



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO

**PROGRAMA DE MAESTRÍA Y DOCTORADO EN
INGENIERÍA**

FACULTAD DE INGENIERÍA

**DESARROLLO DE MODELOS PARA EL DISEÑO Y
OPTIMIZACIÓN DE COMBUSTIBLE DE UN REACTOR
NUCLEAR MODULAR DE HELIO CON TURBINA DE GAS**

T E S I S

QUE PARA OPTAR POR EL GRADO DE :

DOCTOR EN INGENIERÍA

ENERGÍA- SISTEMAS ENERGÉTICOS

P R E S E N T A :

DIONISIO TELÉSFORO REYES

DIRECTOR:

DR. JUAN LUIS FRANÇOIS LACOUTURE

**AÑO
2012**





Universidad Nacional
Autónoma de México

Dirección General de Bibliotecas de la UNAM

Biblioteca Central



UNAM – Dirección General de Bibliotecas
Tesis Digitales
Restricciones de uso

DERECHOS RESERVADOS ©
PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL

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

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

JURADO ASIGNADO

Presidente: DRA. CECILA MARTÍN DEL CAMPO MÁRQUEZ

Secretario: DR. JUAN LUIS FRANCOIS LACOUTURE

Vocal: DR. GILBERTO ESPINOSA PAREDES

1^{er}. Suplente: DR. EDMUNDO DEL VALLE GALLEGOS


2^{do}. Suplente: DR. ARTURO GUILLERMO REINKING CEJUDO

Lugar donde se realizó la tesis:

FACULTAD DE INGENIERÍA DE LA UNAM

TUTOR DE TESIS:

DR. JUAN LUIS FRANÇOIS LACOUTURE



FIRMA

Agradecimientos:

Agradezco a Dios por darme la vida.

Agradezco a mi mamita Eloisa por su gran amor y apoyo continuo.

Agradezco a mi tutor Dr. Juan Luis Francois Laçouture por tutelarme con sabiduría.

Agradezco a mis apreciados tutores porque me han hecho crecer.

Agradezco a la UNAM por la formación recibida.

Agradezco al Consejo Nacional de Ciencia y Tecnología (CONACYT) por la beca otorgada que me permitió financiar mis estudios de Doctorado en Ingeniería en Energía (Becario: 210379).

Resumen

La producción de energía eléctrica en el mundo se enfrenta a la necesidad de nueva capacidad de generación. En la actualidad coexisten tres generaciones sucesivas de plantas nucleares; la siguiente generación IV de reactores nucleares tienen el objetivo de generar electricidad de manera segura para lo cual el reactor está diseñado para proporcionar un enfriamiento eficaz pasivo de calor residual. Entre estos proyectos de plantas de energía nuclear, el reactor GT-MHR (*Gas Turbine-Modular Helium Reactor*), diseñado por General Atomics, destaca por su eficiencia de conversión cercana al 50%, y bajos costos de construcción y de operación. Con sus características de seguridad pasivas (intrínsecamente seguro), es una de las tecnologías que reemplazará a los diseños más antiguos.

El objetivo de esta tesis es desarrollar modelos neutrónicos para tener la capacidad de diseñar y comprender los elementos esenciales que intervienen en el diseño del núcleo del reactor GT-MHR iniciando por su partícula combustible llamada TRISO, que es un pequeño “contenedor” de varias capas, con el combustible en su interior, y que funciona como una pequeña vasija a presión que retiene los productos de fisión. En la construcción del primer modelo, el heterogéneo, se empleó información de la literatura abierta. Para probarlo se empleó el combustible formado por partículas TRISO, con núcleo de 150 μm y fracción de empaquetamiento de 37.55%, con una mezcla de Uranio-235, como núcleo fértil, y Torio-232 como fértil. Para validar los resultados del modelo del núcleo se confrontaron con los resultados de referencia publicados por Talamo para el quemado de combustible de pequeñas partículas de 150 μm , obteniéndose una justa concordancia. Para crear un modelo simplificado, o modelo homogéneo del núcleo, sin modelar explícitamente ninguna partícula, se empleó el método RPT (*reactivity-equivalent physical transformation*) que captura los efectos de la doble heterogeneidad de la región de combustible en dos celdas equivalentes homogéneas. Se investigaron, también, modelos fraccionales del núcleo, homogéneamente simplificados, que aprovechan las propiedades de reflexión del código para obtener un núcleo completo. Cada modelo fraccional se construye con distintos elementos, radiales y/o axiales, de la simetría del núcleo. Para el modelado neutrónico del combustible y el núcleo se empleó el Método de Monte Carlo, utilizando el código MCNPX V2.6 (Monte Carlo N-Particle versión X-2.6).

Por otro lado, uno de los principales problemas de los reactores moderados por grafito es la acumulación de grafito radiactivo y su disposición final. El GT-MHR es un reactor enfriado por helio, y moderado y reflejado con grafito. Un modo de disminuir la cantidad de ensamblajes reflectores de grafito podría darse con la sustitución de éstos por ensamblajes de materiales diferentes, y el acomodo de los ensamblajes combustibles de forma alterna. En esta tesis se probó el empleo de acero como material reflector en sustitución del reflector de grafito. El modelo propuesto mantiene su nivel de criticidad, incluso un poco mayor al que es moderado con todos sus ensamblajes de grafito reemplazables, manteniendo sus coeficientes de reactividad negativos. Cabe mencionar que durante los 60 años de vida útil del reactor se requiere renovar cada 6 años los ensamblajes reflectores reemplazables, lo que equivale a 2431.14 toneladas de grafito, por lo que el ahorro económico es de USD \$237,551,290.64 y en radioactividad 7.73×10^{15} Bq.

Abstract

The production of electricity in the world faces the need for new generating capacity. Currently, there are three successive generations of nuclear power plants; the next generation IV of nuclear reactors is intended to generate electricity safely, for which the reactor is designed to provide an efficient passive cooling of residual heat. Among these nuclear power plants projects, the GT-MHR (Gas Turbine-Modular Helium Reactor), designed by General Atomics, is notable for its conversion efficiency approaching 50%, and low costs of construction and operation. With its passive safety features (intrinsically safe) is a technology that will replace the older designs.

The aim of this thesis is to develop neutronics models for having the ability to design and understand the essential elements involved in the design of the GT-MHR core, starting with its fuel particle called TRISO, which is a small "containment" of several layers, with the fuel in the inner part, and which functions as a small pressure vessel that holds the fission products. In building the first model, the heterogeneous, information from the open literature was used. To test it, TRISO fuel particles formed with a kernel of 150 μm and packing fraction of 37.55% were used, with a mixture of Uranium-235 as fissile nuclide, and Thorium-232 as fertile one. To validate the core model results, they were compared with reference results published by Talamo for the burn-up of fuel particles smaller than 150 μm , giving a good agreement. To create a simplified model, or homogeneous core model, without the need to explicitly model any particle, the RPT (reactivity-equivalent physical transformation) method was used, that captures the effects of the double heterogeneity of the fuel region in two equivalent homogeneous cells. Core fractional models, homogeneously simplified, which take advantage of the reflective properties of the code to get a whole core, were also investigated. Each model is built with different fractional components, radial and / or axial, from the core symmetry. For the neutronic modeling of the fuel and the core, the Monte Carlo method was used, through the MCNPX V2.6 (Monte Carlo N-Particle X version-2.6) code.

