleo del método de Monte Carlo para fines de investigación comenzó con el desarrollo de la bomba atómica en la Segunda Guerra Mundial en el Laboratorio Nacional de Los Álamos. Durante el desarrollo de este proyecto, los científicos Von Neumann y Ulam perfeccionaron la técnica y la aplicaron a problemas de cálculo de difusión de neutrones en un material. Alrededor de 1970, los desarrollos teóricos en complejidad computacional comienzan a proveer mayor precisión y relación para el empleo del método Monte Carlo [1]

Actualmente el método Monte Carlo a veces es usado para analizar problemas que no tienen un componente aleatorio explícito; en estos casos un parámetro determinista del problema se expresa como una distribución aleatoria y se simula dicha distribución. La simulación de Monte Carlo también fue creada para resolver integrales

que no se pueden resolver por métodos analíticos, para solucionar estas integrales se usaron números aleatorios. Posteriormente fue utilizado para cualquier esquema que emplee números aleatorios, usando variables aleatorias con distribuciones de probabilidad conocidas. En el caso del comportamiento de neutrones en un medio dado, el método de Monte Carlo es una alternativa más práctica que resolver las ecuaciones diferenciales que definen los fenómenos a los que los neutrones están sujetos.

2.1.2 Conceptos básicos del Método Monte Carlo

En el método Monte Carlo se combinan conceptos estadísticos como lo es el muestreo aleatorio, con la generación de números aleatorios y la automatización de los cálculos. Es un procedimiento matemático que consiste en la generación numérica de series mediante un muestreo aleatorio de las distribuciones de probabilidad.

2.1.2.1 Generación de números pseudo-aleatorios

La generación de una buena secuencia de números aleatorios es la base probabilística del método de Monte Carlo. Cada número aleatorio debe ser totalmente independiente de los otros números de la secuencia. Además, dos generadores aleatorios independientes deben proporcionar estadísticamente el mismo valor promedio de salida.

Comúnmente las secuencias de números se obtienen de algún algoritmo y se denominan números pseudo-aleatorios, mostrando así el origen determinístico. Este algoritmo ha de generar números de una manera realmente estocástica si se quieren simular correctamente los sucesos de interacción que sufren las partículas en la materia.

Esto hace que los generadores tengan que cumplir una serie de características [2]:

a) Buena distribución; se entiende que los números obtenidos estén uniformemente distribuidos en el intervalo en el que se obtienen $[0, 1]$. Si tomamos un subintervalo cualquiera, la fracción de números aleatorios que aparece respecto del total tiene que ser la misma para todo subintervalo de la misma amplitud.

b) Al ser generados mediante un algoritmo, siempre tienen un ciclo más o menos largo. En el caso de simulaciones en que se usa una gran cantidad de números aleatorios es importante que éstos no se repitan para que evitar las correlaciones.

c) Es importante que se pueda reproducir la sucesión de números usados. Si se repite la simulación en las mismas condiciones el resultado ha de ser el mismo.

2.1.2.2 Teorema del límite central [2]

El fundamento del método de Montecarlo hay que buscarlo en el teorema del límite central de la teoría de probabilidades, el cual afirma que si se consideran N variables aleatorias $\Psi_1, \Psi_2, \dots, \Psi_N$ independientes, cuyas leyes de probabilidad

coinciden y, por lo tanto, sus valores medios y su variancia cualquiera que sea el intervalo $[a', b']$, para grandes valores de N se cumple

$$p(a' \leq \rho_N \leq b') \approx \int_{a'}^{b'} p(x) dx$$

siendo $p(x)$ la densidad de probabilidad y

$$\rho_N = \Psi_1 + \Psi_2 + \dots + \Psi_N$$

Tomando este teorema como base, si se ha de calcular una magnitud m desconocida, tal que su valor medio y variancia sean respectivamente

$$\langle \Psi \rangle = m$$

$$V_\Psi = b^2$$

Considerando las N variables aleatorias independientes $\Psi_1, \Psi_2, \dots, \Psi_N$, con la misma distribución que Ψ . La ley de la variable suma ρ_N será aproximadamente normal, con un valor medio Nm y una variancia Nb^2 . Para un intervalo de confianza $\pm 3\sigma$ tenemos que;

$$P\left(m - \frac{3b}{\sqrt{N}} \leq \frac{\rho_N}{N} \leq m + \frac{3b}{\sqrt{N}}\right) = 0.997$$

$$P\left\{\left|\frac{1}{N} \sum_{i=1}^N \Psi_i - m\right| \leq \frac{3b}{\sqrt{N}}\right\}$$

Este resultado indica que el valor medio de los N valores resultantes del sorteo de la variable Ψ es una estimación del valor m , al tiempo que **este error es inversamente proporcional a N , lo cual refiere escoger una muestra de gran tamaño para conseguir un error pequeño [2].**

2.1.2.3 Técnicas de muestreo

El análisis elemental de la teoría de probabilidades nos va a permitir conocer más a fondo el funcionamiento interno de la técnica de Monte Carlo y poder interpretar los resultados obtenidos.

Función de densidad de probabilidad

En el método de Monte Carlo para análisis numéricos, se obtienen resultados estadísticos de determinadas variables físicas (energía, posición, etc.) sacando una muestra apropiada de la distribución de probabilidad. Para ello escogemos un conjunto de muestras aleatorias x_i distribuidas de acuerdo con la función de densidad de probabilidad (pdf por sus siglas en inglés: *probability density function*) denominada $p(x)$, tal como se muestra en la figura 2.1. Así, $p(x)dx$ nos indica la probabilidad de que

cualquiera x_i quede incluida entre x y $x+dx$. En general, $p(x)$ debe cumplir algunos requisitos:

- Se define positiva ($p(x) \geq 0$).
- Es integrable y normalizada

$$\int_a^b p(x)dx = 1.$$

a y b son números reales que cumplen

$$-\infty < a < b < \infty.$$

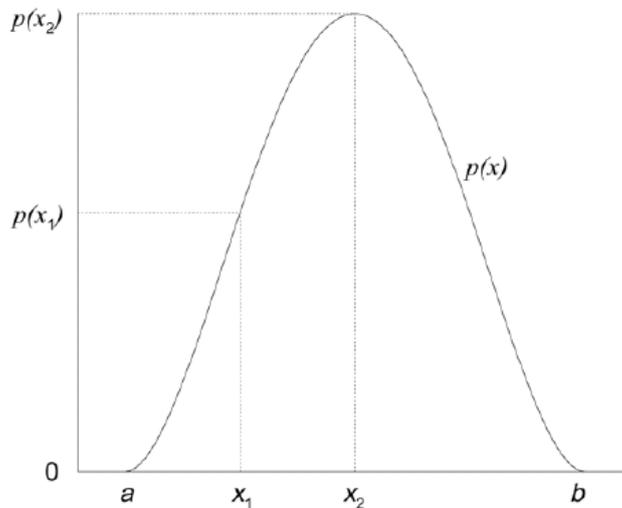


Figura 2.1. Ejemplo de función de probabilidad, $p(x)$. [2]

Función de distribución

Asociada a cada función densidad de probabilidad, $p(x)$, podemos definir la función de distribución, denominada $c(x)$, como la suma de las probabilidades de cada x_i perteneciente al interior de cada intervalo infinitesimal entre a y x ,

$$c(x) = \int_a^x p(x')dx'$$

Como la probabilidad de eventos excluyentes es aditiva, $c(x)$ se interpreta como la probabilidad que cualquier x_i dado, sea menor o igual que x . La función $c(x)$ es monótona creciente en x , ya que $p(x) \geq 0$ para todo x . Como se muestra en la figura 2.2, la probabilidad integrada, a lo largo de todos los posibles resultados es la unidad, $c(b)=1$,

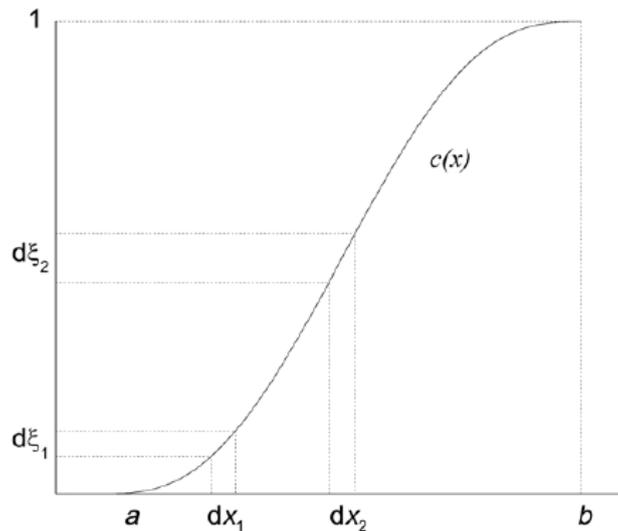


Figura 2.2. Función de distribución, $c(x)$, obtenida de la integración de la función densidad de probabilidad. [2]

2.1.3 Descripción del algoritmo.

El algoritmo de Simulación Monte Carlo fundamentado en la generación de números aleatorios, se basa en las distribuciones acumuladas de frecuencias:

- Determinar la o las variables aleatorias y sus funciones de distribución de probabilidad.
- Generar un número aleatorio uniformemente distribuido en $(0,1)$.
- Determinar el valor de la variable aleatoria para el número aleatorio generado de acuerdo a las pdf que tengamos.
- Iterar los dos pasos anteriores tantas veces como muestras necesitamos.
- Calcular la media, desviación estándar, error y realizar el histograma.
- Analizar resultados para distintos tamaños de muestra.

Otra opción para trabajar con el método Monte Carlo, cuando la variable aleatoria no es directamente el resultado de la simulación o tenemos relaciones entre variables es la siguiente:

- Diseñar el modelo lógico de decisión.
- Especificar las distribuciones de probabilidad para las variables aleatorias relevantes.
- Incluir posibles dependencias entre variables.

- Muestrear valores de las variables aleatorias.
- Calcular el resultado del modelo según los valores del muestreo (iteración) y registrar el resultado.
- Repetir el proceso hasta tener una muestra estadísticamente representativa.
- Obtener la distribución de frecuencias del resultado de las iteraciones.
- Calcular media, desviación.
- Analizar los resultados.

Las principales características a tener en cuenta para la implementación o utilización del algoritmo son:

- El sistema debe ser descrito por una o más funciones de distribución de probabilidad (pdf).
- El proceso de generación de los números aleatorios es importante para evitar que se produzca correlación entre los valores muestrales.
- Establecer límites y reglas de muestreo para las pdf; conocemos qué valores pueden adoptar las variables.
- Definir cuándo un valor aleatorio tiene o no sentido para el modelo a simular.
- Estimar con qué error trabajamos, cuánto error podemos aceptar para que una corrida sea válida.
- Paralelización y vectorización: En aplicaciones con muchas variables se estudia trabajar con varios procesadores paralelos para realizar la simulación. [3]

2.1.4 Método de Monte Carlo para transporte de partículas.

Todos los procesos que involucran el transporte de partículas tienen naturaleza estocástica, es decir, no se puede prever qué tipo de interacción se va a producir en cada momento y lugar sino que solamente se puede asignar una probabilidad a cada uno de los posibles sucesos. Sin embargo, las distribuciones de probabilidad que describen el comportamiento del sistema que queremos estudiar son conocidas. El método de Monte Carlo construye un modelo estocástico, que basándose en las funciones de densidad de probabilidad modela secuencialmente eventos individuales de una variable aleatoria. Teóricamente se siguen todos los eventos o interacciones que sufre cada partícula desde su origen hasta que alcanza una condición terminal, ya sea por absorción, escape, energía de corte, etc. Lo mismo se aplica para todas las partículas creadas en el proceso.

El método de Monte Carlo es considerado el más preciso para simular el transporte de partículas y en particular de neutrones en un medio, por el alto grado de detalle con el que considera la distribución energética de los neutrones, las interacciones de los neutrones con los diferentes materiales, la geometría y la trayectoria que siguen los neutrones en el medio.

Para cualquier evento, el método de Monte Carlo genera un número aleatorio fundamentándose en las funciones de distribución de probabilidad, que definirá el tipo de interacción y otros parámetros. Posteriormente, se calcula el valor esperado de todos los eventos simulados. El valor esperado de una o varias variables aleatorias es equivalente al valor de una cantidad física del sistema estudiado.

En cada etapa de la vida de un neutrón, su comportamiento futuro se puede determinar con ayuda de varias pdf's. Por ejemplo, la localización de una interacción se determina con la función $p(x) = \sum_i \exp(-\Sigma_i x)$; el tipo de interacción se determina por tasas de secciones eficaces (por ejemplo σ_s / σ_t es la probabilidad de que una interacción sea una dispersión elástica); el ángulo de dispersión del neutrón (si es dispersado) se obtiene de la sección eficaz diferencial ($\sigma_s(\mathcal{Q})$); y así sucesivamente [4].

2.1.4.1 Trayectoria de las partículas

La historia de una partícula comienza calculando mediante procesos aleatorios la probabilidad de que se cree un neutrón, de manera análoga se obtiene la energía, la posición y la dirección inicial de la trayectoria de dicho neutrón, tomando en cuenta que éstas son independientes entre sí. Posteriormente, se simula la distancia libre que recorrerá antes de interactuar y el tipo de colisión que sufrirá. La energía y dirección de las partículas dispersadas y de los neutrones secundarios son variables aleatorias que también se calculan en la simulación. Este proceso continúa para cada uno de los neutrones que se van generando hasta que se alcanza una condición terminal. Siendo posible obtener con este método, paso por paso, el “trayecto aleatorio” de las partículas a través del medio, obteniendo así la distribución exacta de los neutrones.

Considérese la trayectoria de un caso particular de partícula que sea un neutrón que viaja a través de un medio homogéneo, dado que la partícula es dispersada frecuentemente, su trayectoria será en zig-zag, tal como se muestra en la Figura 2.3 [4]. Suponiendo que la partícula se origina en la posición A, con dirección y energía conocidas, al inicio tendrá un “vuelo libre” hasta que tiene una colisión con algún núcleo atómico del medio, que podría resultar en la absorción de la partícula y la inmediata terminación de su historia. Pero, suponiendo que la interacción es de dispersión, la partícula sufre un cambio en energía y en dirección. Tanto el cambio en energía como el cambio en dirección son procesos estadísticos (es decir, no hay una única energía y dirección después de la dispersión), para los cuales hay una distribución de probabilidad. En la Figura 2.3 se observa cómo después de la primera dispersión, la

misma partícula tiene otro “vuelo libre” y posteriormente colisiona, y así sucesivamente.

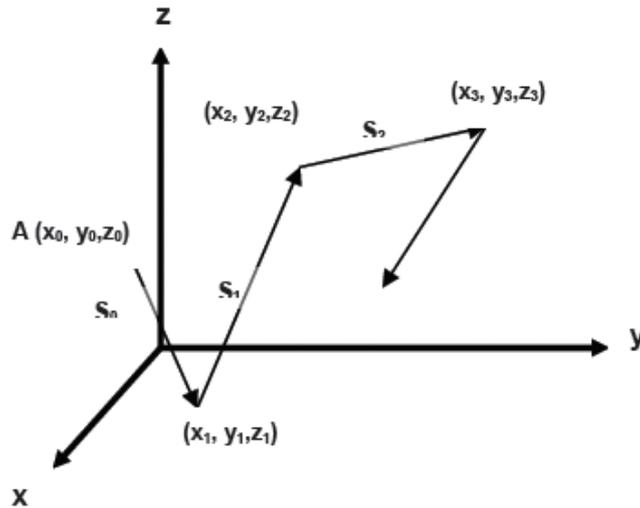
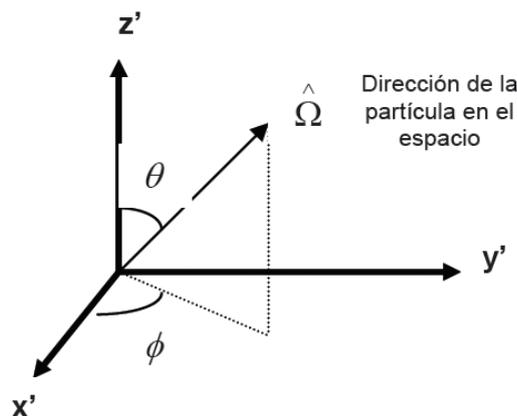


Figura 2.3. Trayectoria aleatoria de una partícula a través de un medio. [4]

Para seguir la trayectoria del viaje de la partícula es necesario conocer sus coordenadas espaciales (x_0, y_0, z_0) , las coordenadas esféricas de su dirección (θ, ϕ) y su energía. Estas variables son suficientes para definir el estado α , de la partícula, donde:

$$\alpha \equiv \alpha(x, y, z; E; \theta, \phi) \tag{1}$$

El sistema de coordenadas esféricas que definen la dirección de la partícula se ilustra en la Figura 2.4



Nota: el sistema de coordenadas ortogonal (x', y', z') es paralelo al sistema (x, y, z) de la figura 2.3 básico de referencia.

Figura 2.4. Dirección de la Partícula en Coordenadas Esféricas (θ, ϕ) . [4]

La trayectoria de una partícula se puede construir de colisión a colisión como una sucesión de estados $\alpha_0, \alpha_1, \dots, \alpha_n$, donde el i -ésimo estado es:

$$\alpha_i \equiv \alpha_i(x_i, y_i, z_i; E_i; \theta_i, \phi_i) \quad (2)$$

Por lo tanto, en el i -ésimo estado, una partícula tiene las coordenadas espaciales del punto en donde ocurre la colisión y tanto la energía y dirección de la partícula después de dicha colisión. A excepción del estado inicial, cada estado sucesivo está en función del estado previo y de las leyes de dispersión, obedecidas por la partícula en el material de interés. Por ejemplo, el estado α_0 comienza con condiciones iniciales y por muestreo aleatorio de las distribuciones de probabilidad correspondientes a cada tipo de interacción se determina el estado α_1 , y así sucesivamente, construyendo de esta forma la historia de la vida de cada partícula.

Obviamente, se requiere de procedimientos matemáticos para seleccionar la posición de la siguiente colisión, así como la nueva energía y dirección de la partícula, si es que sobrevive a una colisión.

Considérese un partícula que ha sufrido su i -ésima colisión (una dispersión), las coordenadas del punto de su siguiente colisión se obtienen de la siguiente manera: si s es la longitud de la trayectoria que la partícula viaja hasta su próxima colisión, la probabilidad de que la partícula viaje la distancia s sin tener una interacción es $e^{-\Sigma_t s}$.

La probabilidad de que la partícula tendrá una interacción en el intervalo ds es $\Sigma_t ds$, por lo tanto, la probabilidad de que la partícula tendrá una interacción entre s y $s+ds$ es:

$$\Sigma_t e^{-\Sigma_t s} ds \quad (3)$$

donde Σ_t es la sección eficaz macroscópica total.

Para completar la simulación de todo sistema físico, es necesario saber la orientación de una partícula después de que sufre una interacción. Esto resulta de establecer un procedimiento para seleccionar aleatoriamente un valor de s (s_i) de la función de probabilidad dada por la ecuación (3). Una vez determinado el valor de s_i , las coordenadas de la siguiente colisión se obtienen de:

$$\begin{aligned} x_{i+1} &= x_i + s_i (\text{sen } \theta_i \cos \phi_i) \\ y_{i+1} &= y_i + s_i (\text{sen } \theta_i \text{sen } \phi_i) \\ z_{i+1} &= z_i + s_i (\cos \theta_i) \end{aligned} \quad (4)$$

De forma similar, la energía de la partícula después de la dispersión se obtiene muestreando la función de probabilidad apropiada.

Por ejemplo en el caso de una interacción que sea una dispersión, los ángulos “locales” después de la dispersión (θ_0, ϕ) pueden determinarse. θ_0 es el ángulo de

deflección y ϕ es el ángulo azimutal (ver Figura 2.5). Se obtiene un número aleatorio ϕ que esté uniformemente distribuido entre $[0, 2\pi]$. Finalmente, con los ángulos “locales” (θ_0, ϕ) se puede determinar la nueva dirección de la partícula, (θ_i, ϕ_i) .

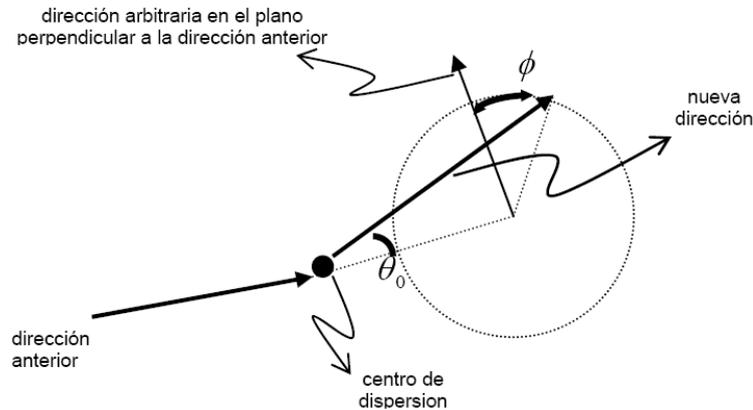


Figura 2.5. Ángulos locales de dispersión de la partícula. [4]

Otro ejemplo es la función de distribución de Maxwell-Boltzmann, para la distribución de energía de los neutrones en equilibrio térmico con los átomos del medio, la cual está dada por:

$$n(E) = \frac{2\pi N}{(\pi kT)^{3/2}} E^{1/2} e^{(-E/kT)}$$

La función $p(x)$ puede ser continua como la definida anteriormente, o puede ser discreta cuando hay un número finito de posibles resultados. Por ejemplo, el espectro de energía de los neutrones de fisión $\chi(E)$, es una función de densidad de probabilidad continua. Un ejemplo de una función discreta se puede construir notando que σ_a / σ_t y σ_s / σ_t son las probabilidades de absorción y dispersión en un material, respectivamente, con σ_t la sección eficaz microscópica total.

2.1.4.2 Cálculo de la criticidad

Para los cálculos de criticidad se estima el valor del factor de multiplicación efectiva de neutrones (k_{eff}). En estos cálculos, un grupo de historias de neutrones se refiere a un ciclo de k_{eff} (en teoría de reactores se define como una generación de neutrones), donde el factor de multiplicación está dado por la razón del número de neutrones generados en los eventos de fisión que se presentan en el ciclo, entre el número de neutrones cuyas historias son evaluadas en este ciclo (es decir, el número de neutrones al inicio de la generación). El valor esperado del factor de multiplicación se estima promediando sobre los eventos en el ciclo de k_{eff} . De la misma forma, también se puede obtener el valor esperado de la probabilidad de fuga o la fracción de eventos

que llevan a captura. El error relativo en la estimación de k_{eff} usualmente disminuye conforme el número de ciclos de k_{eff} aumenta, por lo que se necesita un gran número de ciclos para obtener una buena estimación. El factor de multiplicación se estima mediante la siguiente expresión:

$$\bar{k} = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N k_i$$

donde \bar{k} es el factor de multiplicación estimado para el sistema de interés, y k_i es el factor de multiplicación estimado en el i-ésimo ciclo.

La aproximación de Monte Carlo se puede resumir como sigue: una secuencia de números aleatorios r_i ($0 < r_i < 1$) se usa para producir una distribución aleatoria de cantidades que simulan el problema de interés. Un ejemplo de cómo funciona el método de Monte Carlo para obtener el factor de multiplicación en un medio multiplicativo es el siguiente:

1. Para el primer ciclo del cálculo del factor de multiplicación de neutrones (k_{eff}), determinar la posición inicial del neutrón.
2. Utilizar un número aleatorio para seleccionar la energía del neutrón.
3. Usar el siguiente número aleatorio para determinar la dirección coseno del neutrón.
4. Determinar la localización de la siguiente colisión con el siguiente número aleatorio (la distancia que recorra el neutrón depende de la sección eficaz del material).
5. Verificar la nueva posición del neutrón para determinar si ha escapado del sistema; si esto ocurre, agregar un uno a los escapes totales y regresar al paso 1 empezando otra historia o ciclo; de otra forma, continuar.
6. Determinar qué tipo de interacción ocurrió en la nueva posición basado en el siguiente número aleatorio. Cada tipo de interacción tiene asociada una sección eficaz (bibliotecas del código) que determina su probabilidad de ocurrencia:
 - a) Si la interacción es una dispersión, determinar la energía del neutrón después de la dispersión utilizando el siguiente número aleatorio. Continuar en el paso 3 para saber la trayectoria del neutrón dispersado.
 - b) Si la interacción es una absorción, regresar al paso 1 y empezar otro ciclo con un nuevo neutrón.
 - c) Si la interacción es una fisión, determinar cuántos neutrones se producen en este evento de fisión (utilizando las bibliotecas del código) y determinar el número total de neutrones que se han producido en el ciclo. También determinar la posición de los neutrones que se produjeron en la fisión para que sirvan como inicio de otro ciclo (esto reemplaza al paso 1 en futuros ciclos de k_{eff}).
7. Cuando se han completado las historias que se han solicitado (las suficientes para una estadística adecuada), evaluar la k_{eff} dividiendo el número de nuevos neutrones creados en este ciclo por el número de historias evaluadas en el ciclo.

El proceso se repite para tantos ciclos como sean requeridos para obtener una estadística apropiada.

Error Relativo.

Existe una diferencia entre el valor esperado verdadero de una función f y el valor de la misma función cuando sólo se toma un muestreo de N variables estadísticas independientes (número de partículas a simular) [5]. Para saber si la simulación arroja un resultado confiable, es importante tomar en cuenta el error relativo R . Este dato representa la precisión estadística y es calculado por el programa a partir cada historia aleatoria.

El error esperado en $\langle f \rangle_N$ se estima con la desviación estándar

$$\delta_N^2 = \left\langle \left(f(x_1, x_2, \dots, x_N) - f(x_1, x_2, \dots, \infty) \right)^2 \right\rangle$$

Sin embargo como no se tiene un número infinito de variables, el error se estima considerando cada selección aleatoria como un estimador independiente de $\langle f \rangle_N$, así,

$$\delta_N^2 = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N [f(x_i) - \langle f \rangle_N]^2$$

La suma de las desviaciones estándar, ε_{sum} , es N veces el valor de δ_N . Por consiguiente:

$$\varepsilon_{sum} = \sqrt{N} \delta_N$$

El error relativo es la media de ε_{sum} , de tal manera que:

$$R = \frac{\varepsilon_{sum}}{N} = \frac{\delta_N}{\sqrt{N}}$$

Es importante recalcar que R es proporcional a $1/\sqrt{N}$, es decir, mientras mayor sea el número de partículas simuladas se podrá obtener un resultado más preciso. Para reducir el error relativo en una simulación se puede aumentar N o reducir el valor de δ_N . Sin embargo, el presupuesto limita el incremento que se puede tener en N por el tiempo de computadora que requiere. Por esta razón, existen técnicas de reducción de varianza en el código MCNP que se basan en disminuir el valor de δ_N [5]. Al realizar un gran número de historias al azar, aumentará la precisión del valor promedio o de otras cantidades de interés.

2.2 EL PROGRAMA DE CÓMPUTO MCNPX

Actualmente el código MCNPX, desarrollado por el Laboratorio Nacional Los Álamos, es el programa de computadora más completo basado en el método de Monte Carlo.

Para realizar una simulación se debe crear un archivo de entrada. Este archivo contiene de manera estructurada información sobre la geometría, los materiales utilizados, las secciones eficaces a utilizar, la localización, características y tipo de la fuente (electrones, fotones o neutrones), los *tallies* (conteos) y cualquier técnica de reducción de varianza.

Los *tallies* son instrucciones que le dicen al programa el tipo de datos que se desea calcular; por ejemplo, la corriente y el flujo de algún tipo de partículas resultantes, o la deposición y distribución de energía.

El programa MCNPX leerá las instrucciones del archivo de entrada, realizará la simulación y creará un nuevo archivo de salida. El archivo de salida incluirá los resultados generados por cada *tally*, los errores producidos y algunas tablas que resumen el proceso de simulación.

2.2.1 Formato del archivo de entrada

El archivo de entrada es el medio por el cual el usuario introduce el problema que desea resolver. Este archivo consta de tres tarjetas separadas entre sí por una línea en blanco como se observa en la siguiente figura.

```
Nombre de la tarjeta
Tarjeta de celdas
.....
.....
Línea en blanco
Tarjeta de superficies
.....
.....
Línea en blanco
Tarjeta de datos
.....
.....
Línea en blanco terminal (opcional)
```

Figura 2.6. Formato de archivo de entrada de MCNPX. [6]

2.2.1.1 Tarjeta de definición de celdas (*Cell Cards*):

En esta primera parte del archivo se definen las celdas. Una celda es un volumen del espacio definido por las superficies que se implementarán en la segunda parte del archivo. Para definir las se usa la lógica booleana. Todo el espacio debe estar definido por una única celda. Las celdas son usadas para definir la forma y el material contenido en un espacio físico. El formato específico de la tarjeta de celdas es:

j m d geom params

j = Número de celda

m = Número de material (0 si es un espacio vacío)

d = Densidad del material de la celda:

 No introducir si la celda es un espacio vacío

 Positiva = densidad atómica (atom/cm³)

 Negativa = densidad másica (g/cm³)

geom = Lista de todas las superficies y operaciones booleanas que limitan y definen la celda.

params = Especificaciones opcionales de los parámetros de la celda.

Por ejemplo se tiene la siguiente tarjeta de definición de celdas:

```
C    Cell Card
3    2    1.23e-3    -2
```

Donde:

- El número 3 indica el número de la celda, éste es único y debe ser consecutivo para todas las celdas.
- El número 2 indica el material del que está formada la celda, aunque el material se definirá en la tarjeta de datos. Varias celdas pueden tener este número igual al tratarse de celdas con el mismo material.
- El tercer parámetro indica que la densidad del material es de 1.23E-3 [átomos/barn-cm], dichas unidades se deben a que la cantidad 1.23E-3 es positiva. Este parámetro se coloca aquí y no en la definición de materiales para poder representar diferentes estados de un mismo material.
- El parámetro -2 indica que la celda está delimitada por la superficie 2, misma que en la tarjeta de superficies será descrita. El signo indica de qué lado de la superficie está la celda.

2.2.1.2· Tarjeta de definición de las superficies. (*Surface Cards*):

En esta tarjeta se definen las superficies que se usarán para crear las celdas. Se usan sus ecuaciones cartesianas para definir las. El formato de la tarjeta de superficie es:

j a list

- j = Número de superficie
- a = Nemónico de la superficie (plano, esfera, cilindro, etc)
- list = Números que describen la superficie (dimensiones, radios, etc)

Por ejemplo se tiene la siguiente tarjeta de superficies:

2 CZ 20.00

Donde:

- 2 es el número de la superficie
- CZ indica que el tipo de superficie es un cilindro infinito centrado en el eje Z
- 20.00 indica el radio del cilindro con unidades en cm.

2.2.1.3 Tarjeta de datos (*Data Cards*):

Esta es la zona más importante. En ella se definen los parámetros de la fuente de partículas, materiales de las celdas, modo del problema (tipo de partículas de las que se desea realizar el transporte), duración del problema definido por tiempo de cálculo o por número de partículas simuladas y modo en que MCNPX mostrará los resultados.

Para realizar cálculos de criticidad es necesario que la tarjeta de datos contenga la línea de comando kcode. El formato de la línea de comando Kcode es el siguiente:

kcode nsrck rkk ikz kct

kcode = Nombre de la tarjeta para calcular la criticidad.

nsrck = Número de neutrones por ciclo

rkk = Aproximación inicial para K_{eff}

ikz = Número de ciclos ignorados antes de la acumulación de datos

kct = Número total de ciclos a correr

Por ejemplo para indicar que un problema se correrá con 1000 neutrones por ciclo, un factor de criticidad efectivo igual a 1, con 15 ciclos ignorados, y un total de 115 ciclos; se tendrá la siguiente línea del comando Kcode de la tarjeta de datos:

Kcode 1000 1.0 15 115

También es necesario definir las coordenadas del punto de ubicación de la fuente para efectuar la fisión, esto es ejecutado a través de la línea de comando `ksrc`, cuyo formato es el siguiente:

```
ksrc  x1 y1 z1  x2 y2 z2  ...  xn yn zn
```

`ksrc` = Nombre de la tarjeta que posiciona la fuente inicial de fisión

`xk yk zk` =Coordenadas de localización del punto de la fuente.

Así, para indicar la ubicación de dos fuentes de fisión, una en el origen (0,0,0) y otra en el punto (2,2,3) se tiene:

```
ksrc 0 0 0    2 2 3
```

Para definir los materiales utilizados se emplea la siguiente línea de comando

```
mn zaid1 fraction1 zaid2 fraction2 ...
```

Donde:

mn= Nombre de la tarjeta de material, seguida del número de material citado en la tarjeta de celdas.

Zaid= Número y masa atómica del isótopo.

Fraction= Fracción del isótopo.

(+) Fracción atómica

(-) Fracción en peso.

Por ejemplo, se tiene la siguiente tarjeta de datos con el comando para definir el material:

```
m2 8016 1
```

La cual indica que el material 2 es oxígeno, ya que el `zaid` del oxígeno es 8016. El número 1 hace referencia a que la fracción atómica del oxígeno en el total del combustible es la unidad.

2.2.2 Descripción del archivo de salida.

El archivo de salida será un archivo que tendrá el nombre que se le haya indicado en la línea de comandos de ejecución de MCNPX. En primer lugar aparece una copia exacta del archivo de entrada, intercalando entre líneas los diferentes *warnings* y errores que se hayan podido ocasionar.

Posteriormente aparecen los cálculos de geometría (volúmenes de celdas, densidades, etc.). Estos datos se realizan antes de simular la primera partícula. A continuación aparecen los balances de partículas, la forma de su creación y su pérdida y, al final de éstos, MCNPX muestra el tiempo que ha tardado en realizar la simulación, y el número de simulaciones que ha realizado por minuto. Este dato es muy útil para tener una idea de la magnitud del problema que se va a realizar, de si se necesitará mucho tiempo para obtener un error relativo aceptable, o bien, se ha de hacer uso de algún tipo de reducción de varianza.

Consecutivamente aparece la actividad de cada tipo de partícula por celda, el número de esas partículas que han entrado, que se han generado y que han colisionado en cada celda. Y, al final del archivo, se muestra el resumen de los cálculos realizados, como los *tallies*, con sus respectivos chequeos estadísticos.

Esquema de uso recomendado.

El uso del programa de cómputo MCNPX sugiere una metodología para ahorrar tiempo para la solución de un problema. El siguiente es un esquema de posible uso.

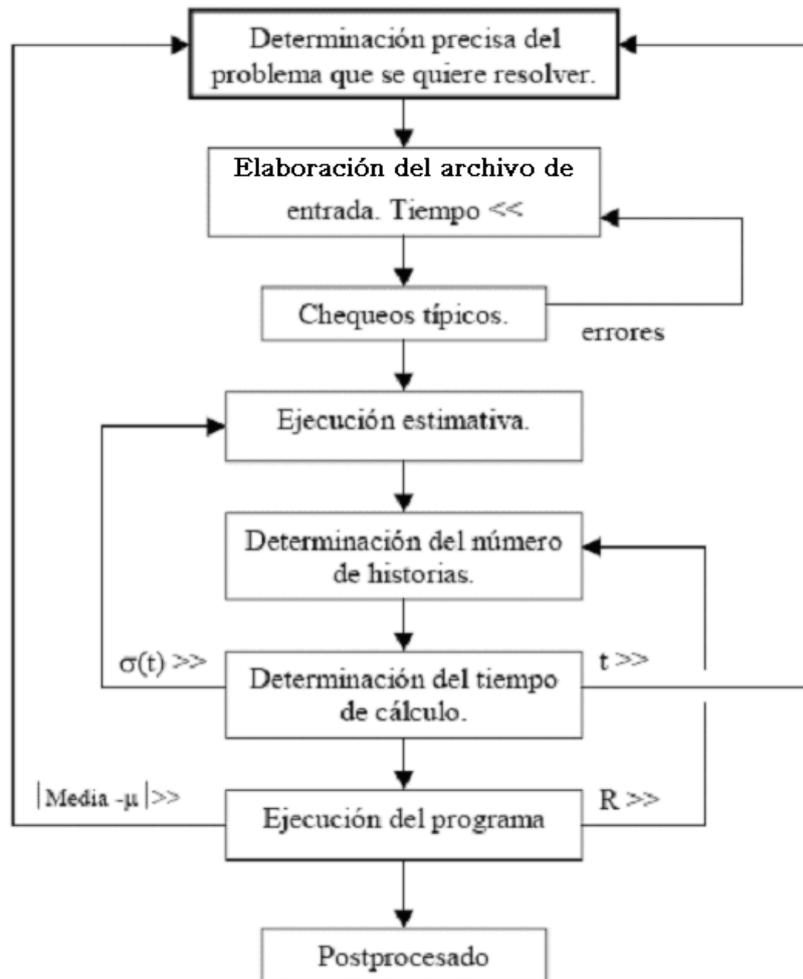


Figura2.7. Esquema de uso recomendado. [7]

Donde el número de iteraciones y los criterios usados para tomar las distintas decisiones dependerán del tipo de problema y del nivel de exigencia a implementar.

CAPÍTULO 3

ELABORACIÓN DE MODELOS Y SIMULACIÓN DEL NÚCLEO DEL REACTOR.

Se ha desarrollado previamente en el trabajo de Doctorado en Ingeniería en Energía del alumno Dionisio Telésforo, el modelo del núcleo del reactor GT-MHR mediante el código MCNPX [1]. Dado el estado actual del desarrollo de dicho modelo del núcleo, es posible emplearlo para la simulación del quemado del combustible y analizar el desempeño de diferentes tipos de combustibles en el reactor nuclear GT-MHR.

En este capítulo se describirá brevemente los modelos que se han desarrollado para simular comportamientos neutrónicos en el reactor, los cuales son:

- El modelo de la partícula de combustible TRISO y elemento compacto.
- El modelo del ensamble hexagonal.
- El modelo heterogéneo del núcleo con modelos de tres tipos de ensamblajes hexagonales de grafito.
- El modelo homogéneo equivalente de los tres tipos de ensamblajes que forman los anillos.

La selección de los artículos de Alberto Talamo [2] como referencia para el desarrollo de nuestros modelos del núcleo del GT-MHR, se realizó en base a lo completo de la información requerida para el diseño específico del núcleo de este reactor, compuesto de tres anillos. El autor emplea el método de Monte Carlo para resolver el problema de criticidad en el GT-MHR, también presenta diversas alternativas de combustibles y proporciona resultados de reactividad en sus modelos de combustible empleando diversas partículas pequeñas y su evolución de quemado en el tiempo. Los resultados publicados son la referencia de comparación respecto a los resultados obtenidos.

3.1 Modelo de la partícula de combustible TRISO.

Como se mencionó en el primer capítulo de ese trabajo de tesis, el combustible TRISO, el elemento compacto y los ensamblajes hexagonales que forman el núcleo del reactor, poseen la configuración mostrada en la siguiente figura.