On the other hand, one of the main problems of the graphite-moderated reactors is the accumulation of radioactive graphite and its final disposal. The GT-MHR is a helium cooled, and graphite moderated and reflected reactor. One way to decrease the amount of graphite reflector assemblies could be with their substitution with assemblies of different materials, and an alternate arrangement of fuel assemblies. In this thesis we tested the use of steel as a reflector material to replace the graphite reflector. The proposed model maintains its level of criticality, even slightly higher than the original core with all the graphite replaceable assemblies, keeping their negative reactivity coefficients. It is worth mentioning that during the 60 years life of the reactor, it is required to renew the replaceable reflector assemblies every 6 years, equivalent to 2431.14 tons of graphite, which can be quantified as \$237,551,290.64 of cost savings, and 7.73×10^{15} Bq in radioactivity.

Índice

Introducción.....	1
Capítulo 1	11
El reactor nuclear modular de helio con turbina de gas	11
1.1 Antecedentes.....	13
1.2 Descripción de la planta GT-MHR.....	13
1.3 Ciclo termodinámico	20
1.4 Descripción del núcleo del GT-MHR.....	24
1.5 Partícula combustible TRISO (TRIPLE ISOTROPIC COATED FUEL PARTICLE)	25
1.6 Moderador grafito.....	26
1.7 Helio - refrigerante del reactor	26
Capítulo 2	27
Descripción del método de Monte Carlo.....	27
2.1 Fundamentos básicos.....	29
2.2 Cálculos de criticidad	32
2.3 Descripción del código MCNPX 2.6.0.....	34
2.4 Cálculos de quemado.....	36
2.5 Archivo de entrada.....	38
Capítulo 3	42
Modelos del combustible y del núcleo del reactor	42
3.1 Modelo de la partícula TRISO.....	44
3.2 Modelo del combustible COMPACTO	46
3.3 Modelo del ensamble hexagonal	52
3.4 Modelo del núcleo del reactor GT-MHR	57
3.4.1 Desarrollo del modelo de la sección horizontal del núcleo	57
3.4.2 Desarrollo del modelo del núcleo del reactor GT-MHR	58
3.4.3 Ejecución del modelo núcleo del reactor GT-MHR	60
Capítulo 4	62
Modelos empleando el método RPT, fraccionales y por ensambles individualizados.....	62
4.1 Método RPT para eliminar la heterogeneidad del combustible	64
4.2 Construcción de modelos homogéneos	65
4.2.1 Modelo homogéneo del combustible COMPACTO	66
4.2.2 Modelo homogéneo del ensamble hexagonal.....	67
4.2.3 Modelo homogéneo del núcleo GT-MHR.....	68
4.3 Desarrollo de modelos geoméricamente simplificados.....	70
4.3.1 Modelo axialmente infinito	70
4.3.2 Modelos radialmente fraccionados.....	71
4.3.3 Modelo axial y radialmente modificado.....	72
4.3.4 Comparación entre modelo homogéneo vs. homogéneos fraccionados.....	72
4.4 Modelo del núcleo con ensambles definidos individualmente.....	73
4.5 Incorporación de las bibliotecas de secciones eficaces generadas con NJOY en los modelos.....	74
Capítulo 5	76
Simulación del quemado de combustible en el núcleo del reactor.....	76
5.1 Quemado de combustible	78
5.2 Modelos heterogéneo y homogéneos del núcleo completo	79

5.3 Modelo del núcleo con ensamblajes definidos individualmente.....	82
5.4 Modelos homogéneos geoméricamente simplificados.....	83
5.5 Cambios en hardware y software.....	88
Capítulo 6	90
Diseño del núcleo de un GT-MHR con ahorro de ensamblajes reflectores reemplazables de grafito	90
6.1 Acero de rápida desactivación para aplicaciones nucleares [1,2]	92
6.2 Nuevo modelo con ahorro de ensamblajes reflectores reemplazables de grafito	93
6.3 Factor Efectivo de Multiplicación de Neutrones.....	96
6.4 Coeficientes de Reactividad	97
6.5 Ahorro de grafito durante la vida útil del reactor GT-MHR.....	98
6.6 Costo de disposición del grafito ahorrado.....	98
Conclusiones.....	100
Referencias	102
Acrónimos	105
Apéndice A. Tarjetas de superficie MCNPX 2.6.0.	106
Apéndice B. Nombre de los modelos MCNPX por capítulo.....	108

Índice de Figuras

Figura 1.1 Módulo GT-MHR.....	14
Figura 1.2 Estructura de sujeción.....	15
Figura 1.3 Módulos del reactor GT-MHR.....	16
Figura 1.4 Sistema de refrigeración pasiva de la Cavidad del Reactor (RCCS).....	16
Figura 1.5 Dispersión pasiva debido a la radiación, convección y la conducción de calor.....	17
Figura 1.6 Diagrama esquemático de la planta GT-MHR NPP.....	18
Figura 1.7 Temperatura del combustible ante un accidente de pérdida de refrigerante.....	20
Figura 1.8 Estabilidad de la partícula con respecto a la temperatura.....	20
Figura 1.9 Diagrama del ciclo Brayton en función de la entropía S y temperatura T.....	21
Figura 1.10 Diagrama de flujo ciclo directo GT-MHR.....	21
Figura 1.11 Diagrama de flujo ciclo indirecto GT-MHR.....	22
Figura 1.12 Diagrama Temperatura-Entropía para el ciclo indirecto Brayton.....	22
Figura 1.13 Diagrama Temperatura-Entropía para el ciclo directo Brayton.....	23
Figura 1.14 Eficiencia térmica de plantas.....	23
Figura 1.15 Vista radial del núcleo GT-MHR.....	24
Figura 1.16 Corte lateral del núcleo.....	25
Figura 1.17 Combustible del núcleo GT-MHR.....	26
Figura 2.1 Historia aleatoria de un neutrón incidente.....	30
Figura 2.2 Trayectoria de una partícula en un medio.....	31
Figura 2.3 Dirección de la partícula en coordenadas esféricas.....	31
Figura 2.4 Evolución del código MCNP.....	35
Figura 2.5 Secciones eficaces de energía continuas.....	36
Figura 2.6 Diagrama de iteración de los códigos MCNPX y CINDER90.....	37
Figura 3.1 Recubrimiento de tres capas.....	44