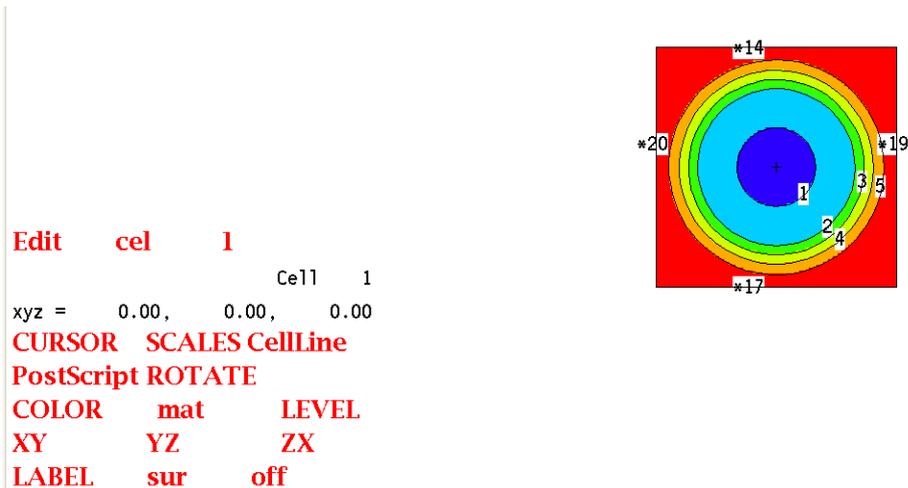


Figura 3.2. Modelación MCNPX de la partícula TRISO. Matriz cúbica.

La matriz de grafito es representada en rojo, el sistema de contención del núcleo en naranja, amarillo, verde y azul claro. Las esferas azul oscuro muestran los núcleos kernel.

3.2 Modelo del elemento Compacto

Con el modelo anterior de la partícula TRISO se obtuvo una distribución en malla para modelar una oblea de una capa de altura (Figura 3.3). El radio de la oblea de combustible es justo el radio del Compacto. Se ajustó el porcentaje de empaquetamiento en dicha área para conservar el diseño a la forma cilíndrica que tiene el combustible Compacto.

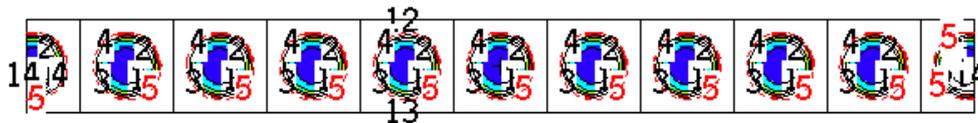


Figura 3.3. Modelo MCNPX de un arreglo de celdas.

En la Figura 3.4 se muestra un arreglo de celdas acomodadas en cuadrícula, la capa de combustible basado en celdas de TRISOS se generan a partir de una “lattice” rectangular.

```

basis: XY
( 1.000000, 0.000000, 0.000000)
( 0.000000, 1.000000, 0.000000)
origin:
( 0.00, 0.00, 0.00)
extent = ( 0.01, 0.01)
possible causes of dotted lines:
errors in the geometry.
cookie-cutter cell in the source.
a problem plane coincident with
the plot plane.

```

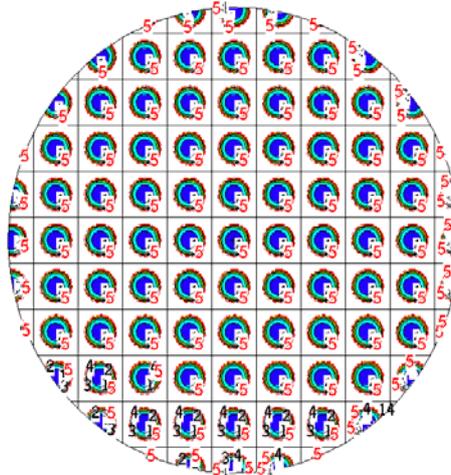


Figura 3.4. Modelo MCNPX del Compacto. Matriz cúbica.

En la representación horizontal de la figura anterior se observa que la superficie cilíndrica que delimita la celda de combustible Compacto recorta los núcleos y las capas de contención del material fisible. Como en el diseño del compacto conceptualmente no cabe que el núcleo quede fracturado, o sin recubrimiento, se diseñó un segundo modelo en base a una “lattice” hexagonal mostrado en la Figura 3.5. Es importante resaltar que se requiere de la generación de mallas llamadas “lattice”, debido a las 10239 celdas que forman un Compacto, y para simplificar el modelo del Compacto.

```

( 1.000000, 0.000000, 0.000000)
( 0.000000, 1.000000, 0.000000)
origin:
( 0.00, 0.00, 0.00)
extent = ( 1.60, 1.60)
cell labels are
cell names

```

```

Edit    cel    3
                                Cell    3
xyz =   0.00,   0.00,   0.00
CURSOR  SCALES CellLine
PostScript ROTATE
COLOR   mat    LEVEL

```

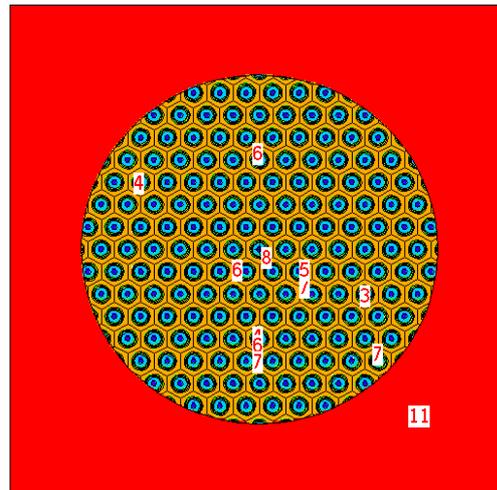


Figura 3.5. Modelo MCNPX del Compacto. Matriz hexagonal.

La Figura 3.6 muestra un acercamiento a las celdas del modelo compacto formado con matriz hexagonal, mostrado en la figura anterior.

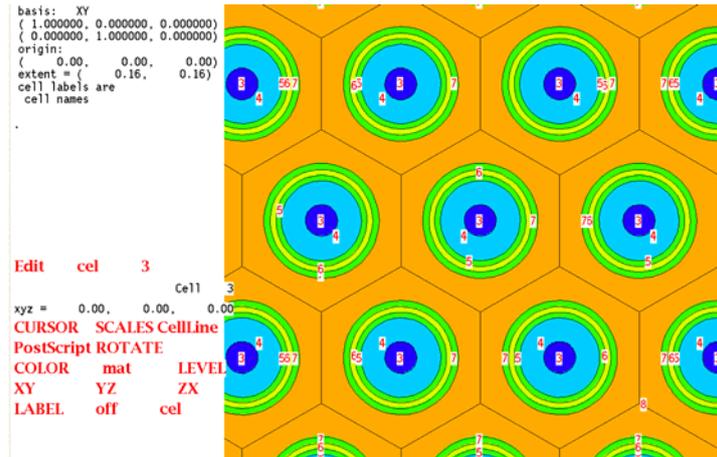


Figura 3.6 Acercamiento del modelo Compacto. MCNPX.

La matriz de grafito es representada en oro, el sistema de contención del núcleo en verde, amarillo y azul claro, las esferas azul oscuro muestran los núcleos.

3.3 Modelo del Ensamble Hexagonal

Los elementos de combustible compactos son apilados para formar una varilla a la cual se le nombra Pin, y dicha varilla de combustible es empleada para llenar el canal de combustible en la matriz de grafito del ensamble.

El ensamble básico de combustible se encuentra integrado por 216 tubos de combustible y 108 tubos de refrigerante incrustados en un prisma hexagonal de grafito (Figura 3.7). Existen variaciones en el ensamble, por la integración y posición de la barra de control (Figura 3.7.b, Figura 3.7.c). Para la modelación del ensamble hexagonal se utilizó la configuración de la Figura 3.7a.

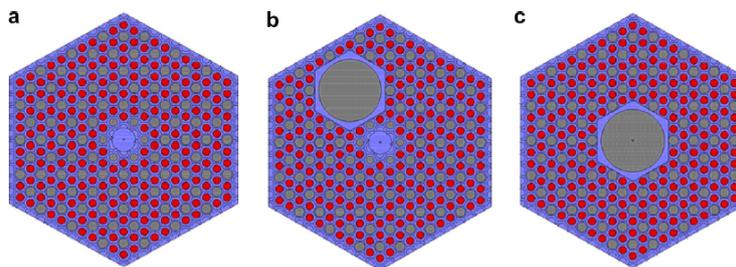


Figura 3.7. Modelos para los bloques de ensambles.

El diseño de la sección horizontal de nuestro ensamble básico (Figura 3.8) está basado en una malla hexagonal inicialmente formada por tubos de combustible en su totalidad, ajustando la distribución de los tubos, las dimensiones físicas de la matriz de grafito a los datos del reactor GT-MHR.

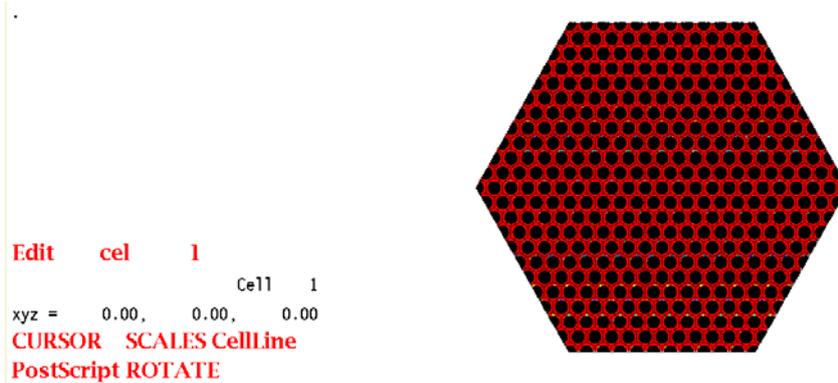


Figura 3.8. Ensamble básico con MCNPX.

Un acercamiento mostrado en la Figura 3.9 muestra los detalles de este ensamble. En la sección horizontal se distinguen los bordes de los combustibles cilíndricos llamados Compactos y se aprecian las partículas fundamentales de combustible TRISO.

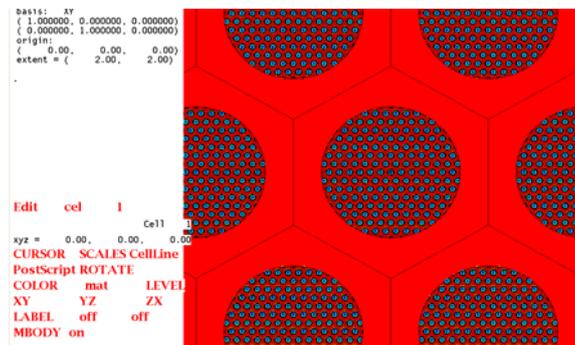


Figura 3.9. Ensamble básico, plano XY. MCNPX

Posteriormente se incorporaron los tubos de refrigerante, el borde del prisma de grafito, y se incluyó el núcleo de grafito. A continuación se muestran detalles de la distribución de los tubos de refrigerante en color azul y el núcleo de grafito en color rojo.

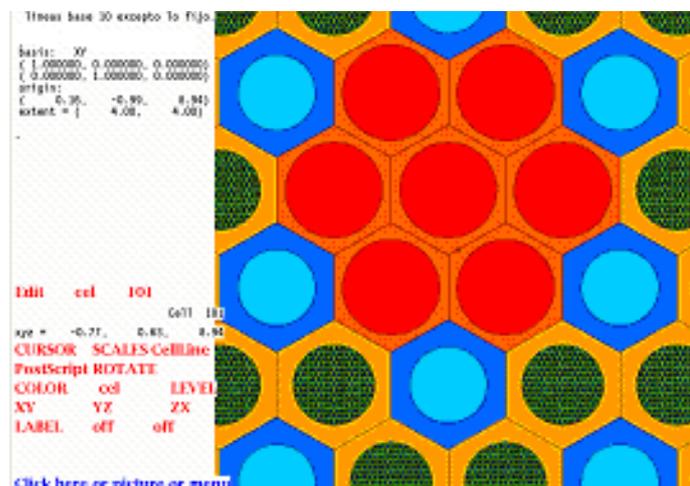


Figura 3.10. Núcleo de grafito y tubos refrigerantes. Plano XY. MCNPX

3.4 Modelo heterogéneo del núcleo.

Empleando el bloque hexagonal anterior se diseñó la sección horizontal de ensambles: el núcleo del reactor GT-MHR. En el diseño de referencia [2], el combustible se forma de tres anillos de ensambles con 36 bloques hexagonales cada uno y 10 bloques de altura, distribuidos en una malla hexagonal, teniendo una configuración total de 3 X 36 X 10 bloques hexagonales de combustible (ver Figura 3.11). Las dimensiones de la partícula de combustible TRISO empleada para el diseño de este modelo son mostradas en la siguiente tabla.

| | |
|--|-------|
| TRISO | |
| Radio Kernel [μm] | 150 |
| Ancho de la capa Carbón poroso [μm] | 150 |
| Ancho de la capa IPyC [μm] | 35 |
| Ancho de la capa SiC [μm] | 35 |
| Ancho de la capa OPyC [μm] | 40 |
| Factor de empaquetamiento [%] | 37.55 |

Tabla 3.2. Dimensiones de la partícula TRISO utilizada para los modelos simulados. [4]

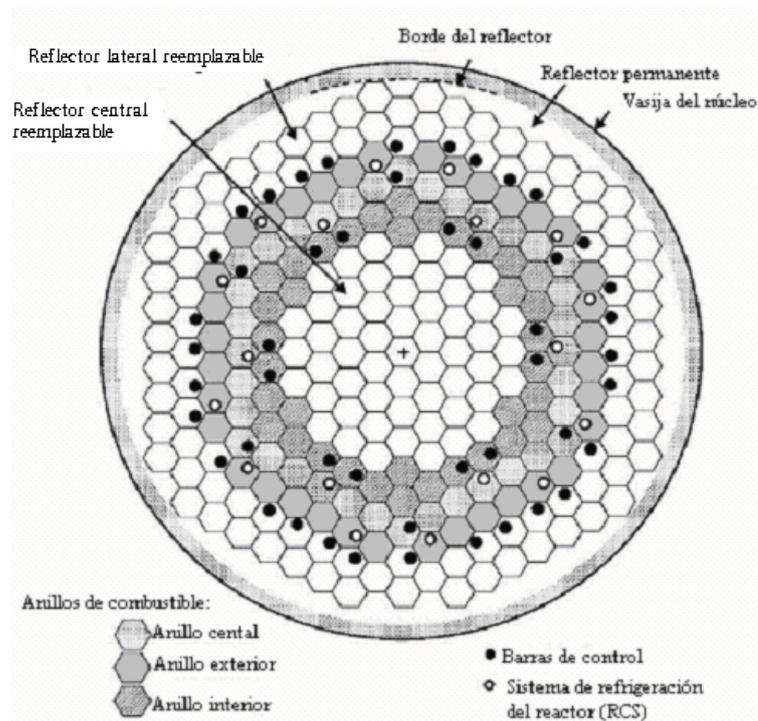


Figura 3.11. Configuración del núcleo del reactor GT- MHR con tres anillos. [2]

La disposición en tres anillos muestra que el núcleo fue dividido en regiones radiales según el tipo de material de los bloques hexagonales. El reflector permanente formado de grafito forma la periferia del núcleo, le siguen los bloques hexagonales de grafito que forman el reflector externo, el anillo de combustible externo, el anillo de combustible central, el anillo de combustible interno y en la parte central el reflector

interno. El anillo interno IR, por sus siglas en inglés, lo componen 36x10 bloques hexagonales, el anillo central CR lo forman 36x10 bloques, y el anillo externo OR tiene 36x10 bloques, en total 1080 bloques combustibles.

La Figura 3.12 muestra la vista de la estructura de *lattice* hexagonal sobre las que se desarrolló el modelo de la sección horizontal del núcleo.

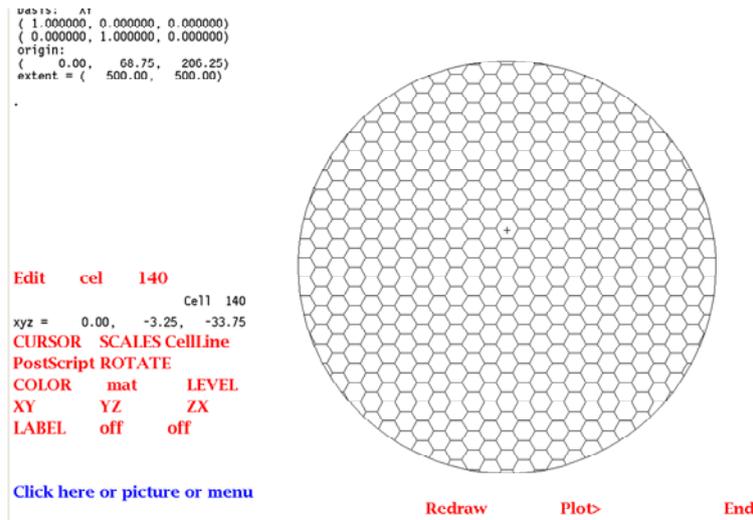


Figura 3.12. Vista superior de la *lattice* del núcleo. MCNPX.

Posteriormente se inserta la capa básica de anillos de ensambles de combustible, complementada con dos anillos integrados con 102 prismas hexagonales de grafito que sirven como reflector (Figura 3.13).

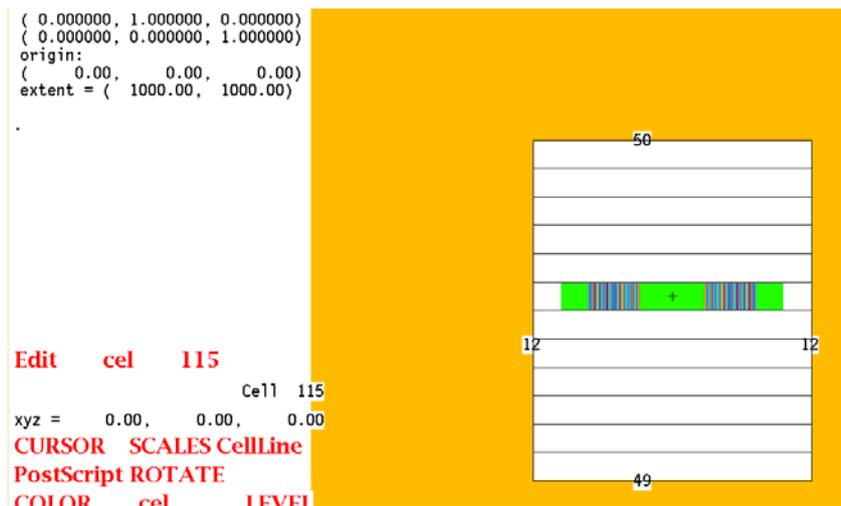


Figura 3.13. Secciones horizontales del núcleo. Plano YZ.

El núcleo se obtuvo reproduciendo el modelo en el espacio de la geometría que se ve en la Figura 3.14.

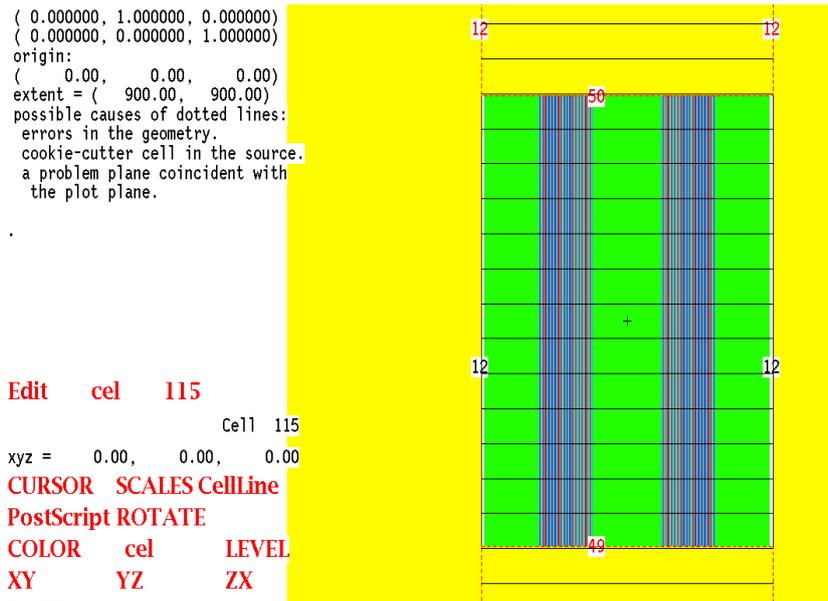


Figura 3.14. Secciones horizontales del núcleo. Plano YZ.

Finalmente se añaden reflectores de grafito en la parte inferior y superior del núcleo (Figura 3.15).

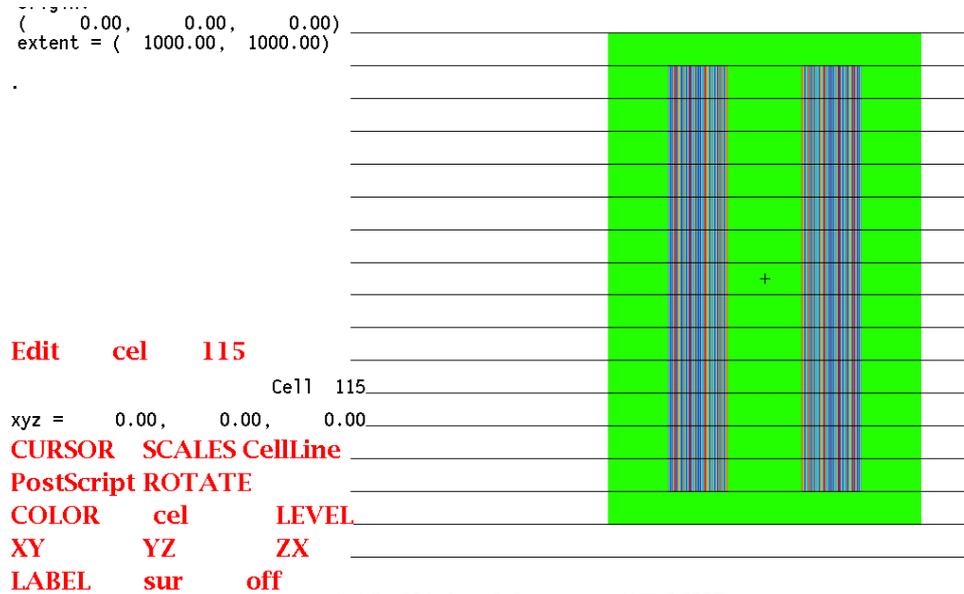


Figura 3.15. Núcleo del reactor GT-MHR.

La siguiente figura muestra esquemáticamente el modelo del núcleo del reactor GT-MHR anteriormente obtenido.

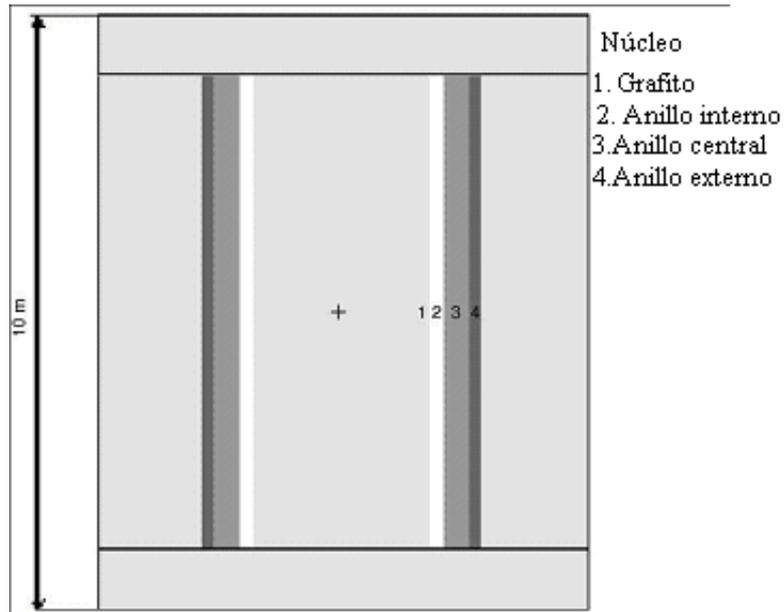


Figura 3.16. Núcleo del reactor GT-MHR esquematizado. [2]

A continuación se muestra la vista radial del modelo del núcleo del reactor empleado.

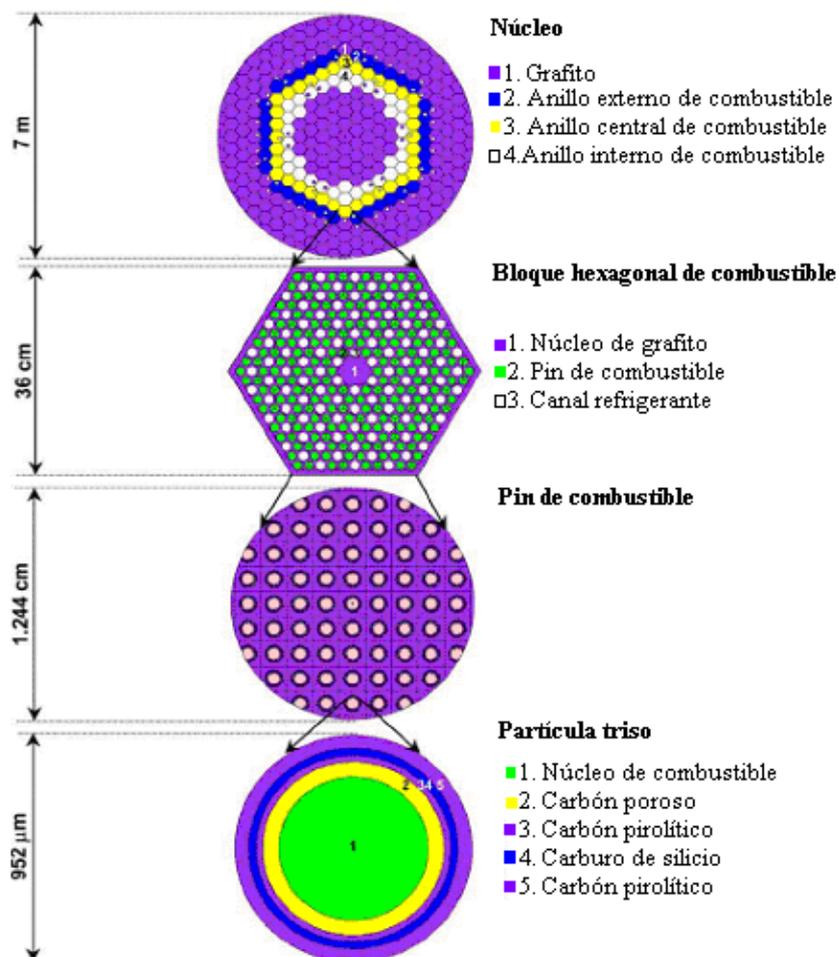


Figura 3.17. Modelo empleado. [4]

Es importante recalcar que para el modelado de cada una de los componentes del núcleo del reactor (pin, ensamble hexagonal, anillos de combustible) se ajustó cada modelo a los datos de referencia, sobre los modelos desarrollados anteriormente y se buscó la mejor aproximación con los datos publicados basados en las librerías de secciones eficaces disponibles.

Así por ejemplo para la modelación del pin, se ajustó el porcentaje de empaquetamiento y las dimensiones físicas de la matriz de grafito que los contiene a los datos del PIN de General Atomics (GA).

3.5 Modelo simplificado

Entre más refinamientos se incluyan en el diseño del núcleo, el tiempo de cómputo de procesamiento del modelo se incrementa. Dado que se requieren cálculos de quemado de combustible, es importante disminuir el tiempo de cómputo de ejecución para poder manipular los combustibles dentro del núcleo GT-MHR con mayor facilidad.

Existente el inconveniente del excesivo tiempo de cómputo requerido para obtener el factor de multiplicación de neutrones del modelo heterogéneo del núcleo, por lo que se requirió de un modelo simplificado con resultados similares al modelo heterogéneo del Núcleo del Reactor.

El modelo heterogéneo sirvió como referencia para la construcción del modelo simplificado. Basado en la reactividad del ensamble heterogéneo se desarrolló el modelo simplificado con el método de homogenización RPT (Reactivity-equivalent Physical Transformation) [5].

3.6 Modelo homogéneo del PIN.

En el modelo heterogéneo los TRISOS se encuentran dispersos en la matriz de grafito con un porcentaje de empaquetamiento. Este caso de configuración del combustible se le llama problema de doble heterogeneidad. La región con doble heterogeneidad puede ser transformada en una región homogénea con una reactividad estimada equivalente (RPT)

En el método RPT la región que contiene partículas combustibles es homogeneizada con un simple volumen ponderado y se encuentra que la reactividad es considerablemente subestimada (Figura 3.17). El método RPT fue desarrollado para capturar los efectos de la doble heterogeneidad sin modelar las partículas explícitamente.

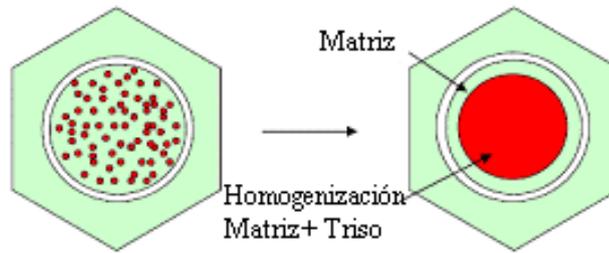


Figura 3.18. Método de homogenización RPT. [5]

La siguiente figura muestra la aplicación del método de homogenización al elemento compacto y consecuentemente al PIN heterogéneo empleando Exceed.

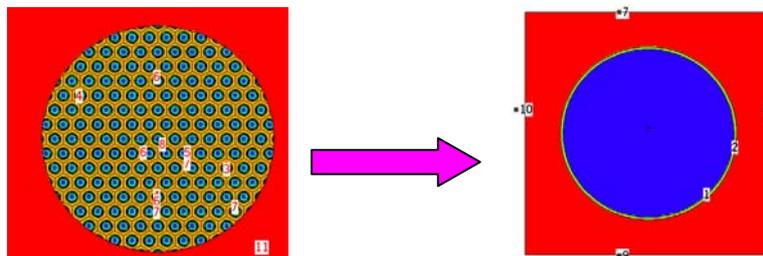


Figura 3.19. Pin Homogéneo.

La densidad del pin se incrementa con la reducción del radio, aumentando también la reactividad. El radio reducido (r_{RPT}) de la nueva zona de combustible homogéneo está determinado de tal manera que el factor de multiplicación de neutrones resultante es igual al de la región de referencia. Este método conserva parámetros nucleares incluyendo el factor de multiplicación y las tasas de reacción.

3.7 Modelo homogéneo del núcleo GT-MHR

Se modeló el núcleo buscando obtener la reactividad equivalente del núcleo completo, manipulando los tres tipos de ensambles simultáneamente con el método RPT, pero conservando el mismo radio en los tres tipos de PIN homogéneos equivalentes. Después de varias modelaciones se llegó al modelo de un núcleo homogéneo, con radio PIN=0.462 y $K_{eff}=1.12721$, desviación estándar de 0.00065, con diferencia de 14 pcm respecto al modelo heterogéneo. El tiempo de ejecución (sin quemado) disminuyó a 37.46 minutos.

La siguiente tabla muestra la comparación del modelo heterogéneo y homogéneo del núcleo del reactor con los tres distintos anillos de enriquecimiento: IR 3.6%, CR 4.4% y OR 3.9% .

| Núcleo | Keff | T- ejecución [min] |
|---|---------|--------------------|
| Modelo Núcleo Heterogéneo, 3 enriquecimientos | 1.12735 | 398.21 |
| Modelo Núcleo Homogéneo, 3 enriquecimientos | 1.12721 | 37.46 |

Tabla 3.3. Comparación Modelos de Núcleo GT-MHR. [1]

Donde se aprecia que el empleo de un método alternativo con las partículas TRISO diluidas en la matriz de grafito tiene una muy buena aproximación a los resultados de la ejecución de los modelos heterogéneos, y se comprobó la disminución del tiempo de ejecución en el modelos homogéneo. A su vez los resultados obtenidos de los modelos heterogéneos se aproximan a los valores de los modelos publicados en los artículos de Tálamo [2].

En la Figura 3.19 se muestra el núcleo del reactor GT-MHR simplificado, con los tres diferentes anillos de ensambles de combustible obtenido. Sólo con el modelo homogéneo del núcleo pudo obtenerse la vista completa del núcleo que no se consiguió con el modelo heterogéneo debido al elevado tiempo de cómputo requerido para su despliegue.

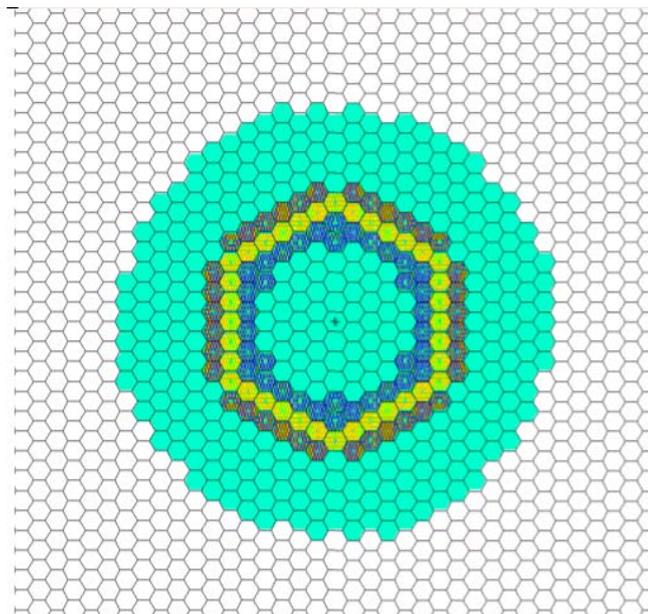


Figura 3.20. Vista superior del núcleo GT-MHR simplificado.

El modelo obtenido del núcleo homogéneo del reactor GT-MHR puede ser modificado para probar distintas configuraciones de combustible y para la simulación del quemado de las mismas, y de esta manera poder realizar el análisis del desempeño de diferentes tipos de combustible del reactor nuclear GT-MHR.

3.8 Implementación de la opción de quemado

Una vez obtenido el modelo homogéneo del núcleo del reactor GT-MHR con MCNPX, el siguiente paso para analizar el desempeño del combustible del reactor es la implementación de la tarjeta de quemado “BURN TIME”, la cual simulará el quemado del combustible a distintos días de quemado y a una potencia dada.

Para ejecutar el modelo del núcleo del reactor con quemado, se utilizó una potencia de 600 MWt y una fuente de 2000 neutrones y 250 ciclos. El tiempo que tarda el cálculo de quemado es independiente del número de ciclos.

El programa de cómputo MCNPX fue corrido en una computadora con las siguientes características:

Procesador: Pentium X86 de 2.4 GHz
Memoria RAM: 512 MB
Sistema Operativo: CentOS (basado en Linux)

La siguiente tabla muestra los tiempos obtenidos al ejecutar la simulación del núcleo homogéneo del reactor GT-MHR, sin quemado y con quemado, del combustible en MCNPX.

| Modelo a ejecutar | Tiempo de ejecución (min) |
|---|----------------------------------|
| Modelo homogéneo sin quemado | 23.29 |
| Modelo homogéneo con quemado (1 paso de quemado) | 355.70 |

Tabla 3.4. Tiempos de ejecución de modelos con y sin quemado.

Dado que en la ejecución del modelo con quemado, el programa de cómputo realiza dos veces el cálculo de criticidad, para determinar el tiempo que tarda MCNPX únicamente en ejecutar un paso de quemado, utilizamos la siguiente expresión:

$$\text{Tiempo de quemado} = 355.70 - (2 \times 23.29) = 309.12 \text{ min.}$$

Entonces, si queremos implementar varios pasos de quemado, el tiempo que tardaría MCNPX en simular la ejecución del puro quemado del combustible, sería el producto de 309.12 min por el número de pasos a implementar.

Lo anterior devuelve tiempos de quemado de combustible demasiados grandes, lo cual retarda considerablemente la obtención de los datos para el análisis del combustible del reactor y muestra ser un nuevo reto a resolver para este trabajo de tesis.

CAPÍTULO 4

DISEÑO DE UN MÉTODO ALTERNO PARA MEJORAR EL DESEMPEÑO DEL CÁLCULO DEL QUEMADO DE COMBUSTIBLE DE MCNPX.

Como se mencionó en el capítulo anterior de este trabajo de tesis, el tiempo que tarda la ejecución del cálculo de un paso de quemado para el modelo del reactor GT-MHR, empleando el programa de cómputo MCNPX, es muy grande, tanto para el modelo heterogéneo, y en menor grado, pero aún bastante grande, para el modelo homogéneo. Lo anterior implicaría una gran cantidad de tiempo para ejecutar la simulación del quemado total de los días a analizar, ya que el análisis se compone de varios pasos de quemado, lo que llevaría a una suma total de tiempos aún más grande.

Por lo que ante esta situación y después de un estudio de las herramientas computacionales con las que se dispone para el análisis del combustible de reactores nucleares, se ha optado por integrar a este trabajo de tesis un nuevo método basado en el manejo relacionado del programa de cómputo MCNPX y el código computacional CPM-3.

En este capítulo se expondrá el nuevo método para el análisis del combustible del reactor GT-MHR, denominado “Método Diseñado”, así como las características y los resultados obtenidos con él.

4.1 MÉTODO DISEÑADO

4.1.1 Principales instrumentos computacionales del método.

El método diseñado para la optimización del análisis del combustible, es un procedimiento creado en base a observaciones de los resultados obtenidos, por una parte tras la simulación del quemado de combustible en un modelo completo del reactor (modelo heterogéneo) con MCNPX, y por otra parte tras la simulación del quemado del combustible de una sola partícula TRISO en medio infinito con el código computacional CPM-3. Se observó que los cálculos de quemado con MCNPX consumen una cantidad enorme de CPU (aproximadamente 5 horas de CPU, para el modelo homogéneo, para un paso de quemado), mientras que los de CPM-3 son sumamente eficientes en tiempo de cómputo (cuestión de segundos). Entonces, lo que se busca con este nuevo método es reemplazar los cálculos de quemado de MCNPX por los de CPM-3, mientras que se conservan los cálculos de criticidad de MCNPX, con el fin de conservar la precisión del modelo de MCNPX, en cuanto a la distribución del flujo de neutrones en el núcleo del reactor.

Anteriormente, en el Capítulo 2, se expusieron las características del programa de cómputo MCNPX. El código computacional CPM-3 es un código que permite simular el quemado de combustible de un reactor nuclear, calculando el factor de multiplicación de neutrones y el flujo de neutrones, por lo que es útil para el análisis del combustible de reactores nucleares.

CPM-3 emplea la técnica de multigrupos y dos métodos de solución de la teoría de transporte de neutrones en dos dimensiones: el método de las probabilidades de colisión y el método de las características. Además, CPM-3 incluye la capacidad para determinar el agotamiento isotópico para cálculos de quemado del combustible dependiente del tiempo. El código CPM-3 incluye una biblioteca de datos nucleares, que contiene datos de secciones transversales eficaces y parámetros nucleares en 97 grupos de energía para 300 nucleidos. [1]

El código CPM-3 ofrece la posibilidad de simular el comportamiento del combustible en 2 dimensiones a manera de celda, con las regiones de combustible, moderador y material de encamisado deseadas. Cada una de las regiones definida por el *input* (archivos “.I”) de geometría se considera una región de flujo plano.