Figura 3.2	Modelo de la micropartícula en MCNPX.	46
Figura 3.3	Modelo de un arreglo de celdas en oblea.	46
Figura 3.4	Vista radial del arreglo de oblea.	47
Figura 3.5	Agrupamiento de partículas TRISO.	47
Figura 3.6	Acomodo hexagonal en MCNPX.	48
Figura 3.7	Sección horizontal.	49
Figura 3.8	Detalle de un TRISO en el modelo Compacto.	49
Figura 3.9	Vista lateral del modelo Compacto.	50
Figura 3.10	Vista radial del modelo Compacto.	50
Figura 3.11	Modelo Compacto.	51
Figura 3.12	Salida del modelo Compacto en medio infinito.	52
Figura 3.13	Modelos para los bloques de ensambles.	52
Figura 3.14	Ensamble básico.	53
Figura 3.15	Ensamble básico, plano XY.	54
Figura 3.16	Ensamble básico, plano YZ.	54
Figura 3.17	Tubos del refrigerante. Plano XY.	55
Figura 3.18	Borde del prisma de grafito. Plano XY.	55
Figura 3.19	Centro de grafito. Plano XY.	56
Figura 3.20	Ensamble hexagonal de combustible. Plano YZ.	56
Figura 3.21	Vista lateral del ensamble hexagonal.	57
Figura 3.22	Vista superior de la <i>lattice</i> del núcleo.	57
Figura 3.23	Sección horizontal del núcleo. Plano YZ.	58
Figura 3.24	Sección horizontal del núcleo. Plano YZ.	59
Figura 3.25	Núcleo del reactor GT-MHR.	59
Figura 3.26	Vista lateral del núcleo del reactor GT-MHR.	60
Figura 3.27	Ensamblés del núcleo del reactor GT-MHR.	60
Figura 3.28	Ejecución del modelo núcleo del reactor GT-MHR.	61
Figura 4.1	Método de homogenización RPT.	65
Figura 4.2	PIN homogéneo.	66
Figura 4.3	Ensamble homogéneo.	67
Figura 4.4	Vista radial del núcleo GT-MHR simplificado.	69
Figura 4.5	Núcleo simplificado. Plano YZ.	69
Figura 4.6	Modelo cor4PI.	70
Figura 4.7	Modelo cor4P.	71
Figura 4.8	Modelo cor6AQ.	71
Figura 4.9	Modelo cor4PR.	72
Figura 4.10	Vista radial y axial del núcleo.	74
Figura 4.11	Detalle de ensamblés individualizados.	74
Figura 5.1	Tarjeta de quemado.	78
Figura 5.2	Quemado de los modelos heterogéneo (TgaQ90) y homogéneo (NUCQa62).	81
Figura 5.3	Factor de multiplicación de neutrones vs. quemado.	82
Figura 5.4	Ensamblés por repetición NUCQa62 y definidos individualmente corQ90.	83
Figura 5.5	Keff vs. Días de modelos fraccionales.	86
Figura 5.6	Quemado vs. días.	87
Figura 5.7	Keff vs. Quemado.	88
Figura 6.1	Vista del núcleo GT-MHR.	94
Figura 6.2	Vista del núcleo modificado.	96

Figura 6.3 Factor de multiplicación de neutrones vs. quemado.....	97
Figura 6.4 Actividad total en el reflector de grafito (Bq/g) vs. Años de irradiación.....	99

Índice de Tablas

Tabla I.1 Reactores por tipo de tecnología en 2012.....	2
Tabla I.2 Sistemas de Generación IV.....	4
Tabla I.3 Características principales de la Generación IV.....	5
Tabla 1.1 Índices básicos del prototipo de la planta GT-MHR [2].....	19
Tabla 2.1 Productos de fisión contenidos en los conjuntos TIER.....	41
Tabla 3.1 Datos geometría TRISO.....	45
Tabla 4.1 Componentes del combustible TRISO [3].....	66
Tabla 4.2 Ensamble IR por método RPT.....	67
Tabla 4.3 Ensamble CR por método RPT.....	68
Tabla 4.4 Ensamble OR por método RPT.....	68
Tabla 4.5 Ejecución de los modelos del núcleo.....	70
Tabla 4.6 Resultados de los modelos de 1/6 para el cálculo de Keff (salida de MCNPX).....	73
Tabla 4.7 Tiempos de ejecución de los modelos de 1/6.....	73
Tabla 5.1 Quemado de combustible del modelo heterogéneo TgaQ90.....	79
Tabla 5.2 Quemado de combustible del modelo NUCQa62.....	80
Tabla 5.3 Modelo corQ90.....	82
Tabla 5.4 Quemado de combustible del modelo cor4PI.....	84
Tabla 5.5 Quemado de combustible del modelo cor4P.....	85
Tabla 5.6 Quemado de combustible del modelo cor6AQ.....	85
Tabla 5.7 Quemado de combustible del modelo cor4PR.....	85
Tabla 6.1 K-efectiva a diferente temperatura de grafito e isótopos del combustible mch7QBh2.....	97
Tabla 6.2 K-efectiva a diferente temperatura de grafito e isótopos del combustible TgaQ90.....	98
Tabla A.1 Tarjetas de superficie MCNPX 2.6.0.....	106

Introducción

En Marzo de 2011, según datos de la Organización Internacional para la Energía Atómica, 29 países contaban con energía nuclear con un total de 436 centrales nucleares en operación distribuidas como se muestra en la Figura I.1, con una capacidad total de 370,494 MW. Oceanía es el único continente sin energía nuclear. Europa es el que mayor número de centrales activas tiene con 195 reactores y destaca Francia con 58 reactores que producen 75.12 % de su consumo eléctrico. En América existen 128 plantas nucleares, de las cuales 104 son de Estados Unidos, que generan 20% de sus necesidades eléctricas. En Latinoamérica, Argentina, Brasil y México cuentan con dos reactores cada uno. Asia cuenta con 117; en Japón, con excepción de Fukushima, quedan 53 reactores que en operación producen 53% del consumo eléctrico. En África, el único país con generación eléctrica usando energía nuclear es Sudáfrica, sólo tiene una planta y genera 4.84% de la electricidad del país [1].

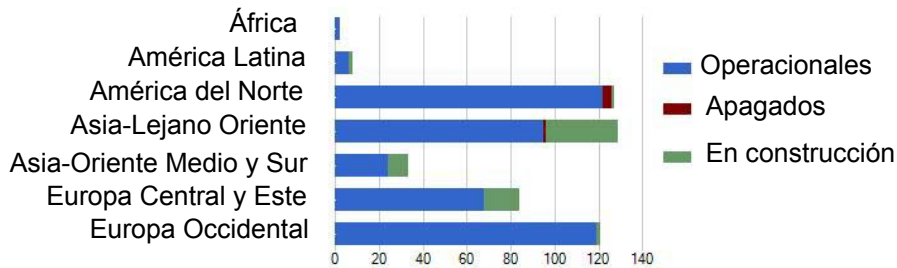


Figura I.1 Reactores nucleares en operación por continente.