CPM-3 devuelve los resultados de la simulación del quemado del combustible en los archivos de salida “.S” y “.L”, los cuales contienen un resumen y la historia detallada de la simulación respectivamente. Para una mayor descripción, en el “ANEXO 1” de este trabajo de tesis se muestran los archivos de entrada “.I”) y de salida “.S” y “.L”) de CPM-3, donde son señalados los principales elementos que los integran.

A diferencia de MCNPX, CPM-3 ejecuta la simulación del quemado de combustible en tiempos del orden de segundos (mucho menor a MCNPX), pero no es posible diseñar configuraciones geométricas de modelos de tres dimensiones, ni más detallados que los que se pueden diseñar en MCNPX, como lo es el modelo completo del núcleo de un reactor nuclear.

4.1.2 Descripción del Método Diseñado

En el modelo homogéneo, sin quemado del combustible del reactor GT-MHR, desarrollado en MCNPX, se ingresa, para cada uno de los tres anillos que lo integran, la composición de cada uno de los materiales que conforman el combustible del núcleo. Seguidamente se ejecuta dicho archivo en MCNPX, obteniendo como resultado de la simulación, sin quemado del combustible, un valor del factor de multiplicación de neutrones (K-ef).

Posteriormente, en el código CMP-3 se crean tres archivos de entrada “.I” (uno para cada anillo), con la misma composición de material empleado anteriormente en el archivo de MCNPX. A diferencia del modelo completo del núcleo del reactor definido en el código MCNPX, en el código CPM-3 se define únicamente un modelo de una partícula de combustible TRISO propagada en medio infinito. En la Figura 4.1 se

muestra el modelo de una partícula TRISO. Al aplicarle condiciones de frontera de reflexión en cada lado se simula como si se repitiera infinitamente.

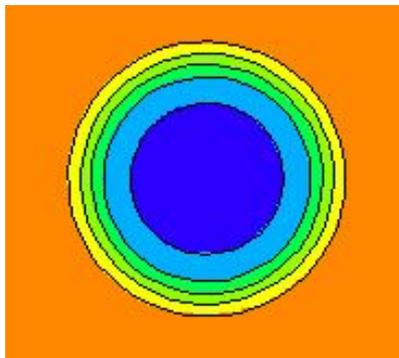


Figura 4.1. Modelo de una partícula de combustible TRISO utilizada en CPM-3.

Los tres archivos de entrada del código CMP-3 son ajustados variando el valor de su RPP, es decir, la dimensión del lado del cuadrado (con lo cual estamos variando la razón de moderador a combustible), hasta que la ejecución de este archivo entregue como resultado el mismo factor de multiplicación de neutrones obtenido en MCNPX. De esta manera estamos asegurando que CPM-3 conserva la reactividad del modelo de MCNPX.

Una vez que se han ajustado los tres modelos de CMP-3, se implementan los pasos a los cuales se desea simular el quemado del combustible (para cada uno de los tres anillos). Cada paso de quemado es realizado en cuestión de segundos por CMP-3, entregando los valores de $K\text{-ef}^*$ para cada paso dado.

El archivo de salida “.L” de CMP-3 entrega un listado de los isótopos y sus respectivos porcentajes en peso y densidades atómicas; estos isótopos son los elementos resultantes de la simulación del quemado de combustible.

La lista de isótopos que entregan los archivos de salida “.L”, para cada anillo del reactor, consta de 235 isótopos, los cuales filtramos a través de un programa de cómputo diseñado para seleccionar sólo los isótopos que también se manejan en las bibliotecas de MCNPX, obteniendo una nueva lista de isótopos, la cual contiene los isótopos comunes manejados entre los códigos CPM-3 y MCNPX.

La suma total del porcentaje en peso de la primera lista de isótopos obtenida de los archivos “.L” (235 elementos) es del 100%. Naturalmente la suma del porcentaje en peso de la nueva lista de isótopos, que consta de los isótopos comunes entre CPM3 y MCNPX (80 elementos), resulta ser menor al 100%. La diferencia de ambas sumas de porcentajes en peso, es dividida entre el número de isótopos de la nueva lista que poseen masa menor a 90, exceptuando al oxígeno, es decir, es dividida entre 59. A este nuevo valor se le asignó la literal “V”. Posteriormente en una hoja de cálculo sumamos una parte de este valor “V” a los isótopos de masa menor a 90 (excepto el oxígeno). Esta suma se realiza de tal manera que al valuar la $k\text{-ef}$ con esas cantidades de

* Si bien el factor de multiplicación de neutrones obtenido con CPM-3 es infinito, para facilitar el lenguaje y la explicación del método, se le denominará $K\text{-ef}$.

porcentajes en peso, se obtenga un valor K-ef igual al que se obtuvo después del paso de quemado y que entregó a la salida de CPM-3 (archivos “.L”) los 235 isótopos. De esta manera se asegura que la reactividad debida a los productos de fisión es equivalente entre los dos modelos.

Consecuentemente se tiene una nueva lista modificada, en la que el porcentaje en peso de sus isótopos con masa menor a 90 (excepto el oxígeno) fue modificado, y el valor del porcentaje en peso del resto de los isótopos no es cambiado en lo absoluto.

En la siguiente figura se muestran un ejemplo de las listas de los isótopos resultantes de una simulación del quemado del combustible para un anillo, donde la primera lista (COLUMNA 1)” es la lista de los isótopos comunes entre CPM-3 y MCNPX.

La siguiente lista (COLUMNA 2) contiene a los isótopos con masa menor a 90 de la lista anterior, a los cuales se les modifica el valor de su porcentaje en peso. Y la lista nueva generada (COLUMNA 4) es la conformada en primera parte (4A) por los isótopos con masa menor a 90, teniendo éstos como porcentaje en peso el resultado de la suma de parte del valor “V” (COLUMNA 3), más su porcentaje de peso original; la segunda parte de la lista (4B) son los isótopos con masa mayor a 90 cuyo porcentaje en peso no fue modificado.

| Isótopos comunes | | Isótopos con masa <90 | | Nueva lista generada | | | |
|------------------|--------------|-----------------------|--------------|----------------------|--------------|-----------|--------------|
| COLUMNA 1 | | COLUMNA 2 | | COLUMNA 3 | | COLUMNA 4 | |
| Isótopo | % en peso | Isótopo | % en peso | Parte de "V" a sumar | Isótopo | % en peso | |
| 92234 | 7.980780E-06 | 33075 | 2.560528E-06 | + | 5.976886E-06 | 33075 | 8.537414E-06 |
| 92235 | 2.778797E+00 | 35081 | 5.002972E-04 | | | 35081 | 5.062741E-04 |
| 92236 | 1.349089E-01 | 36082 | 2.137941E-06 | | | 36082 | 8.114827E-06 |
| 92237 | 7.064608E-04 | 36083 | 1.239177E-03 | | | 36083 | 1.245154E-03 |
| 92238 | 8.534387E+01 | 36084 | 2.468631E-03 | | | 36084 | 2.474608E-03 |
| 92239 | 2.988285E-04 | 36086 | 4.775802E-03 | | | 36086 | 4.781779E-03 |
| 93237 | 1.636032E-03 | 37085 | 2.447665E-03 | | | 37085 | 2.453642E-03 |
| 93238 | 1.069868E-05 | 37087 | 6.284486E-03 | | | 37087 | 6.290463E-03 |
| 93239 | 4.293591E-02 | 39089 | 3.378903E-03 | | | 39089 | 3.384880E-03 |
| 94238 | 5.126898E-05 | 40090 | 2.185597E-05 | | | 40090 | 2.783286E-05 |
| 94239 | 4.167630E-01 | 40091 | 3.735458E-03 | | | 40091 | 3.741435E-03 |
| 94240 | 4.600823E-02 | 40092 | 1.582602E-02 | | | 40092 | 1.583200E-02 |
| 94241 | 1.156468E-02 | 40093 | 1.701852E-02 | | | 40093 | 1.702450E-02 |
| 94242 | 5.224549E-04 | 40094 | 1.795624E-02 | | | 40094 | 1.796222E-02 |
| 94243 | 3.413932E-07 | 40096 | 1.829083E-02 | | | 40096 | 1.829681E-02 |
| 95241 | 1.819806E-05 | 42095 | 1.158672E-03 | | | 42095 | 1.164649E-03 |
| 95242 | 1.301024E-07 | 43099 | 1.699417E-02 | | | 43099 | 1.700015E-02 |
| 95243 | 1.147850E-05 | 44101 | 1.656879E-02 | | | 44101 | 1.657477E-02 |
| 96242 | 1.110116E-06 | 44103 | 7.871298E-03 | | | 44103 | 7.87275E-03 |
| 96244 | 3.641808E-07 | 45103 | 3.566018E-03 | | | 45103 | 3.571995E-03 |
| 33075 | 2.560528E-06 | 45105 | 2.633932E-04 | | | 45105 | 2.693701E-04 |
| 35081 | 5.002972E-04 | 46104 | 1.778655E-04 | | | 46104 | 1.838424E-04 |
| 36082 | 2.137941E-06 | 46105 | 4.394202E-03 | | | 46105 | 4.400179E-03 |
| 36083 | 1.239177E-03 | 46106 | 8.972788E-04 | | | 46106 | 9.032557E-04 |
| 36084 | 2.468631E-03 | 46108 | 1.229341E-03 | | | 46108 | 1.235318E-03 |
| 36086 | 4.775802E-03 | 46110 | 4.005196E-04 | | | 46110 | 4.064965E-04 |
| 37085 | 2.447665E-03 | 53127 | 5.921153E-04 | | | 53127 | 5.980922E-04 |
| 37087 | 6.284486E-03 | 53129 | 2.407505E-03 | | | 53129 | 2.413482E-03 |
| 39089 | 3.378903E-03 | 53135 | 2.102685E-04 | | | 53135 | 2.162454E-04 |
| 40090 | 2.185597E-05 | 54128 | 4.900237E-06 | | | 54128 | 1.087712E-05 |
| 40091 | 3.735458E-03 | 54130 | 5.753467E-05 | | | 54130 | 6.351156E-05 |
| 40092 | 1.582602E-02 | 54131 | 9.194237E-03 | | | 54131 | 9.200214E-03 |
| 40093 | 1.701852E-02 | 54132 | 1.710194E-02 | | | 54132 | 1.710792E-02 |
| 40094 | 1.795624E-02 | 54134 | 3.296571E-02 | | | 54134 | 3.297169E-02 |
| 40096 | 1.829083E-02 | 54135 | 2.934431E-05 | | | 54135 | 3.532120E-05 |
| 42095 | 1.158672E-03 | 54136 | 5.342518E-02 | | | 54136 | 5.343116E-02 |
| 43099 | 1.699417E-02 | 55133 | 2.229255E-02 | | | 55133 | 2.229853E-02 |
| 44101 | 1.656879E-02 | 55134 | 3.984163E-04 | | | 55134 | 4.043932E-04 |
| 44103 | 7.871298E-03 | 55135 | 2.498124E-03 | | | 55135 | 2.504101E-03 |
| 45103 | 3.566018E-03 | 55136 | 3.995487E-05 | | | 55136 | 4.593176E-05 |
| 45105 | 2.633932E-04 | 55137 | 2.659019E-02 | | | 55137 | 2.659617E-02 |
| 46104 | 1.778655E-04 | 56138 | 2.859541E-02 | | | 56138 | 2.860139E-02 |
| 46105 | 4.394202E-03 | 59141 | 9.659944E-03 | | | 59141 | 9.665921E-03 |
| 46106 | 8.972788E-04 | 60143 | 1.475781E-02 | | | 60143 | 1.476379E-02 |
| 46108 | 1.229341E-03 | 60145 | 1.672869E-02 | | | 60145 | 1.673467E-02 |
| 46110 | 4.005196E-04 | 60147 | 2.910546E-03 | | | 60147 | 2.916523E-03 |
| 53127 | 5.921153E-04 | 60148 | 8.113739E-03 | | | 60148 | 8.119716E-03 |
| 53129 | 2.407505E-03 | 61147 | 6.141449E-03 | | | 61147 | 6.147426E-03 |
| 53135 | 2.102685E-04 | 61148 | 6.094814E-05 | | | 61148 | 6.692503E-05 |
| 54128 | 4.900237E-06 | 61149 | 3.757783E-04 | | | 61149 | 3.817552E-04 |
| 54130 | 5.753467E-05 | 62147 | 9.063054E-05 | | | 62147 | 9.660743E-05 |
| 54131 | 9.194237E-03 | 62149 | 1.957546E-04 | | | 62149 | 2.017315E-04 |
| 54132 | 1.710194E-02 | 62150 | 4.921017E-03 | | | 62150 | 4.926994E-03 |
| 54134 | 3.296571E-02 | 62151 | 7.459373E-04 | | | 62151 | 7.519142E-04 |
| 54135 | 2.934431E-05 | 62152 | 2.663592E-03 | | | 62152 | 2.669569E-03 |
| 54136 | 5.342518E-02 | 63151 | 3.845550E-07 | | | 63151 | 6.361441E-06 |
| 55133 | 2.229255E-02 | 63153 | 1.052906E-03 | | | 63153 | 1.058883E-03 |
| 55134 | 3.984163E-04 | 63154 | 7.360602E-05 | | | 63154 | 7.958291E-05 |
| 55135 | 2.498124E-03 | 63155 | 8.209047E-05 | | | 63155 | 8.806736E-05 |
| 55136 | 3.995487E-05 | | | | | | |
| 55137 | 2.659019E-02 | | | | | 92234 | 7.980780E-06 |
| 56138 | 2.859541E-02 | | | | | 92235 | 2.778797E+00 |
| 59141 | 9.659944E-03 | | | | | 92236 | 1.349089E-01 |
| 60143 | 1.475781E-02 | | | | | 92237 | 7.064608E-04 |
| 60145 | 1.672869E-02 | | | | | 92238 | 8.534387E+01 |
| 60147 | 2.910546E-03 | | | | | 92239 | 2.988285E-04 |
| 60148 | 8.113739E-03 | | | | | 93237 | 1.636032E-03 |
| 61147 | 6.141449E-03 | | | | | 93238 | 1.069868E-05 |
| 61148 | 6.094814E-05 | | | | | 93239 | 4.293591E-02 |
| 61149 | 3.757783E-04 | | | | | 94238 | 5.126898E-05 |
| 62147 | 9.063054E-05 | | | | | 94239 | 4.167638E-01 |
| 62149 | 1.957546E-04 | | | | | 94240 | 4.600823E-02 |
| 62150 | 4.921017E-03 | | | | | 94241 | 1.156468E-02 |
| 62151 | 7.459373E-04 | | | | | 94242 | 5.224549E-04 |
| 62152 | 2.663592E-03 | | | | | 94243 | 3.413932E-07 |
| 63151 | 3.845550E-07 | | | | | 95241 | 1.819806E-05 |
| 63153 | 1.052906E-03 | | | | | 95242 | 1.301024E-07 |
| 63154 | 7.360602E-05 | | | | | 95243 | 1.147850E-05 |
| 63155 | 8.209047E-05 | | | | | 96242 | 1.110116E-06 |
| 8016 | 1.048900E+01 | | | | | 96244 | 3.641808E-07 |
| | | | | | | 8016 | 1.048900E+01 |
| Suma= | 9.967956E+01 | | | | | Suma= | 9.967991E+01 |
| Dif= | 3.173726E-01 | | | | | | |
| V=(Dif/59)= | 5.379197E-03 | | | | | | |

COLUMNA 4A

Isótopos modificados en su % en peso (isótopos con masa menor a 90)

COLUMNA 4B

Isótopos con masa mayor a 90. y oxígeno.

Figura 4.2. Listas de isótopos generadas.

Posteriormente, los isótopos de la nueva lista generada son introducidos como un solo material en el archivo de materiales del programa CPM-3 llamado LV_COMP2.DAT. Este archivo de materiales contiene los materiales utilizados en los archivos de entrada “.I”. A los materiales se les asigna un nombre y se les declara su densidad atómica y los elementos que componen a ese material seguidos del porcentaje en peso de dichos elementos.

Por ejemplo, para el material declarado en los archivos de entrada “.I” creados al inicio de este método, el material utilizado es el mismo que se utilizó en MCNPX, el cual se compone de tres isótopos: U-238, U-235 y O-16. Por lo tanto, la declaración del material en el archivo LV_COMP2.DAT para el anillo IR es:

36_URTH:

92 10.2 8.9D-6 92235 3.263 92238 86.248 8016 10.489/

Donde:

36_URTH: Nombre del material

92: Tipo de material (Uranio, combustible quemable)

8.9D-6: Coeficiente de expansión térmico lineal.

10.2: Densidad (gramos/cm³)

92235 3.263 : Zaid de U235 con 3.263% de porcentaje en peso

92238 86.248: Zaid de U238 con 86.248% de porcentaje en peso

8016 10.489 : Zaid de O16 con 10.489 de porcentaje en peso

Zaid está compuesto del número atómico y de la masa atómica del isótopo.

De forma similar se declara en el archivo de materiales LV_COMP2.DAT de CPM-3, el material integrado por los 80 isótopos con su porcentaje en peso de la lista nueva generada (columna 4 de la figura 4.2). De esta manera se declara el material que al calcular la k-ef con esas cantidades de porcentajes en peso, se intenta obtener un valor K-ef igual al que se obtuvo después del paso de quemado, el cual entregó a la salida (archivos “.L”) los 235 isótopos.

De esta manera se logra el quemado en CPM-3 de forma casi inmediata, entregando como resultado de la simulación del quemado del combustible, isótopos que pueden ser empleados en MCNPX (80 isótopos) y que poseen una reactividad equivalente al conjunto de isótopos resultantes originalmente (235 isótopos).

Finalmente, los 80 isótopos resultantes de cada uno de los tres anillos son introducidos en el modelo homogéneo, sin quemado del núcleo del GT-MHR, en MCNPX, obteniendo nuevamente un valor de K-ef, y repitiendo una vez más los pasos descritos de este método para obtener un paso más de quemado del combustible.

A continuación se enlistan brevemente los pasos del método.

1.- Ejecución del modelo homogéneo del reactor sin quemado en MCNPX, obteniendo un valor “K-ef inicial” para un elemento combustible dado.

2.- Ajuste de los tres archivos CPM-3 (modelos de una partícula TRISO en medio infinito para cada anillo) al valor “K-ef inicial” obtenido del paso anterior.

3.- Simulación de un paso de quemado del combustible en CPM-3, obteniendo los isótopos correspondientes a los productos de fisión (235 isótopos), y un valor “K-ef de quemado”, para dicho paso de quemado.

4.-Selección de los isótopos empleados, tanto en CPM-3 como en MCNPX (80 isótopos), y manipulación de los mismos para obtener un valor de K-ef con esos isótopos igual al valor de “K-ef de quemado” del paso anterior.

5.-Ejecución del modelo homogéneo del reactor sin quemado en MCNPX, ingresando como materiales del combustible los 80 isótopos manipulados del paso anterior. Obteniendo un valor “K-ef inicial” nuevamente.

Estos cinco pasos del método se realizan para cada paso de quemado del combustible del GT-MHR a analizar.

Es importante mencionar que para la deducción de este método se experimentaron varias maneras de acoplar los códigos CPM-3 y MCNPX, por ejemplo se probaron varias formas de manipular los isótopos resultantes de la simulación del quemado (paso 4), para obtener la misma “K-ef de quemado”. Por lo que este método es la mejor manera encontrada de emplear las capacidades de los códigos computacionales CPM-3 y MCNPX, obteniendo resultados bastante similares a los que se obtendrían únicamente con el programa de cómputo MCNPX en un tiempo mucho mayor.

A continuación se listan tres formas en las que inicialmente se manipularon los 80 isótopos comunes entre CPM 3 y MCNPX, para obtener el mismo valor de criticidad que el resultante en CPM-3, tras el quemado de combustible con 235 isótopos.