En la Figura I.2 se muestra el número de reactores activos por tipo de tecnología, y en la Tabla I.1 se muestra su capacidad eléctrica neta total, en la que destaca la tecnología predominante del tipo PWR con 272 y del BWR con 84. La Organización Internacional de Energía prevé que la demanda mundial de energía aumente significativamente en las siguientes décadas; estima el incremento en 50% para el año 2015 y el doble para el 2030, principalmente en los países en desarrollo [2]. Al ser la energía uno de los fundamentos del desarrollo económico, la demanda de energía se buscará satisfacer con la tecnología que esté disponible en cada país.

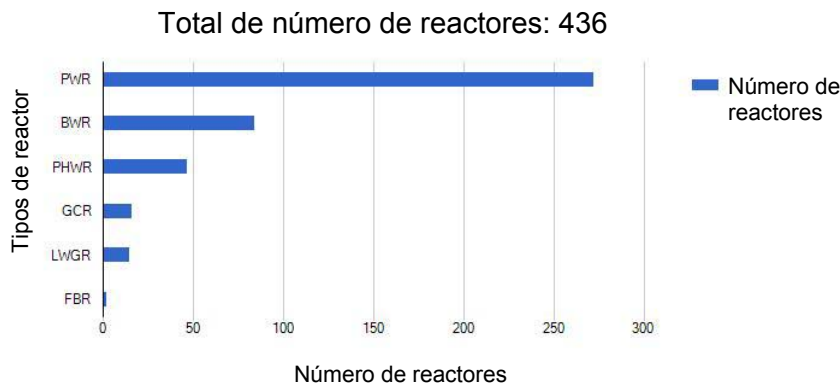


Figura I.2 Reactores en funcionamiento en 2012.

Tabla I.1 Reactores por tipo de tecnología en 2012.

Tipo de Reactor	Nombre y Descripción	Número de Reactores	Capacidad Eléctrica Neta Total [MW]
BWR	Boiling Light-Water-Cooled and Moderated Reactor	84	77726
FBR	Fast Breeder Reactor	2	580
GCR	Gas-Cooled, Graphite-Moderated Reactor	16	8545
LWGR	Light-Water-Cooled, Graphite-Moderated Reactor	15	10219
PHWR	Pressurized Heavy-Water-Moderated and Cooled Reactor	47	23140
PWR	Pressurized Light-Water-Moderated and Cooled Reactor	272	250284
Total		436	370494

Muchos de los países, tanto industrializados como en desarrollo, creen que un mayor uso de la energía nuclear es necesaria si quieren lograr su seguridad energética. Confían en que la energía nuclear se puede utilizar ahora y en el futuro para satisfacer su demanda creciente de energía segura y económica, con certidumbre en el suministro a largo plazo y sin los impactos ambientales adversos. Para satisfacer parcialmente sus metas energéticas, actualmente se encuentran en construcción 63 reactores (Figura I.3): China 26 (26620 MW), Rusia 10 (8203 MW), India 7 (4824 MW), República de Corea 3 (3640 MW), Bulgaria 2 (1906 MW), Japón 2 (2650 MW), Paquistán 2 (MW), Eslovaquia 2 (782 MW), Ucrania 2 (1900 MW), Argentina 1 (692 MW), Brasil 2 (1245MW), Finlandia 2 (1600 MW), Francia 2 (1600 MW), Estados Unidos de América 2 (1165 MW). Por tipo de reactor: 4 son BWR (Boiling Water Reactor), 2 FBR (Fast Breeder Reactor), 1 LWGR (Light-Water-Cooled, Graphite-Moderated Reactor), 5 PHWR (Pressurized Heavy-Water Reactor) y 51 PWR (Pressurized Light-Water Reactor), con una capacidad eléctrica de 60057 MW, en la que predomina el PWR con 49406 MW [1].

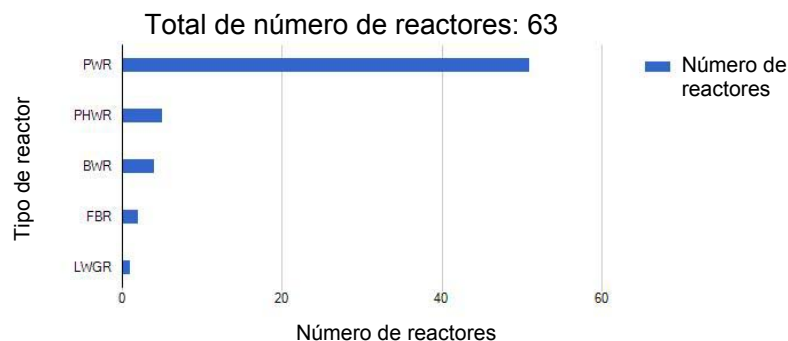


Figura I.3 Número de reactores en construcción por tipo.

Al reconocer que el incremento en la demanda eléctrica es inevitable, y que el desarrollo de la tecnología nuclear requiere de un esfuerzo internacional, se estableció el GIF (*Generation IV International Forum*) en enero del 2000, con el propósito de desarrollar reactores nucleares avanzados e investigar conceptos innovadores de sistemas de energía. Mediante este Foro, los diez países miembros: Argentina, Brasil, Canadá, Francia, Japón, República de Corea, Sudáfrica, Suiza, Reino Unido y Estados Unidos esperan obtener los sistemas que respondan a sus necesidades futuras de energía conocidos como Generación IV, en particular Estados Unidos busca desarrollar el VHTR debido a su potencial para la producción de hidrógeno. Para cumplir los requisitos a largo plazo de la energía nuclear en las áreas de sustentabilidad, economía, seguridad y confiabilidad, resistencia a la proliferación y protección física, se propusieron los siguientes objetivos, inseparables al desarrollo de la Generación IV [3]:

1. Mejorar la seguridad nuclear y la confiabilidad.
2. Atender la no proliferación nuclear.
3. Ser económicamente viables.
4. Minimizar los residuos y optimizar la utilización de recursos naturales.

Es importante recordar que en última instancia es responsabilidad de la industria nuclear privada desarrollar y comercializar las plantas comerciales de energía nuclear, y la función de los Estados miembros (del Organismo Internacional de Energía Atómica) es apoyar a esta industria ayudando a eliminar barreras para su despliegue, acelerar el desarrollo y la demostración de nuevas tecnologías o diseños innovadores. El objetivo conjunto es tener una menor carga de residuos que los generados por tecnologías más antiguas, y sin crear plutonio separado disponible, que pueda ser utilizado por Estados delincuentes o por terroristas para fabricar armas nucleares. En la Figura I.4 se muestra la reestructuración de la industria hasta el 2007 para competir, proveer servicios y desarrollar nuevos reactores, las asociaciones entre compañías muestra el grado de complejidad para lograrlo [4].

La seguridad de una planta de energía nuclear es un requisito crítico, debido a que un accidente nuclear grave impacta toda la industria de energía nuclear en todas partes, por lo tanto deben cumplirse las normas de seguridad aceptadas internacionalmente sin importar el país que suministra la planta. Con el incremento de número de plantas, y su vida útil en aumento, se requiere que las normas de seguridad sean más estrictas con el fin de asegurar que el riesgo acumulado se mantenga en el mismo nivel. Es importante enfatizar que el desarrollo de la industria nuclear es un esfuerzo de cada país, sin embargo, accidentes como el de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi, aunque fue producto de eventos naturales, tiene graves consecuencias en las expectativas para la expansión de la energía nuclear.

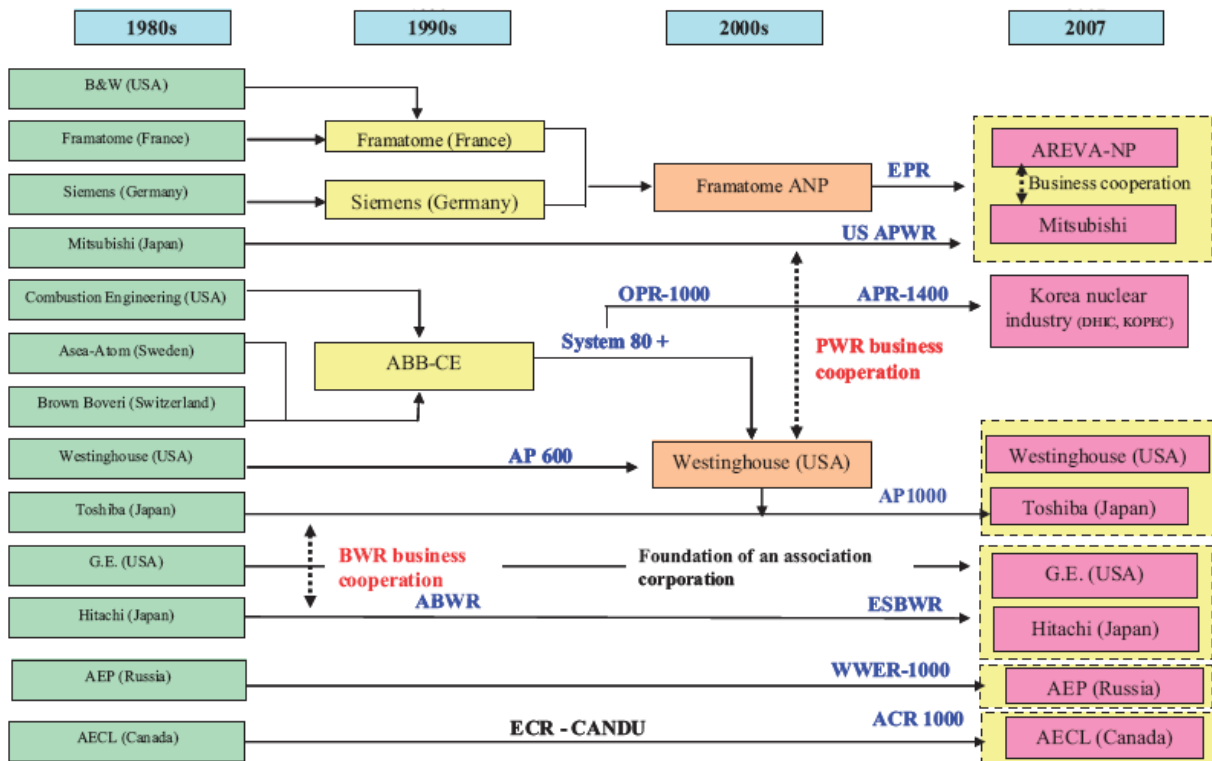


Figura I.4 Evolución de la industria nuclear [4].

Breve descripción de los reactores de Generación IV.

En el proceso de selección del GIF predominaron los seis sistemas mostrados en la Tabla I.2, el desarrollo de estas nuevas tecnologías hará posible la expansión de la energía nuclear limpia, segura y competitiva económicamente.

Tabla I.2 Sistemas de Generación IV.

Sistema de Generación IV	Acrónimo
Reactor Rápido enfriado por Gas (Gas-Cooled Fast Reactor System)	GFR
Reactor Rápido Enfriado por Plomo (Lead-Cooled Fast Reactor System)	LFR
Reactor de Sal Fundida (Molten Salt Reactor System)	MSR
Reactor Rápido Enfriado por Sodio (Sodium-Cooled Fast Reactor System)	SFR
Reactor Enfriado con Agua Supercrítica (Supercritical Water-Cooled Reactor System)	SCWR
Reactor de Muy Alta Temperatura (Very-High Temperature Reactor System)	VHTR

En la Tabla I.3 se muestran características de los sistemas nucleares de Generación IV y algunas de sus aplicaciones. El tamaño está definido por la Agencia Internacional de Energía Atómica que define “pequeño” como debajo de 300 MWe, tamaño “medio” hasta 700 MWe [5], reactores “grandes” se consideran entre 1000-1700 MWe [2]. También se provee una breve descripción de la tecnología de los reactores candidatos por su tipo de refrigerante primario: agua (ligera o pesada), gas (dióxido de carbono o helio), metal líquido (sodio, plomo o plomo bismuto), sal fundida (con o sin combustible diluido).

Tabla I.3 Características principales de la Generación IV.

Acrónimo	Espectro neutrónico	Refrigerante	Ciclo de combustible	Tamaño	Aplicaciones
GFR	Rápido	Gas	Cerrado	Medio	Electricidad, Manejo de actínidos, hidrógeno
LFR	Rápido	Metal líquido	Cerrado	Pequeño hasta grande	Electricidad, manejo de actínidos, hidrógeno
MSR	Térmico	Sal fundida	Cerrado	Grande	Electricidad, manejo de actínidos, hidrógeno
SFR	Rápido	Metal líquido	Cerrado	Medio o grande	Electricidad, manejo de actínidos
SCWR	Térmico, rápido	Agua	Abierto, cerrado	Grande	Electricidad
VHTR	Térmico	Gas	Abierto	Medio	Electricidad, hidrógeno, proceso de calor

Los reactores de generación IV tienen objetivos tecnológicos de sustentabilidad, competitividad económica, seguridad y confiabilidad, y resistencia a la proliferación. El propósito de su desarrollo es tener los sistemas de energía nuclear a disposición para su despliegue a gran escala antes del año 2030 [3]:

Sustentabilidad 1. Los sistemas proveerán generación de energía sustentable, que satisfaga los objetivos de aire limpio, promueva la disponibilidad a largo plazo de los sistemas y la utilización eficaz de combustible en la producción mundial de energía.

Sustentabilidad 2. Los sistemas de energía nuclear de Generación IV minimizarán y gestionarán los desechos nucleares, y en particular reducirán la carga de administración a largo plazo con lo que se mejorará la protección de la salud pública y el medio ambiente.

Económicas 1. Tendrán un ciclo de vida de costo ventajoso sobre otras fuentes de energía.