A.- Una fracción de la diferencia de ambas sumas de porcentajes en peso, fue dividida entre el número de isótopos de la nueva lista que poseen masa menor a 90, exceptuando al oxígeno, es decir, fue dividida entre 59 isótopos y posteriormente sumada a cada uno de estos isótopos; mientras que la parte complementaria de la fracción de la diferencia de las sumas de los porcentajes en peso, fue sumada al oxígeno. Es decir una parte de la diferencia era adicionada al oxígeno y otra parte de la diferencia era adicionada en partes iguales al resto de los isótopos con masa menor a 90. Este listado de isótopos era simulado en CPM-3, obteniendo un valor “K-ef de quemado”.

B.- Una fracción de la diferencia de ambas sumas de porcentajes en peso fue dividida entre el número de isótopos de la nueva lista que poseen masa menor a 90, exceptuando al Oxígeno, Xenón y Samario; es decir, fue dividida entre 57 isótopos y posteriormente sumada a cada uno de estos isótopos; mientras que la parte complementaria de la fracción de la diferencia de las sumas de los porcentajes en peso fue sumada al oxígeno. Es decir una parte de la diferencia era adicionada al oxígeno y otra parte de la diferencia era adicionada en partes iguales al resto de los isótopos con masa menor a 90, exceptuando al Xenón y al Samario. Este listado de isótopos fue simulado en CPM-3, obteniendo un valor “K-ef de quemado”.

C.- Una fracción de la diferencia de ambas sumas de porcentajes en peso, fue dividida entre el número de isótopos de la nueva lista que poseen masa menor a 90, exceptuando al Oxígeno y al Xenón, es decir, fue dividida entre 58 isótopos y posteriormente sumada a cada uno de estos isótopos; mientras que la parte complementaria de la fracción de la diferencia de las sumas de los porcentajes en peso, fue sumada al oxígeno. Es decir una parte de la diferencia fue adicionada al oxígeno y otra parte de la diferencia fue adicionada, en partes iguales, al resto de los isótopos con masa menor a 90, exceptuando al Xenón. Este listado de isótopos fue simulado en CPM-3, obteniendo un valor “K-ef de quemado”.

La tabla 4.1 muestra los valores obtenidos de “K-ef de quemado”, para un caso de 10 días de quemado de combustible, empleando las tres maneras anteriores de manipular los porcentajes en peso de los isótopos resultantes, para ajustar a un valor patrón. Además también se muestra el valor obtenido de “K-ef de quemado” empleando la manera de manipulación de isótopos del método diseñado (paso 4).

| VALOR PATRÓN | A. Modo Exceptuando al Oxígeno. | B. Modo Exceptuando al O, Xe y Sm. | C. Modo Exceptuando al O y Xe. | Modo empleado en el método. |
|-----------------|---------------------------------|------------------------------------|--------------------------------|-----------------------------|
| 1.120352 | 0.976062 | 1.118941 | 1.114369 | 1.12108 |

Tabla 4.1. Valores de “K-ef de quemado” obtenidos con distintas formas de manipulación de isótopos.

4.2 IMPLEMENTACIÓN DEL MÉTODO Y RESULTADOS OBTENIDOS.

El método diseñado se aplicó para el caso del modelo homogéneo del núcleo del reactor GT-MHR descrito en el capítulo anterior de este trabajo de tesis.

Se simularon un total de 65 días de quemado de combustible (10.2979 GWd/TM) en 8 pasos de quemado, obteniendo valores de K-ef para cada paso de quemado realizado. La configuración inicial del combustible empleado para el análisis al paso cero de quemado fue de uranio con enriquecimientos en U-235 de 3.6% para el anillo interior, 4.4% para anillo central y 3.9% para anillo exterior.

En la Tabla 4.2 se presentan los valores de K-efectiva que se obtuvieron para cada uno de los pasos de quemado en los cuales se aplicó el Método Diseñado.

Para obtener valores de K-ef de quemado en intervalos de días de quemado más detallados se interpolaron linealmente los valores de la tabla 4.2, obteniendo como resultado la tabla 4.3 con valores de K-ef para cada cinco días de quemado de combustible.

| GWd/MT | Días de quemado | |
|---------|-----------------|---------|
| | | K-ef |
| 0 | 0 | 1.1957 |
| 0.7921 | 5 | 1.13732 |
| 1.5842 | 10 | 1.13476 |
| 2.3763 | 15 | 1.13269 |
| 3.1684 | 20 | 1.1289 |
| 5.5447 | 35 | 1.1033 |
| 7.921 | 50 | 1.08145 |
| 10.2973 | 65 | 1.06453 |

Tabla 4.2. Valores de K-ef obtenidos con la implementación del método.

| GWd/MT | Días de quemado | |
|---------------|-----------------|----------------|
| | | K-ef |
| 0 | 0 | 1.1957 |
| 0.7921 | 5 | 1.13732 |
| 1.5842 | 10 | 1.13476 |
| 2.3763 | 15 | 1.13269 |
| 3.1684 | 20 | 1.1289 |
| 3.9605 | 25 | 1.12036 |
| 4.7526 | 30 | 1.11183 |
| 5.5447 | 35 | 1.1033 |
| 6.3368 | 40 | 1.09601 |
| 7.1289 | 45 | 1.08873 |
| 7.921 | 50 | 1.08145 |
| 8.7131 | 55 | 1.07581 |
| 9.5052 | 60 | 1.07017 |
| 10.2973 | 65 | 1.06453 |

Tabla 4.3. Valores de K eff obtenidos con la implementación del método e interpolación.

La siguiente gráfica ilustra los valores de la tabla anterior, en la cual se observa la manera en la que decae la criticidad del combustible conforme se incrementan los días de quemado, es decir, conforme se va consumiendo el combustible. Al inicio del quemado del combustible se observa un decremento importante de la K-ef, debido a la producción de los productos de fisión considerados como venenos, principalmente el Xenón y el Samario.

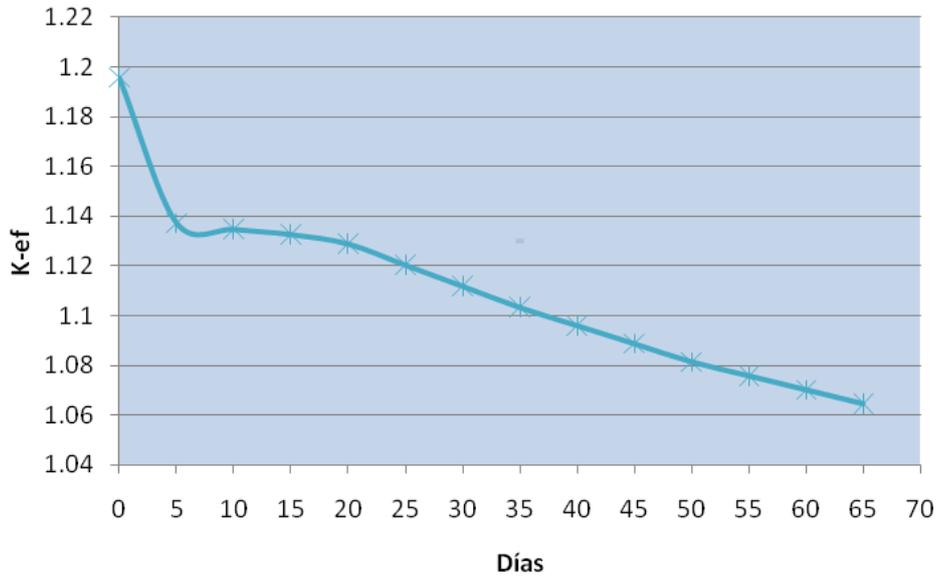


Figura 4.3. Evolución de la K-ef.

A continuación, en la tabla 4.3 se muestra la comparación entre los valores obtenidos utilizando el Método Diseñado y los valores obtenidos utilizando únicamente el código MCNPX, como convencionalmente se realiza para el análisis del combustible.

| Días de quemado | GWd/MT | MCNPX K-ef | Método diseñado K-ef |
|-----------------|---------|------------|----------------------|
| 0 | 0 | 1.1957 | 1.1957 |
| 5 | 0.7921 | 1.13954 | 1.13732 |
| 10 | 1.5842 | 1.13341 | 1.13476 |
| 15 | 2.3763 | 1.12643 | 1.13269 |
| 20 | 3.1684 | 1.12202 | 1.1289 |
| 25 | 3.9605 | 1.1176 | 1.12036 |
| 30 | 4.7526 | 1.11155 | 1.11183 |
| 35 | 5.5447 | 1.10549 | 1.1033 |
| 40 | 6.3368 | 1.09904 | 1.09601 |
| 45 | 7.1289 | 1.09259 | 1.08873 |
| 50 | 7.921 | 1.08614 | 1.08145 |
| 55 | 8.7131 | 1.07882 | 1.07581 |
| 60 | 9.5052 | 1.07151 | 1.07017 |
| 65 | 10.2973 | 1.0642 | 1.06453 |

Tabla 4.4. Valores obtenidos con el método diseñado y con MCNPX.

La gráfica 4.2 ilustra los valores mostrados en la tabla anterior, en la cual se observan ambas trayectorias en las que decae la criticidad del combustible en función de los días de quemado simulados.

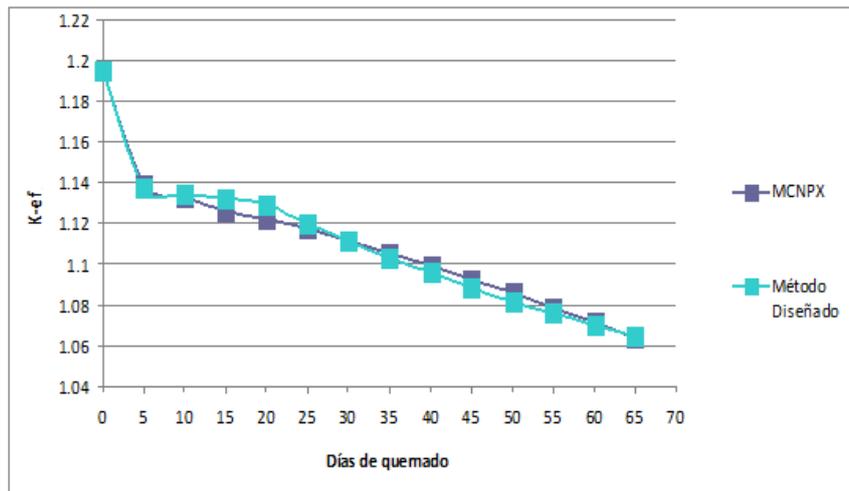


Figura 4.4. Comparación de K-ef para MCNPX y el Método Diseñado.

Como se observa en la gráfica anterior y de la tabla 4.3, los valores de K-ef obtenidos con el método diseñado están en muy buen acuerdo con los resultados de MCNPX.

Con el fin de obtener más patrones de comparación, se simuló cada anillo de manera individual en el programa de cómputo CPM-3. A continuación, se incorporan a la tabla 4.3, los resultados obtenidos de esta simulación, obteniendo la tabla 4.4 mostrada a continuación.

| Días de Quemado | GWd/MT | MCNPX | Método diseñado | | CPM-3 | |
|-----------------|---------|---------|-----------------|----------|----------|----------|
| | | K ef | K ef | Kef-IR | Kef-CR | Kef-OR |
| 0 | 0 | 1.1957 | 1.1957 | 1.196463 | 1.196048 | 1.19472 |
| 5 | 0.7921 | 1.13954 | 1.13732 | 1.129964 | 1.130685 | 1.128687 |
| 10 | 1.5842 | 1.13341 | 1.13476 | 1.120867 | 1.121251 | 1.119437 |
| 15 | 2.3763 | 1.12643 | 1.13269 | 1.113164 | 1.113495 | 1.111688 |
| 20 | 3.1684 | 1.12202 | 1.1289 | 1.105176 | 1.105614 | 1.103713 |
| 25 | 3.9605 | 1.1176 | 1.12036 | 1.096779 | 1.097393 | 1.095357 |
| 30 | 4.7526 | 1.11155 | 1.11183 | 1.08809 | 1.088909 | 1.086724 |
| 35 | 5.5447 | 1.10549 | 1.1033 | 1.079243 | 1.080276 | 1.077939 |
| 40 | 6.3368 | 1.09904 | 1.09601 | 1.070351 | 1.071593 | 1.069113 |
| 45 | 7.1289 | 1.09259 | 1.08873 | 1.061504 | 1.062942 | 1.060329 |
| 50 | 7.921 | 1.08614 | 1.08145 | 1.052768 | 1.054384 | 1.051653 |
| 55 | 8.7131 | 1.07882 | 1.07581 | 1.044193 | 1.045967 | 1.043134 |
| 60 | 9.5052 | 1.07151 | 1.07017 | 1.035816 | 1.037724 | 1.034805 |
| 65 | 10.2973 | 1.0642 | 1.06453 | 1.027661 | 1.02968 | 1.026693 |

Tabla 4.5. Valores obtenidos con el método diseñado, con MCNPX y con CPM-3.

Así mismo, se presenta la gráfica con las series adicionales correspondientes para cada anillo simulado en CPM-3.

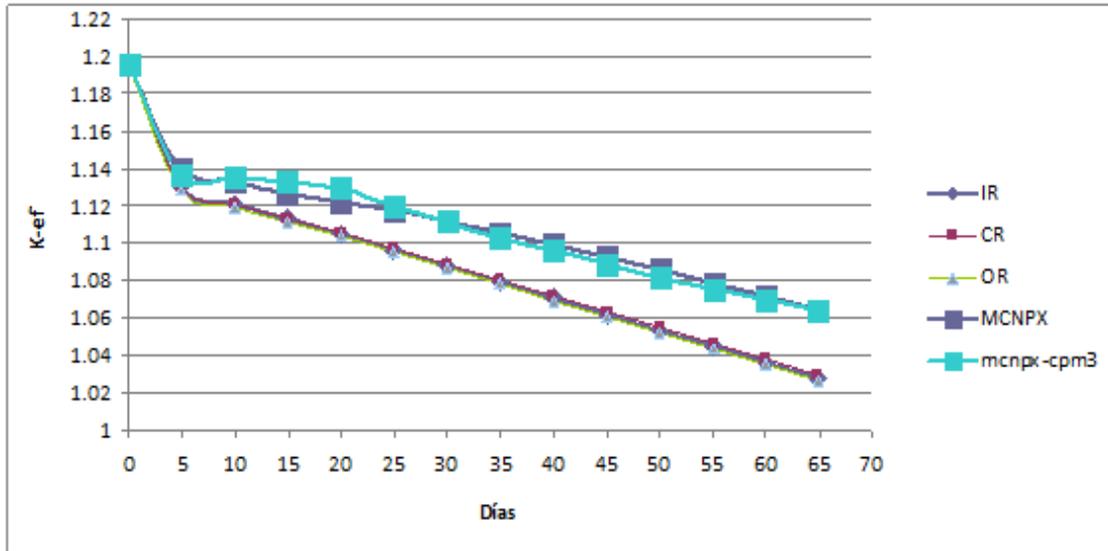


Figura 4.5. Comparación de los códigos.

Como era de esperarse, ya que el modelo de CPM-3 es uno muy simplificado y simulado en medio infinito, en la gráfica anterior y en la tabla 4.4 se observa que los resultados de CPM-3 presentan una desviación importante conforme los días de quemado aumentan.

4.2.1 Evaluación del método.

Para la evaluación del método, los valores de K-ef de quemado de MCNPX son tomados como valores de referencia, debido al grado de detalle y a la precisión que este código presenta. Se evaluaron únicamente los valores obtenidos de manera directa (sin interpolar) con el Método Diseñado. La tabla 4.5 muestra los valores absolutos del porcentaje del error relativo obtenidos.

| Días de quemado | GWd/MT | MCNPX K-ef | Método diseñado K-ef | %Error relativo* Valor absoluto (dK/K) |
|-----------------|---------|------------|----------------------|--|
| 0 | 0 | 1.1957 | 1.1957 | 0 |
| 5 | 0.7921 | 1.13954 | 1.13732 | 0.19482 |
| 10 | 1.5842 | 1.13341 | 1.13476 | 0.11911 |
| 15 | 2.3763 | 1.12643 | 1.13269 | 0.55529 |
| 20 | 3.1684 | 1.12202 | 1.1289 | 0.61363 |
| 35 | 5.5447 | 1.10549 | 1.1033 | 0.19810 |
| 50 | 7.921 | 1.08614 | 1.08145 | 0.43180 |
| 65 | 10.2973 | 1.0642 | 1.06453 | 0.03101 |
| Promedio | | | | 0.30625 |

* Error relativo = (MCNPX – MD)/MCNPX

Tabla 4.6. Diferencias %dK/K entre MCNPX y el método diseñado.

Otra manera de evaluar el método es mostrada en la siguiente tabla, en la cual se presentan las diferencias expresadas en pcm de ambos conjuntos de resultados.

| Días de quemado | MCNPX GWd/MT | MCNPX K-ef | Método diseñado K-ef | Diferencia dK/K (pcm) |
|-----------------|-----------------|---------------|-------------------------|--------------------------|
| 0 | 0 | 1.1957 | 1.1957 | 0 |
| 5 | 0.7921 | 1.13954 | 1.13732 | 222 |
| 10 | 1.5842 | 1.13341 | 1.13476 | 135 |
| 15 | 2.3763 | 1.12643 | 1.13269 | 625.5 |
| 20 | 3.1684 | 1.12202 | 1.1289 | 688.5 |
| 35 | 5.5447 | 1.10549 | 1.1033 | 219 |
| 50 | 7.921 | 1.08614 | 1.08145 | 469 |
| 65 | 10.2973 | 1.0642 | 1.06453 | 33 |

Tabla 4.7. Diferencias en pcm entre MCNPX y el método diseñado.

Finalmente, la siguiente tabla muestra los tiempos registrados que tarda la simulación del quemado del combustible para un solo paso de quemado para ambos casos. De la tabla se puede observar que el método diseñado en esta tesis reduce un 66% el tiempo requerido para la obtención de buenos resultados.

| | MCNPX | MÉTODO DISEÑADO |
|-------------------------------------|-----------------|-----------------|
| TIEMPO DE UN PASO DE QUEMADO | 5.15 hrs | 1.75 hrs |

Tabla 4.8. Tiempos de quemado.

Conclusiones.

En esta tesis se abordó un aspecto importante del diseño de los reactores nucleares de alta temperatura, en particular una mejora en el tiempo empleado en la simulación del quemado de su combustible. Este tipo de reactores se proyecta para satisfacer importantes necesidades como son:

-Mayor seguridad en los sistemas, debido a que incorporan principios de seguridad intrínsecos que permitirán una mejora en el control de la operación del reactor.

-Costos más competitivos, debido a la optimización de la potencia a generar, al aumento de la eficiencia térmica, así como también al alto nivel de quemado de combustible, y por sus bajos requisitos de operación y mantenimiento.

-Sustentabilidad, debido al mejor aprovechamiento energético del combustible, logrando una buena economía de los neutrones e incrementando el tiempo de permanencia del combustible en el reactor; lo que aumentará el aseguramiento de la disponibilidad del recurso del combustible nuclear durante mayores periodos de tiempo.

-Mínimo impacto al ambiente, debido a la reducción de desechos radioactivos, dado a la mejor utilización del combustible.

Actualmente, los reactores de alta temperatura requieren del desarrollo de trabajos de investigación para lograr una óptima satisfacción de estas necesidades. En particular el GT-MHR requiere avances significativos en investigación y análisis del desempeño del combustible y en materiales sometidos a altas temperaturas. Además, debido a la escasez de datos experimentales requiere el desarrollo de modelos para el diseño y análisis del combustible.

El método alternativo diseñado en este trabajo de tesis mostró ser una herramienta útil para mejorar el desempeño del cálculo de quemado del combustible con MCNPX para el núcleo del reactor GT-MHR, ya que la forma en que se lleva a cabo el cálculo de quemado con MCNPX requiere de un extenso tiempo de ejecución.