Económicas 2. Tendrán un nivel de riesgo financiero comparable con otros proyectos energéticos.

Seguridad y confiabilidad. Los sistemas de Generación IV se destacarán por la seguridad y confiabilidad en su operación.

Seguridad y confiabilidad 2. Tendrán una probabilidad muy baja de daño del núcleo del reactor.

Seguridad y confiabilidad 3. Los sistemas de energía nuclear de la Generación IV eliminarán la necesidad de la respuesta de emergencia externa.

Resistencia a la proliferación y protección física. Los sistemas de energía nuclear de la Generación IV aumentarán el aseguramiento de que son muy poco atractivos y poco deseables para la proliferación, el hurto de materiales o para la fabricación de armas, y proporcionarán protección física incrementada contra actos terroristas.

GFR.

El reactor rápido enfriado por gas cuenta con un espectro de neutrones rápidos y ciclo cerrado de combustible para la conversión eficiente de uranio fértil y la gestión de

actínidos. El reactor de referencia es de 600 MWt/288 MWe con un sistema de enfriamiento por helio, con temperatura de salida de 850°C. Usa una turbina de ciclo Brayton directa para una eficiencia elevada térmica. Hay varias formas de combustible que están siendo consideradas para su operación a muy altas temperaturas y asegurar una excelente retención de productos de fisión. Las configuraciones básicas están siendo consideradas sobre la base de combustibles de barras (pin) o ensambles basados en placas o en bloques prismáticos. El GFR es el mejor clasificado en la sustentabilidad debido a su ciclo de combustible cerrado y a un excelente rendimiento en la gestión de los actínidos y es posible emplearlo en la producción de hidrógeno.

LFR

El sistema LFR cuenta con un espectro de neutrones rápido y un ciclo de combustible cerrado para la conversión eficiente de uranio fértil y la gestión de actínidos. Se prevé que el total de actínidos se reprocese en el ciclo de combustible. El sistema utiliza un refrigerante de metal líquido eutéctico de plomo o plomo/bismuto. El combustible es de metal o base de nitruro que contengan uranio fértil y transuránicos. El reactor es enfriado por convección natural, su tamaño varía entre 120 – 400 MWt con una temperatura del refrigerante del reactor de salida de 550° C y hasta 800° C. El sistema está específicamente diseñado para la generación de energía eléctrica y otros productos energéticos incluyendo hidrógeno y agua potable.

El LFR está bien posicionado respecto a la sustentabilidad debido a que utiliza un ciclo de combustible cerrado y a que cuenta con un núcleo de larga vida que lo hace resistente a la proliferación; la seguridad se ve reforzada por la selección de un refrigerante relativamente inerte. Su diseño está enfocado para generación de electricidad, producción de hidrógeno y manejo de actínidos, con buena resistencia a la proliferación. Requiere investigación en combustible, materiales y control de corrosión.

MSR

El reactor MSR cuenta con un espectro de neutrones epitérmico a térmico y un ciclo cerrado de combustible adaptado a la utilización eficiente de plutonio y actínidos menores, se prevé un reciclado del total de actínidos en el ciclo de combustible. En el sistema MSR el combustible es una mezcla de líquido circulante de sodio, circonio y fluoruro de uranio. El combustible de sal fundida fluye a través de los canales del núcleo de grafito produciendo un espectro térmico, el calor generado se transfiere a un sistema de refrigeración secundario a través de un intercambiador de calor intermedio y luego a otro intercambiador de calor para el sistema de conversión de energía. El combustible líquido homogéneo permite la adición de actínidos en una composición variable variando la tasa de alimentación. No hay necesidad de fabricar el combustible. La planta de referencia tiene una potencia de 1000 MWe. El sistema opera a baja presión (menor a 0.5 MPa) y tiene una temperatura de salida del refrigerante por encima de 700° C.

El sistema MSR está bien clasificado respecto a la sustentabilidad debido a su ciclo cerrado de combustible y a un excelente rendimiento en la quema de residuos; está clasificado como bueno en seguridad y en la resistencia a la proliferación y protección física, pero

económicamente como neutral debido a su gran número de subsistemas. Está orientado para producción de electricidad y quema de residuos.

SFR

El sistema SFR cuenta con un espectro de neutrones rápido, un ciclo de combustible cerrado para la conversión eficiente de uranio fértil y el manejo de actínidos. Con este sistema se pretende tener un ciclo de combustible con reciclado total de actínidos, mediante dos opciones:

- a) Reactor de tamaño intermedio (150 a 500 MWe) con refrigerante de sodio y un combustible de aleación metálica de zirconio con uranio, plutonio y actínidos menores. El proceso de reciclado se basa en un proceso pirometalúrgico, ubicado en una instalación contigua al sistema SFR.
- b) Reactor de tamaño mediano a grande (500 a 1500 MWe) con refrigerante de sodio y un combustible de óxidos mixtos de uranio y plutonio (MOX). El proceso de reciclado se basa en un proceso acuoso avanzado, ubicado en una instalación central sirviendo a varios reactores.

La temperatura de salida del refrigerante es de 550°C para los dos tipos de reactores. El SFR se caracteriza por una alta sustentabilidad debido a su ciclo de combustible cerrado y un excelente desempeño en el manejo de los actínidos. Está destinado principalmente a la producción de electricidad y al manejo de actínidos. El SFR requiere avances significativos en la simplificación de la planta y la demostración de la tecnología del reciclado del combustible.

SCWR

Este sistema cuenta con dos opciones de ciclo de combustible: la primera es un ciclo abierto con un reactor con espectro de neutrones térmico, el segundo es un ciclo cerrado con un reactor con espectro de neutrones rápidos y reciclaje de actínidos completo. En ambas opciones se emplea un reactor de alta temperatura, alta presión, enfriado por agua que opera por encima del punto crítico termodinámico del agua (22.1 MPa, 374°C) para obtener una eficiencia térmica del 44%. El ciclo de combustible para la opción térmica es un ciclo de uranio de un solo paso, la opción de espectro rápido requiere el apoyo de centros de procesamiento de actínidos para su reciclaje. Ambas opciones tienen una planta prototipo de 1700 MWe de potencia, una presión de operación de 25 MPa y una temperatura de salida del reactor de 550°C.

VHTR

Este reactor utiliza un espectro de neutrones térmico y un ciclo de uranio de un solo paso. Está diseñado para ser desplegado relativamente rápido, el reactor de referencia tiene una potencia de 600 MWt, es refrigerado con helio y tiene dos variantes: el primero usa combustible de bloques prismáticos (Gas Turbine - Modular Helium Reactor, GT-MHR), y el segundo usa un combustible en cama de esferas (Pebble Bed - Modular Reactor, PBMR), compuesto de una gran cantidad de micro-partículas en donde se encuentra el material físil en el centro, rodeado de 4 capas de diferentes materiales a base de grafito. Estas micro-partículas se agrupan, en el caso de los reactores PBMR en esferas del tamaño de una pelota de tenis, mientras que en los reactores tipo GT-MHR se agrupan en forma de prismas hexagonales. El sistema tiene temperaturas de salida del refrigerante superiores a 1000°C.

Se pretende que sea un sistema de alta eficiencia que pueda suministrar calor de proceso a un amplio espectro de procesos no eléctricos de alto consumo energético y alta temperatura. Al sistema se le puede incorporar un equipo de generación de electricidad para cubrir las necesidades de cogeneración. El VHTR requiere significativos avances en el rendimiento de combustible y materiales de alta temperatura. El sistema está bien clasificado en la economía debido a su alta eficiencia en la producción de hidrógeno, en sus condiciones de seguridad y confiabilidad debido a sus características de seguridad inherente del combustible y del reactor.

Problemática de los reactores de Generación IV.

La vasija del reactor es un elemento que en muchos reactores determina la vida útil del reactor; se considera irremplazable y por lo tanto su vida útil determina la vida de la central. La integridad de ésta es primordial en caso de accidente y por ello es esencial que se fabrique con los materiales apropiados, en el caso de los primeros reactores de agua ligera la vasija se diseñó considerando únicamente factores de utilización y fatiga por envejecimiento térmico e ignorando los efectos de irradiación neutrónica de los materiales.

Una mayor sensibilidad a la irradiación neutrónica aumenta las restricciones en la relación presión-temperatura admisibles para su operación. La importancia del envejecimiento de la vasija del reactor cobró importancia hasta finales de los años 60, cuando se identificó el papel de las impurezas y de los elementos residuales como favorecedores de la fragilización por irradiación de la soldadura y del acero de la vasija. La irradiación neutrónica a bajas temperaturas cambia perceptiblemente las propiedades de tracción, como es la resistencia a la fractura, la elongación uniforme y la elongación total. La fragilización de acero expuesto a campos de radiación, principalmente de neutrones y radiación gama, ocurre por el desplazamiento de los átomos de sus posiciones originales a causa de las colisiones con las partículas energéticas. El envejecimiento por irradiación es altamente complejo [6]. Debido a las condiciones de operación en los sistemas de Generación IV que son altamente demandantes las propiedades de los materiales deben tolerar las siguientes condiciones:

- Aumento de las temperaturas de funcionamiento.
- Exposición más alta de flujo de neutrones.
- Entorno extremadamente corrosivo.
- Mayor vida útil de tiempo (60 años o más)

Ante la imposibilidad de estudiar todos los tipos de reactores de Generación IV, esta tesis se enfoca al VHTR, el cual representa uno de los conceptos 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 (High Temperature Gas Reactor). En particular, la compañía *General Atomics* tiene lista la construcción de un prototipo VHTR: el GT-MHR, cuyo diseño de referencia tiene una potencia de 600 MWt, con un refrigerante de helio y combustible de uranio-grafito en bloques prismáticos. En particular esta tesis se aboca al desarrollo de modelos que nos permitan diseñar el combustible y el núcleo del reactor GT-MHR.

Desde el punto de vista de física de reactores, este tipo de reactores utiliza un combustible compuesto de una gran cantidad de micro-partículas en donde se encuentra el material fisible en el centro, rodeado de 4 capas de diferentes materiales a base de grafito. Estas micro-partículas se agrupan en forma de prismas hexagonales, lo que representa situaciones complejas, desde el punto de vista de la modelación neutrónica, porque es necesario considerar la interacción de los neutrones primeramente entre las micro-partículas y posteriormente entre los combustibles hexagonales [7]; esto es lo que se le denomina doble heterogeneidad [8].

Otros aspectos característicos de los HTGR relacionados con la modelación neutrónica son los siguientes [9]:

- 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 (neutron streaming effect).
- Debido al uso del grafito como moderador, una gran parte del espectro neutrónico es epi-térmico, por lo tanto las deficiencias de los modelos clásicos del tratamiento del efecto de autobloqueo de las resonancias, pueden ser amplificadas.
- 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 [10], 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 [11], relación de partículas fisibles/fértiles, etc. Las diversas configuraciones del núcleo obtenidas son frecuentemente 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 [12], 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 [13].
- 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).

Por lo tanto, según los aspectos mencionados, y debido a la escasez de datos experimentales, y a que se trata de un tema de investigación de frontera, el objetivo de esta tesis es el desarrollo de modelos, diseño y análisis del combustible de los reactores tipo GT-MHR.

En el Capítulo 1 de esta tesis se presentan los principales elementos que describen la planta prototipo GT-MHR, así como una breve descripción del núcleo.

El Capítulo 2 aborda el método de Monte Carlo y la descripción del código MCNPX 2.6.0, empleados en esta tesis.

En el Capítulo 3 se describen los fundamentos de modelado y las etapas que llevan al diseño del núcleo completo del GT-MHR.

En el Capítulo 4 se expone un método de simplificación del modelado de combustible, llamado RPT, que permite sustituir las partículas combustibles por un combustible diluido en la construcción de modelos equivalentes. Se presenta, también, el desarrollo de modelos fraccionales del núcleo y un modelo definido por ensambles individuales.

Los resultados de la simulación del quemado de combustible de los modelos del núcleo GT-MHR se presentan en el Capítulo 5.

En el Capítulo 6 se plantea un núcleo de GT-MHR que emplea acero de rápida desactivación, en sustitución de grafito como reflector, con el fin de reducir el volumen de grafito radiactivo producido en este tipo de reactores, y se compara su desempeño con el núcleo original.

Al final se exponen las conclusiones de la investigación realizada.

Capítulo 1

El reactor nuclear modular de helio con turbina de gas.

En el presente capítulo se describen los elementos principales de la planta prototipo GT-MHR, sus índices básicos de operación, ciclo termodinámico y una breve descripción del núcleo, combustible, moderador y refrigerante del reactor.

1.1 Antecedentes

General Atomic (GA) y el Ministerio para la Energía Atómica de la Federación Rusa (MINATOM) iniciaron en 1993 el convenio de cooperación para el desarrollo del GT-MHR con el propósito de construir, probar y operar un prototipo en la Federación Rusa, que ambos desarrollarían como un producto de exportación. Después de dos años el objetivo fue cambiado para utilizar la primera implementación para la destrucción de plutonio proveniente de armas nucleares en la Federación Rusa. Posteriormente se amplió la negociación para ampliar la base de participantes en el programa. En enero de 1996 se incorporó Framatom de Francia y en enero de 1997 Fuji Electric de Japón se integró al programa GT-MHR. [1,2]

GA, en los EE.UU., y la Oficina de Diseño Experimental de Construcción de Maquinaria (OKBM), en la Federación Rusa, están desarrollando conjuntamente la planta prototipo GT-MHR, que es un reactor de nueva generación, desarrollado en el marco de acuerdo de las cuatro empresas. El desarrollo del GT-MHR fue encabezado inicialmente con un diseño de General Atomic en la década de 1990, basado en un reactor MHR de 450 MWt con núcleo anular. Se examinaron varias opciones con respecto a la unidad de conversión de energía, es decir, el ciclo de vapor, y los ciclos directos e indirectos del ciclo de GT. [5]