En el diseño del nuevo método, se ha logrado conjugar eficazmente las características de los programas de cómputo MCNPX y CPM-3, obteniendo como resultado la posibilidad de simular el quemado del combustible, para el modelo del núcleo del reactor nuclear GT-MHR, en una tercera parte del tiempo, comparado a los tiempos registrados empleando de forma individual el MCNPX.

El análisis de las características de ambos programas de cómputo (MCNPX y CPM-3) permitió la deducción de un óptimo acoplamiento lógico matemático, y con ello la obtención del diseño del método empleado.

El método permite obtener el factor efectivo de multiplicación de neutrones para diferentes pasos de quemado, obtenidos de la simulación del núcleo completo con distintos tipos de combustible y de manera tridimensional para el GT-MHR. Por lo que inicialmente el método asiste a trabajos de investigación reduciendo un 66% el tiempo requerido para la obtención de resultados confiables. Posteriormente, el método desarrollado en esta tesis podrá ser empleado para los análisis de optimización de la configuración del combustible en el núcleo del reactor.

Al implementar este método, al modelo del reactor GT-MHR, se obtuvo el factor efectivo de multiplicación de neutrones para diferentes pasos de quemado. Comparando estos valores con los obtenidos empleando únicamente MCNPX, la mayor diferencia observada fue de 0.614% dK/K, y el promedio de las diferencias fue 0.306% dK/K. Lo anterior demostró una gran similitud entre ambos conjuntos de resultados, pero con tiempos de ejecución considerablemente menores empleando el método diseñado.

En esta tesis se logró diseñar e implementar una herramienta que reduce el tiempo de simulación para el análisis del quemado de combustible en reactores nucleares de alta temperatura; sin embargo, la ejecución de nuestro método requiere de un buen grado de operación manual por parte de la persona que lo ejecute, lo que lo vuelve susceptible de presentar errores en la implementación. Además, el tiempo humano requerido para ejecutar este método es mayor en comparación a la manera convencional de correr los programas de cómputo MCNPX y CPM-3.

Lo anterior puede ser resuelto en trabajos futuros, automatizando con programación los pasos que hasta ahora son llevados a cabo de manera manual, lo que permitirá reducir aún más el tiempo de ejecución del método, y disminuirá también la posibilidad de fallas humanas.

ANEXO 1

A1.1 Señalización de los elementos principales del archivo de entrada “.I” del programa de cómputo CPM-3.

ARCHIVO .I

```
*FN a=lv_comp2.dat
*FN n=cpm3ndl.bin
*FN g=cpm3gdl.bin
TTL NB4 Square Heterogeneous Lattice
!- Integration Parameters for NB4
NPA
  1/
  0.01/
  /
  /
!
BUR MODEBU=1/
0.0,0.7921/
!1.0,2.0,3.0,4.0,5.0,6.0,7.0/
!8.0,9.0,10.0,11.0,12.0,13.0,14.0,15.0/
! - Material Data
MAT
'CLAD' 'TC' 'TC' 'TC' 100.0, 0,0, 'GRAF1',100.0/
'CLADB' 'TC' 'TC' 'TC' 100.0, 0,0, 'GRAF3',100.0/
'CLADA' 'TC' 'TC' 'TC' 100.0, 0,0, 'GRAF2',100.0/
'FUGAD' 'TF' 'TF' 'TF' 100.0, 1,0, '36_URTH',100.0/
'MODGRAF' 'TGRAF' 'TGRAF' 'TGRAF' 100.0, 0,0, 'GRAF',100.0/
/
SYS PD=158.42 TF=293.6 TC=600. TM=293.6
SET TGRAF=600./
DOP ON
!
!- Geometry & Lattice Descriptions
! 'RPP', 'MODGRAF', 1,1,0.04581/
GEO:1
'PC',6,3*,0/
'RPP', 'MODGRAF', 1,1,0.095/
'RCC', 'CLADA', 1,1,0.0410/
'RCC', 'CLADB', 1,1,0.0370/
'RCC', 'CLADA', 1,1,0.03350/
'RCC', 'CLAD', 1,1,0.0300/
'RCC', 'FUGAD', 1,1,0.0150/
/
LAT Pincell
+PC:1
  4*0./
/
!- Print Options
PRI
  3*, 1/
  20,2,3,1,2,0/
/
!
STA
```

Librerías del programa.

Implementación de quemado.

Determinación de los pasos de quemado

Tarjeta de material

Declaración de los materiales del combustible

Temperaturas implementadas

Declaración de la geometría de los componentes que integran el combustible.

A1.2 Señalización de los elementos principales del archivo de entrada “.S” del programa de cómputo CPM-3.

ARCHIVO .S

```

** C P M - 3 ** Summary File ** Version 1.00-1999.267
** Run Began on 29-Nov-2009 at 21:45:04
TTL NB4 Square Heterogeneous Lattice
PD= 158.; TF= 294.; TC= 600.; TM= 294.; PR= 0.; VB= 0.; VM= 0.;
PM= 0.

*****
PW=NULL    BU=          0.0000 Gwd/MT
TheMethod of Characteristics Calculation Converged,
Final K-Infinite= 1.196448
FMC: K-inf= 1.196463; K-eff= 1.000000; M-Sq= 390.92; B-Sq= 5.02564E-
04

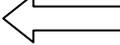
>>>> Processing Time For This Eigenvalue Calculation = 16.1
Seconds ( 16.2)
*****
PW=NULL    BU=          0.7921 Gwd/MT
The Method of Characteristics Calculation Converged, Final K-
Infinite= 1.129964
FMC: K-inf= 1.129964; K-eff= 1.000000; M-Sq= 374.29; B-Sq= 3.47233E-
04

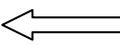
>>>> Processing Time For This Eigenvalue Calculation = 14.1
Seconds ( 30.2)
*****
**
** C P M - 3 ** Summary File ** Version 1.00-1999.267
** Run Began on 29-Nov-2009 at 21:45:04

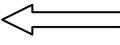
*****
**
>>>> END-OF-JOB

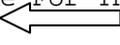
Job Began on 29-Nov-2009 at 21:45:04
Job Ended on 29-Nov-2009 at 21:46:52
Execution Time = 46.4 Seconds

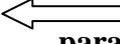
```

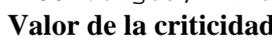
 **Cabeceras**

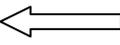
 **Cálculo de criticidad para el primer paso de quemado.**

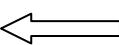
 **Valor de la criticidad en este paso de quemado.**

 **Tiempo de ejecución del paso de quemado.**

 **Cálculo de criticidad para el siguiente paso de quemado**

 **Valor de la criticidad en este paso de quemado.**

 **Tiempo de ejecución del paso de quemado.**

 **Tiempo total de ejecución del quemado.**

A1.3 Señalización de los elementos principales del archivo de entrada “.L” del programa de cómputo CPM-3.

ARCHIVO .L

Cabeceras

```
1** EPRI Energy Conversion Division ** Execution Date= 29-Nov-2009
Time= 21:45:04 ** Page 1 **
** C P M - 3 ** A Nuclear Fuel Lattice Physics Burnup Code ** Version
1.00-1999.267 **
```

Program Name= CPM3 Version= 1.00 Creation Date= 1999.267

Execution Date = 29-Nov-2009 at 21:45:04
Calculation Number = Unknown
Reactor Unit Identifier = Unknown
Lattice Identifier = Unknown
User Identifier = Unknown

User Input Filename = inicioir.i
Output List Filename = inicioir.l
Output Summary Filename = inicioir.s
Compositions Data Filename = lv_comp2.dat
Geometries Data Filename = 0
Output Punch Filename = 0
Gamma Data File Filename = cpm3gdl.bin
Authenticated: Version 97001-1999.188; 18 Groups; 301 Nuclides
Neutron Data File Filename = cpm3ndl.bin
Authenticated: Version 97001-1999.188; 97 Groups; 301 Nuclides
Restart Filename = 0
New Restart Filename = 0

```
1** EPRI Energy Conversion Division ** Execution Date= 29-Nov-2009
Time= 21:45:04 ** Page 2 **
** C P M - 3 ** A Nuclear Fuel Lattice Physics Burnup Code ** Version
1.00-1999.267 **
```

***** Line Image Listing
of the INPUT File *****

| | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|
| 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 |
| 7 | 8 | 9 | 0 | 1 | 2 |

123456789012345678901234567890123456789012345678901234567890
12345678901234567890123456789012345678901234567890

Código del archivo de entrada

```
1: *FN a=lv_comp2.dat
2: *FN n=cpm3ndl.bin
3: *FN g=cpm3gdl.bin
4: TTL NB4 Square Heterogeneous Lattice
5: !- Integration Parameters for NB4
6: NPA
7: 1/
```

```

8: 0.01/
9: /
10: /
11: !
12: BUR MODEBU=1/
13:
0.0,0.7921,1.5842,2.3763,3.1684,3.9605,4.7526,5.5447,6.3368,7.1289,7.9
21,8.7131,9.5052,10.2973/
14: !1.0,2.0,3.0,4.0,5.0,6.0,7.0/
15: !8.0,9.0,10.0,11.0,12.0,13.0,14.0,15.0/
16: ! - Material Data
17: MAT
18: 'CLAD' 'TC' 'TC' 'TC' 100.0, 0,0, 'GRAF1',100.0/
19: 'CLADB' 'TC' 'TC' 'TC' 100.0, 0,0, 'GRAF3',100.0/
20: 'CLADA' 'TC' 'TC' 'TC' 100.0, 0,0, 'GRAF2',100.0/
21: 'FUGAD' 'TF' 'TF' 'TF' 100.0, 1,0, '36_URTH',100.0/
22: 'MODGRAF' 'TGRAF' 'TGRAF' 'TGRAF' 100.0, 0,0, 'GRAF',100.0/
23: /
24: SYS PD=158.42 TF=293.6 TC=600. TM=293.6
25: SET TGRAF=600./
26: DOP ON
27: !
28: !- Geometry & Lattice Descriptions
29: ! 'RPP','MODGRAF', 1,1,0.04581/
30: GEO:1
31: 'PC',6,3*,0/
32: 'RPP','MODGRAF', 1,1,0.095/
33: 'RCC','CLADA', 1,1,0.0410/
34: 'RCC','CLADB', 1,1,0.0370/
35: 'RCC','CLADA', 1,1,0.03350/
36: 'RCC','CLAD', 1,1,0.0300/
37: 'RCC','FUGAD', 1,1,0.0150/
38: /
39: LAT Pincell
40: +PC:1
41: 4*0./
42: /
43: !- Print Options
44: PRI
45: 3*, 1/
46: 20,2,3,1,2,0/
47: /
48: !
49: STA
50:

```

```

7          1          2          3          4          5          6
8          8          9          0          1          2

```

```

1234567890123456789012345678901234567890123456789012345678901234567890
12345678901234567890123456789012345678901234567890

```

```

***** End-of-File Reached -
- 50 Lines Listed *****

```

Ejecución del programa.

```
>>>> Entering Module AGDATA
1** EPRI Energy Conversion Division ** Execution Date= 29-Nov-2009
Time= 21:45:04 ** Page 3 **
** C P M - 3 ** A Nuclear Fuel Lattice Physics Burnup Code ** Version
1.00-1999.267 **
```

```
** READ INPUT DATA BLOCKS
```

```
*****
**
```

```
Reading Block *TTL* TTL NB4 Square Heterogeneous Lattice
Reading Block *NPA* NPA
Reading Block *BUR* BUR MODEBU=1/
Reading Block *MAT* MAT
Reading Block *SYS* SYS PD=158.42 TF=293.6 TC=600. TM=293.6
Reading Block *SET* SET TGRAF=600./
Reading Block *DOP* DOP ON
Reading Block *GEO* GEO:1
Reading Block *LAT* LAT Pincell
Reading Block *PRI* PRI
Reading Block *STA* STA
```

```
*LAT* Lattice Geometry Description
*****
```

```
+'PC:1' (Physical Component 1) 'PC'
X= 0.000000E+00; Y= 0.000000E+00; Z= 0.000000E+00; R= 0.00
```

```
*MAT* Material Descriptions
*****
```

```
'CLAD:1'
Theoretical Density= 100.00% Material Type= Non-burnable, Form=
Solid
Temperatures: Volume Average ('TC')= 600.00K
Cross Section Average ('TC')= 600.00K; Doppler ('TC')= 600.00K
List of Simple Compositions:
'GRAF1'=100.00
```

```
'CLADB:1'
Theoretical Density= 100.00% Material Type= Non-burnable, Form=
Solid
Temperatures: Volume Average ('TC')= 600.00K
Cross Section Average ('TC')= 600.00K; Doppler ('TC')= 600.00K
List of Simple Compositions:
'GRAF3'=100.00
```

```
'CLADA:1'
Theoretical Density= 100.00% Material Type= Non-burnable, Form=
Solid
Temperatures: Volume Average ('TC')= 600.00K
Cross Section Average ('TC')= 600.00K; Doppler ('TC')= 600.00K
List of Simple Compositions:
'GRAF2'=100.00
```

```

'FUGAD:1'
  Theoretical Density= 100.00%   Material Type= Burnable (RES=y,
DEP=y), Form= Solid
  Temperatures: Volume Average ('TF')= 293.60K
  Cross Section Average ('TF')= 293.60K; Doppler ('TF')= 293.60K
  List of Simple Compositions:
    '36_URTH'=100.00

'MODGRAF:1'
  Theoretical Density= 100.00%   Material Type= Non-burnable, Form=
Solid
  Temperatures: Volume Average ('TGRAF')= 600.00K
  Cross Section Average ('TGRAF')= 600.00K; Doppler ('TGRAF')=
600.00K
  List of Simple Compositions:
    'GRAF'=100.00
1** EPRI Energy Conversion Division ** Execution Date= 29-Nov-2009
Time= 21:45:04                               ** Page      5 **
** C P M - 3 ** A Nuclear Fuel Lattice Physics Burnup Code ** Version
1.00-1999.267                                  **
  TTL NB4 Square Heterogeneous Lattice
** PW='Null' BU= 0.0000 GwD/MT
  PD= 158.; TF= 294.; TC= 600.; TM= 294.; PR= 0.; VB= 0.; VM= 0.;
PM= 0.

```

Cálculo del quemado para el primer paso.

```

** BURNUP CALCULATION

*****
***** Begin Burnup Step      1
** Calculate Initial Number Densities
0.0000 GwD/MT

Initial Heavy Metal Mass . . . . . = 6.4537E-03 Grams

Previous Burnup Step Exposure . . . . . = 0.0000 GwD/MT
Average Exposure for This Burnup Step . = 0.0000 GwD/MT
Delta Burnup From the Previous Exposure = 0.0000 GwD/MT

PARTS MATERIAL DATA (By Physical Region Number)
~~~~~
Volume ID=  {+|-}Part_Name:Instance_Number.Volume_Number

Avg Temperatures (K)
Region  Volume ID              Volume (cm3)  Density
(g/cm3) Vol  Xsec      Dop   Material ID
      1  +PC:1.1                3.081898E-02
1.740000E+00  600.0  600.0  600.0  'MODGRAF:1'
  Number of Partial Chains = 1
  * Partial Chain 0; Number of Nuclides = 1 ( 1 Non-
Zero Values Are Listed)
  Nuclide Weight Percents (%):
    6012=1.000000E+02
  Nuclide Number Densities (atoms/b-cm):
    6012=8.731926E-02

```

```

Avg Temperatures (K)
Region Volume ID Volume (cm3) Density
(g/cm3) Vol Xsec Dop Material ID
2 +PC:1.2 9.801769E-04
1.850000E+00 600.0 600.0 600.0 'CLADA:1'
Number of Partial Chains = 1
* Partial Chain 0; Number of Nuclides = 1 ( 1 Non-
Zero Values Are Listed)
Nuclide Weight Percents (%):
6012=1.000000E+02
Nuclide Number Densities (atoms/b-cm):
6012=9.283945E-02

```

Cálculo del quemado para el siguiente paso.

```

** BURNUP CALCULATION

*****
***** Begin Burnup Step      2
** Calculate Predictor Number Densities
0.7921 Gwd/MT

Previous Burnup Step Exposure . . . . . =      0.0000 Gwd/MT
Average Exposure for This Burnup Step . =      0.7921 Gwd/MT
Delta Burnup From the Previous Exposure =      0.7921 Gwd/MT

Delta Timestep . . . . . =      120.0000 Hours (
0.7921 Gwd/MT)
Total Lifetime . . . . . =      120.0000 Hours (
0.7921 Gwd/MT)
Accumulated Time Since LTIME=0 . . . . . =      120.0000 Hours (
0.7921 Gwd/MT)
Power Normalization Factor . . . . . = 7.749975E+10

>>>> Processing Time in Module AGBURN:      0.0 Seconds

>>>> Entering Module AGXSEC

** RESONANCE GROUP CROSS SECTION CALCULATION

*****
**

Numerical Integration Parameters
Distance Between Parallel Lines . . = 0.0100
Mean-Free-Paths Tracking Distance . = 6.0000
Number of Integration Angles . . . = 12
Integration Angles in Degrees . . = 0.0 15.0 30.0
45.0 60.0 75.0
90.0 105.0 120.0
135.0 150.0 165.0

Ray-Tracing Calculation
** Reusing Track File From Burnup Step      0.0000 Gwd/MT
Number of Rays Through Geometry . . = 296
Maximum Number of Regions Per Ray . = 1970

```

```

Ray-Tracing Time . . . . . = 0.0 Seconds

Number of Resonance Calculations . . = 1
Processing Time = 0.2 Seconds
1** EPRI Energy Conversion Division ** Execution Date= 29-Nov-2009
Time= 21:45:04 ** Page 15 **
** C P M - 3 ** A Nuclear Fuel Lattice Physics Burnup Code ** Version
1.00-1999.267 **
TTL NB4 Square Heterogeneous Lattice
** PW='Null' BU= 0.7921 GWd/MT
PD= 158.; TF= 294.; TC= 600.; TM= 294.; PR= 0.; VB= 0.; VM= 0.;
PM= 0.

```

Porcentaje en peso de los isótopos generados del quemado del combustible.

```

** PW='Null' BU= 0.7921 GWd/MT
PD= 158.; TF= 294.; TC= 600.; TM= 294.; PR= 0.; VB= 0.; VM= 0.;
PM= 0.

```

| Nuclide Weight Percents (%): | | |
|------------------------------|--------------------|--------------------|
| 92234=8.346854E-07 | 92235=3.174920E+00 | 92236=1.555569E-02 |
| 92237=4.037696E-05 | 92238=8.618434E+01 | 92239=2.965953E-04 |
| 93237=9.210282E-06 | 93238=2.698563E-08 | 93239=3.287123E-02 |
| 94238=1.270786E-08 | 94239=2.883171E-02 | 94240=3.325698E-04 |
| 94241=7.460255E-06 | 94242=3.203642E-08 | 94243=1.600121E-11 |
| 95241=1.000482E-09 | 95242=4.307334E-12 | 95243=4.396337E-11 |
| 95342=9.608171E-13 | 96242=2.883778E-12 | 96244=1.154694E-13 |
| 30072=2.911128E-09 | 31072=8.091008E-10 | 32072=2.545129E-09 |
| 32073=2.395344E-08 | 32074=7.928537E-08 | 32076=7.336550E-07 |
| 32077=9.266462E-08 | 33075=2.504954E-07 | 33077=7.726130E-07 |
| 34077=1.047216E-06 | 34078=5.111468E-06 | 34079=1.106152E-05 |
| 34080=3.210679E-05 | 34082=8.314966E-05 | 35081=5.148216E-05 |
| 35082=1.569377E-08 | 36082=1.878939E-08 | 36083=1.383860E-04 |
| 36084=2.636343E-04 | 36085=7.588173E-05 | 36086=5.267422E-04 |
| 36087=1.061139E-05 | 36088=3.326271E-05 | 36089=7.921175E-07 |
| 36185=1.842721E-05 | 37085=2.548087E-04 | 37086=1.291275E-08 |
| 37087=6.834467E-04 | 37088=3.496824E-06 | 37089=3.983904E-06 |
| 38086=8.468444E-10 | 38088=9.426504E-04 | 38089=1.263070E-03 |
| 38090=1.619601E-03 | 38091=1.886924E-04 | 38092=5.562611E-05 |
| 39089=4.367408E-05 | 39090=1.810750E-07 | 39091=1.427269E-03 |
| 39092=7.353132E-05 | 39093=2.264270E-04 | 40090=8.657857E-08 |
| 40091=3.839866E-05 | 40092=1.600223E-03 | 40093=1.618707E-03 |
| 40094=1.901720E-03 | 40095=1.882540E-03 | 40096=1.908907E-03 |
| 40097=3.678850E-04 | 41095=4.931014E-05 | 41097=2.617854E-05 |
| 41195=4.251288E-07 | 42095=1.650842E-06 | 42096=1.705815E-07 |
| 42097=1.432406E-03 | 42098=1.784931E-03 | 42099=1.081217E-03 |
| 42100=1.981250E-03 | 43099=7.376116E-04 | 43199=8.303644E-05 |
| 44100=9.276908E-07 | 44101=1.647566E-03 | 44102=1.392106E-03 |
| 44103=9.602062E-04 | 44104=6.375376E-04 | 44105=1.826241E-05 |
| 44106=1.514188E-04 | 45103=4.277395E-05 | 45105=1.137648E-04 |
| 46104=2.174320E-07 | 46105=1.769702E-04 | 46106=3.411721E-05 |
| 46107=6.260116E-05 | 46108=2.620466E-05 | 46109=2.517168E-06 |
| 46110=1.096550E-05 | 46112=1.266612E-06 | 47111=5.636889E-06 |

| | | |
|--------------------|--------------------|--------------------|
| 47609=1.295968E-05 | 47710=4.301694E-09 | 48610=8.194663E-08 |
| 48611=1.461162E-06 | 48612=3.821342E-06 | 48613=2.303222E-06 |
| 48614=7.516452E-06 | 48615=2.210760E-06 | 48616=5.047950E-06 |
| 48715=3.642638E-07 | 49615=2.133335E-06 | 50121=1.575466E-06 |
| 50122=6.139316E-06 | 50123=3.342432E-07 | 50124=1.068916E-05 |
| 50125=5.481723E-06 | 50126=2.269422E-05 | 50221=2.839799E-07 |
| 50616=2.988931E-08 | 50617=4.890209E-06 | 50618=4.404481E-06 |
| 50619=4.987066E-06 | 50620=4.922021E-06 | 51121=3.499126E-06 |
| 51122=2.267506E-09 | 51123=5.930292E-06 | 51124=8.033440E-09 |
| 51125=8.186699E-06 | 51126=3.070183E-07 | 51127=4.201557E-05 |
| 51128=1.012221E-06 | 51129=1.169884E-05 | 52122=9.325590E-10 |
| 52124=4.713834E-10 | 52125=1.168482E-08 | 52126=6.258934E-07 |
| 52127=3.279026E-06 | 52128=1.453085E-04 | 52129=2.650702E-06 |
| 52130=7.424559E-04 | 52132=1.101814E-03 | 52134=2.454890E-05 |
| 52225=1.784298E-09 | 52227=3.583860E-06 | 52229=3.377159E-05 |
| 52231=5.792089E-05 | 53127=1.483727E-05 | 53129=1.770222E-04 |
| 53130=2.505431E-08 | 53131=9.536763E-04 | 53132=3.212519E-05 |
| 53133=6.879779E-04 | 53134=3.475010E-05 | 53135=2.122951E-04 |
| 54128=1.013849E-08 | 54130=1.949536E-07 | 54131=2.142926E-04 |
| 54132=6.652571E-04 | 54133=1.601905E-03 | 54134=3.264098E-03 |
| 54135=2.329065E-05 | 54136=5.104625E-03 | 54137=2.026098E-06 |
| 54138=7.719746E-06 | 54233=3.470614E-05 | 54235=5.148537E-10 |
| 54335=1.585809E-06 | 55133=4.710467E-04 | 55134=6.129702E-07 |
| 55135=1.951191E-04 | 55136=2.416940E-06 | 55137=2.665009E-03 |
| 55138=1.877649E-05 | 56134=6.421297E-10 | 56136=3.362617E-07 |
| 56137=5.200129E-07 | 56138=2.903797E-03 | 56139=4.663588E-05 |
| 56140=2.392619E-03 | 56141=9.461849E-06 | 56142=5.487508E-06 |
| 57139=2.750463E-03 | 57140=1.881821E-04 | 57141=1.223063E-04 |
| 57142=4.824404E-05 | 58140=1.534707E-04 | 58141=2.334855E-03 |
| 58142=2.549100E-03 | 58143=9.727652E-04 | 58144=2.465329E-03 |
| 59141=1.204436E-04 | 59142=1.125756E-08 | 59143=1.532875E-03 |
| 59145=1.287032E-04 | 60142=1.346204E-08 | 60143=1.569622E-04 |
| 60144=1.885782E-05 | 60145=1.658519E-03 | 60146=1.379466E-03 |
| 60147=8.837794E-04 | 60148=7.911082E-04 | 60150=3.126439E-04 |
| 61147=1.448249E-04 | 61148=4.811878E-07 | 61149=2.523160E-04 |
| 61151=6.456204E-05 | 61248=3.971527E-07 | 62147=1.793569E-07 |
| 62148=9.221391E-08 | 62149=9.509511E-05 | 62150=1.733630E-04 |
| 62151=1.174262E-04 | 62152=1.487359E-04 | 62153=3.742281E-05 |
| 62154=3.753216E-05 | 62249=5.520864E-08 | 63151=4.693544E-09 |
| 63153=4.187439E-05 | 63154=3.576490E-07 | 63155=1.350400E-05 |
| 63156=1.012927E-05 | 63157=6.328107E-07 | 64254=2.135701E-10 |
| 64255=2.829862E-08 | 64256=1.088487E-06 | 64257=6.395218E-07 |
| 64258=4.100988E-06 | 64259=1.385297E-07 | 64260=2.163731E-07 |
| 65159=4.873531E-07 | 65160=1.156101E-09 | 65161=5.416655E-08 |
| 66160=1.648844E-11 | 66161=1.458029E-08 | 66162=1.888360E-08 |
| 8016=1.048900E+01 | | |

Densidad atómica isótopos generados del quemado del combustible.

Nuclide Number Densities (atoms/b-cm):

| | | |
|--------------------|--------------------|--------------------|
| 92234=2.190848E-10 | 92235=8.297813E-04 | 92236=4.048307E-06 |
| 92237=1.046345E-08 | 92238=2.224021E-02 | 92239=7.623328E-08 |
| 93237=2.386803E-09 | 93238=6.963716E-12 | 93239=8.446970E-06 |
| 94238=3.277080E-12 | 94239=7.408961E-06 | 94240=8.510477E-08 |
| 94241=1.901206E-09 | 94242=8.130257E-12 | 94243=4.044028E-15 |
| 95241=2.549591E-13 | 95242=1.093113E-15 | 95243=1.111108E-14 |
| 95342=2.438368E-16 | 96242=7.318504E-16 | 96244=2.906339E-17 |

| | | |
|--------------------|--------------------|--------------------|
| 30072=2.486272E-12 | 31072=6.910237E-13 | 32072=2.173833E-12 |
| 32073=2.017804E-11 | 32074=6.588740E-11 | 32076=5.936167E-10 |
| 32077=7.400023E-11 | 33075=2.053861E-10 | 33077=6.170175E-10 |
| 34077=8.363270E-10 | 34078=4.029860E-09 | 34079=8.610220E-09 |
| 34080=2.467964E-08 | 34082=6.235430E-08 | 35081=3.908401E-08 |
| 35082=1.176881E-11 | 36082=1.409081E-11 | 36083=1.025280E-07 |
| 36084=1.930009E-07 | 36085=5.489639E-08 | 36086=3.766428E-07 |
| 36087=7.492582E-09 | 36088=2.321953E-08 | 36089=5.467365E-10 |
| 36185=1.331739E-08 | 37085=1.843420E-07 | 37086=9.233097E-12 |
| 37087=4.830792E-07 | 37088=2.441010E-09 | 37089=2.749776E-09 |
| 38086=6.055386E-13 | 38088=6.587374E-07 | 38089=8.727051E-07 |
| 38090=1.106596E-06 | 38091=1.273772E-07 | 38092=3.714235E-08 |
| 39089=3.017675E-08 | 39090=1.237208E-10 | 39091=9.644626E-07 |
| 39092=4.909791E-08 | 39093=1.495628E-07 | 40090=5.915729E-11 |
| 40091=2.594877E-08 | 40092=1.069637E-06 | 40093=1.070289E-06 |
| 40094=1.244076E-06 | 40095=1.218484E-06 | 40096=1.222708E-06 |
| 40097=2.329801E-07 | 41095=3.191666E-08 | 41097=1.659449E-08 |
| 41195=2.751704E-10 | 42095=1.068540E-09 | 42096=1.092624E-10 |
| 42097=9.080160E-07 | 42098=1.119935E-06 | 42099=6.715229E-07 |
| 42100=1.218203E-06 | 43099=4.576874E-07 | 43199=5.152405E-08 |
| 44100=5.704240E-10 | 44101=1.003009E-06 | 44102=8.391848E-07 |
| 44103=5.731947E-07 | 44104=3.769166E-07 | 44105=1.069368E-08 |
| 44106=8.782747E-08 | 45103=2.553414E-08 | 45105=6.661705E-08 |
| 46104=1.285498E-10 | 46105=1.036291E-07 | 46106=1.978976E-08 |
| 46107=3.597173E-08 | 46108=1.491831E-08 | 46109=1.419839E-09 |
| 46110=6.128990E-09 | 46112=6.952867E-10 | 47111=3.122223E-09 |
| 47609=7.310159E-09 | 47710=2.404343E-12 | 48610=4.580359E-11 |
| 48611=8.093321E-10 | 48612=2.097739E-09 | 48613=1.253201E-09 |
| 48614=4.053725E-09 | 48615=1.181890E-09 | 48616=2.675423E-09 |
| 48715=1.947383E-10 | 49615=1.140488E-09 | 50121=8.004718E-10 |
| 50122=3.093736E-09 | 50123=1.670585E-10 | 50124=5.299461E-09 |
| 50125=2.695909E-09 | 50126=1.107240E-08 | 50221=1.442861E-10 |
| 50616=1.584181E-11 | 50617=2.569681E-09 | 50618=2.294841E-09 |
| 50619=2.576494E-09 | 50620=2.521712E-09 | 51121=1.777864E-09 |
| 51122=1.142628E-12 | 51123=2.964075E-09 | 51124=3.982779E-12 |
| 51125=4.026312E-09 | 51126=1.497927E-10 | 51127=2.033778E-08 |
| 51128=4.861657E-10 | 51129=5.574906E-09 | 52122=4.699370E-13 |
| 52124=2.337058E-13 | 52125=5.746776E-12 | 52126=3.053801E-10 |
| 52127=1.587245E-09 | 52128=6.978831E-08 | 52129=1.263169E-09 |
| 52130=3.510913E-07 | 52132=5.131154E-07 | 52134=1.126140E-08 |
| 52225=8.775454E-13 | 52227=1.734803E-09 | 52229=1.609356E-08 |
| 52231=2.717975E-08 | 53127=7.182185E-09 | 53129=8.435973E-08 |
| 53130=1.184755E-11 | 53131=4.475257E-07 | 53132=1.496075E-08 |
| 53133=3.179818E-07 | 53134=1.594124E-08 | 53135=9.666615E-08 |
| 54128=4.869322E-12 | 54130=9.219076E-11 | 54131=1.005605E-07 |
| 54132=3.098201E-07 | 54133=7.404087E-07 | 54134=1.497421E-06 |
| 54135=1.060537E-08 | 54136=2.307272E-06 | 54137=9.090730E-10 |
| 54138=3.438533E-09 | 54233=1.604136E-08 | 54235=2.344380E-13 |
| 54335=7.220963E-10 | 55133=2.177202E-07 | 55134=2.811988E-10 |
| 55135=8.884790E-08 | 55136=1.092448E-09 | 55137=1.195780E-06 |
| 55138=8.363610E-09 | 56134=2.945823E-13 | 56136=1.519925E-10 |
| 56137=2.333313E-10 | 56138=1.293545E-06 | 56139=2.062381E-08 |
| 56140=1.050511E-06 | 56141=4.124763E-09 | 56142=2.375313E-09 |
| 57139=1.216361E-06 | 57140=8.262439E-08 | 57141=5.331905E-08 |
| 57142=2.088319E-08 | 58140=6.738574E-08 | 58141=1.017891E-06 |
| 58142=1.103456E-06 | 58143=4.181342E-07 | 58144=1.052331E-06 |
| 59141=5.250832E-08 | 59142=4.873148E-12 | 59143=6.589016E-07 |
| 59145=5.455771E-08 | 60142=5.827501E-12 | 60143=6.747018E-08 |

| | | |
|--------------------|--------------------|--------------------|
| 60144=8.049672E-09 | 60145=7.030592E-07 | 60146=5.807565E-07 |
| 60147=3.695328E-07 | 60148=3.285468E-07 | 60150=1.281050E-07 |
| 61147=6.055574E-08 | 61148=1.998356E-10 | 61149=1.040819E-07 |
| 61151=2.627874E-08 | 61248=1.649361E-10 | 62147=7.499462E-11 |
| 62148=3.829690E-11 | 62149=3.922758E-08 | 62150=7.103696E-08 |
| 62151=4.779671E-08 | 62152=6.014219E-08 | 62153=1.503301E-08 |
| 62154=1.497892E-08 | 62249=2.277406E-11 | 63151=1.910443E-12 |
| 63153=1.682123E-08 | 63154=1.427362E-10 | 63155=5.354578E-09 |
| 63156=3.990640E-09 | 63157=2.477194E-10 | 64254=8.523586E-14 |
| 64255=1.122097E-11 | 64256=4.288397E-10 | 64257=2.503493E-10 |
| 64258=1.595224E-09 | 64259=5.354580E-11 | 64260=8.311135E-11 |
| 65159=1.883776E-10 | 65160=4.468643E-13 | 65161=2.067661E-11 |
| 66160=6.333476E-15 | 66161=5.565632E-12 | 66162=7.163807E-12 |
| 8016=4.028284E-02 | | |

>>>> Entering Module AGEDIT

Power Density = 158.4200 W/g-HM
Power Normalization Factor . = 7.728947E+10

REFERENCIAS

- Capitulo 1

[1] François, Juan Luis. Apuntes de la asignatura Fundamentos de Energía Nuclear, Facultad de Ingeniería-UNAM, 2008

[2] Comisión Federal de Electricidad Central Laguna Verde, “Del Fuego a la Energía Nuclear”, Comisión Federal de Electricidad, Veracruz, Septiembre 2004

[3] Foro de la industria nuclear española.
http://www.foronuclear.org/pdf/manual_tecnologia_periodistas.pdf

[4] International Atomic Energy Agency.
http://www.iaea.org/inisnkm/nkm/aws/htgr/topics/article_01.html

[5] World Nuclear Association, Advanced Nuclear Power Reactors,
<http://www.world-nuclear.org/info/inf08.htm>, 2008

[6] World Nuclear Association, “Small Nuclear Power Reactors – High temperature gas cooled reactors”
<http://www.world-nuclear.org/info/inf33.html>

[7] Foro de la industria nuclear española
http://www.foronuclear.org/pdf/Jose_Maria_Aragones.pdf

[8] Japan Atomic Energy Research Institute
<http://www.jaea.go.jp/jaeri/english/ff/ff43/randd01.html>

[9] AREVA. World leader in the design and construction of nuclear power plants.
http://www.aveva-np.com/common/liblocal/docs/Brochure/VHTR_A_2005.pdf

[10] De Haas, J.B.M., Kuijper, J.C., 2005. Feasibility of burning first and second generation plutonium in pebble bed HTRs. Nucl. Technol. 151, 192–200.

[11] Greneche D., Szymczak W.J., 2006. The AREVA HTR fuel cycle: An analysis of technical issues and potential industrial solutions. Nuclear Engineering and Design 236, 635–642.

[12] Pebble Bed Modular Reactor (Pty) Limited (PBMR), <http://www.pbmr.co.za>

[13] Martín del Campo- Barragán, “Estudio de técnicas de agregación de indicadores para la selección de un nuevo reactor nuclear para México”. Simposio LAS/ANS 2007.

[14] M. P. LaBar, A. S. Shenoy, “Status of the GT-MHR for Electricity Production”, World Nuclear Association Annual Symposium 3-5 September 2003, págs. 1 y 2, London.

[15] General Atomic Energy Group.
<http://gt-mhr.ga.com>

[16] World Nuclear Association, Malcom P. La Bar & Walter A. Simon, “The modular helium reactor for the twenty-first century – GT-MHR desing overview –”,
<http://www.world-nuclear.org/sym/1997/labar.htm>

[17] World Nuclear Association, The Uranium Institute, “The modular helium reactor for the twenty-first century – Coated fuel particles are stable to beyond maximum accident temperatures”,
<http://www.world-nuclear.org/sym/1997/fig-htm/labf8-h.htm>

[18] World Nuclear Association, Malcom P. La Bar & Walter A. Simon, “The modular helium reactor for the twenty-first century – High plant efficiency –”,
<http://www.world-nuclear.org/sym/1997/labar.htm>

- Capitulo 2

[1] Impact of Monte Carlo methods on scientific research.
<http://www.csm.ornl.gov/ssiexpo/MChist.html>

[2] Philip, J. Davis, et al. “Methods of Numerical Integration” 2ª. Edición. Accadec Press-1984.

[3] Universidad Nacional del Centro de la Pcia de Buenos Aires, Investigación Operativa I, 2005.

[4] François, Juan Luis. Apuntes de la asignatura Análisis de Reactores Nucleares, Facultad de Ingeniería-UNAM, 2008.

[5] Standard Deviation Estimates
<http://www.phys.ufl.edu/~coldwell/class2k/integration/MonteCarlo/Errinfun.htm>

[6] Nuclear Criticality Safety Group. Los Alamos National Laboratory. “Criticality Calculations with MCNPX: A primer” Patricia W. Wendius. Estados Unidos de America. 1994

[7] Validación del código MCNPX en el transporte adecuado de fotones, neutrones y electrones.
<http://msantana.home.cern.ch/msantana/Proyecto/ANEXOS/Anexo2.pdf>

- Capitulo 3

[1] “Desarrollo de modelos para el diseño y optimización de combustible de un reactor nuclear modular de helio con turbina de gas”. Dionisio Telésforo Reyes. Doctorado en Ingeniería en Energía, Universidad Nacional Autónoma de México. (Tesis en proceso)

[2] A. Talamo et al. The burnup capabilities of the Deep Burn Modular Helium Reactor analyzed by the Monte Carlo Continuous Energy Code MCB. *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 33, pp 1176-1188, 2006.

[3] AREVA. World leader in the design and construction of nuclear power plants.
http://www.aveva-np.com/common/liblocal/docs/Brochure/VHTR_A_2005.pdf

[4] A. Talamo et al. Performance of the gas turbine-modular helium reactor fuelled with different types of fertile TRISO particles. *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 32 pp 1719-1749, 2005.

[5] K-S Kim et al. Development of a physics analysis procedure for the prismatic very high temperature gas-cooled reactors. *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 34 pp 849-860, 2007.

- Capitulo 4

[1] CPM-3 Computer Code Manual. EPR-CPM-001-M-002. EPRI, Palo Alto, CA. 1999.