La revisión del proyecto se llevó a cabo en Francia en 1999 con la participación de expertos de Rusia, Estados Unidos, Japón y la Comunidad Europea. El diseño actual (KOBM 2003) es resultado de una nueva iteración de los últimos GT-MHR, y se ha modificado para dar una mayor densidad de potencia y mejorar la economía. [6]

1.2 Descripción de la planta GT-MHR

En su diseño conceptual se incorporan los siguientes conceptos técnicos: alta eficiencia de generación de energía eléctrica con cerca del 48%, y el aumento en la seguridad de la planta basada en la incorporación de nuevas tecnologías innovadoras. Específicamente, el uso de combustible en forma de partículas recubiertas por varias capas que retienen los productos de fisión a altas temperaturas, el empleo de una grande turbina de gas, el diseño de un eje vertical para la turbo-máquina con cojinetes electromagnéticos, y alta eficacia en los intercambiadores de calor compactos [2,6].

La seguridad es inherentemente mejor por que no depende del ciclo de vapor, lo que implica que no “*flashea*”, que significa que dado que no depende del ciclo del vapor, “*hervir es imposible*”. Otros puntos importantes son que no hay interacción neutrónica con el refrigerante, no hay reacciones químicas entre el refrigerante y el combustible, así como la falta de producción de productos corrosivos que corroan elementos de la planta. Los

sistemas pasivos de seguridad incluyen un coeficiente negativo de la reactividad que directamente involucran la potencia del núcleo y la densidad de potencia. La ubicación bajo tierra de las unidades que forman el módulo GT-MHR, y sus sistemas pasivos de seguridad, incrementa la protección ante aviones y ataques terroristas [3].

Se le denomina modular debido a que consiste de dos unidades integradas: el reactor de alta temperatura y el sistema de conversión de energía con ciclo directo gas-turbina. El módulo del reactor GT-MHR se encuentra en un edificio de contención subterráneo, como se muestra en la Figura 1.1. La estructura de sujeción se muestra en la Figura 1.2. Es importante señalar que no se trata de un edificio de contención, sino de sujeción, debido a que una gran parte de la seguridad de la planta depende de las características de la partícula combustible TRISO.

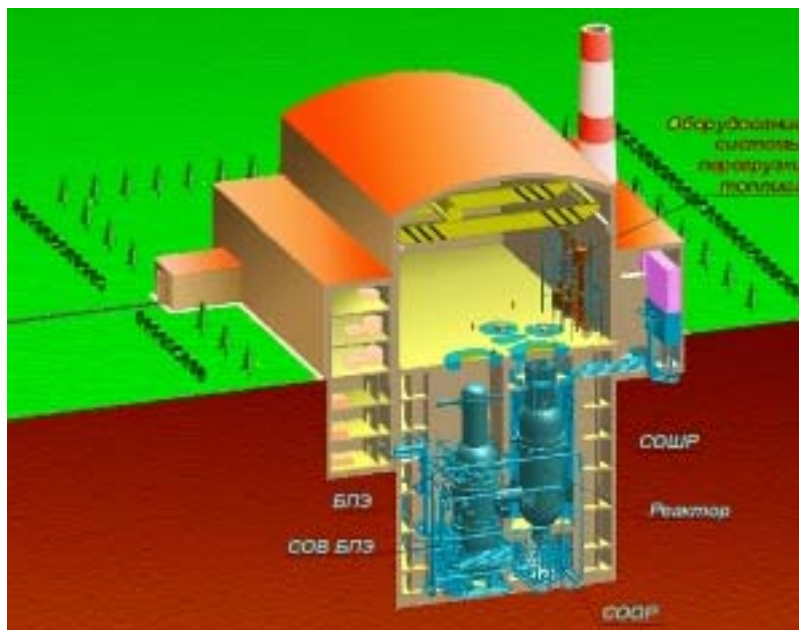


Figura 1.1 Módulo GT-MHR.

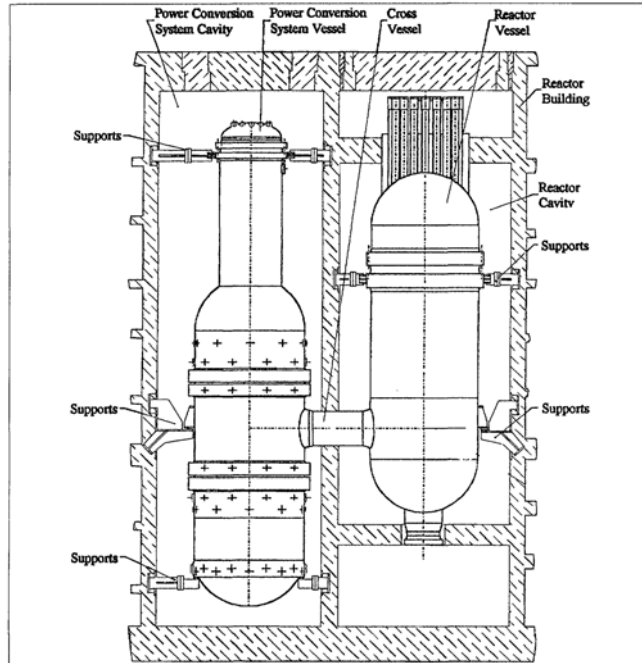


Figura 1.2 Estructura de sujeción.

La planta consiste esencialmente en dos vasijas a presión que se encuentran interconectadas, como se ilustra en la Figura 1.3. Ambas vasijas se encuentran dentro de una estructura de contención de concreto localizada por debajo del suelo en un silo subterráneo de concreto de 25.9 m de diámetro por 42.7 m de profundidad. La vasija del reactor es de acero de aleación de alta resistencia 9Cr-1Mo-V. La primera vasija contiene el sistema del reactor: el núcleo del reactor, barras de control, penetraciones de acceso para el reabastecimiento de combustible, apagado del sistema de refrigeración y otros elementos internos del reactor. Los 600 MW (t) del reactor son enfriados con helio a una presión de 7 MPa.

La segunda vasija contiene el sistema de conversión de energía (*power conversion unit*, PCU) que consiste en un generador, turbina y dos secciones del compresor montado sobre un único eje que gira sobre cojinetes magnéticos, lo que elimina los efectos producidos por fricción y mejora la estabilidad del eje. La transmisión común transmite la rotación de la turbina al generador y al compresor a una velocidad de 4400 rpm. La vasija contiene tres intercambiadores de calor compactos (recuperator, precooler, intercooler). El de mayor importancia, el recuperador, tiene 95% de eficacia que recupera calor extraído de la turbina, y aumenta la eficiencia de la planta del 34% al 48%. [4]

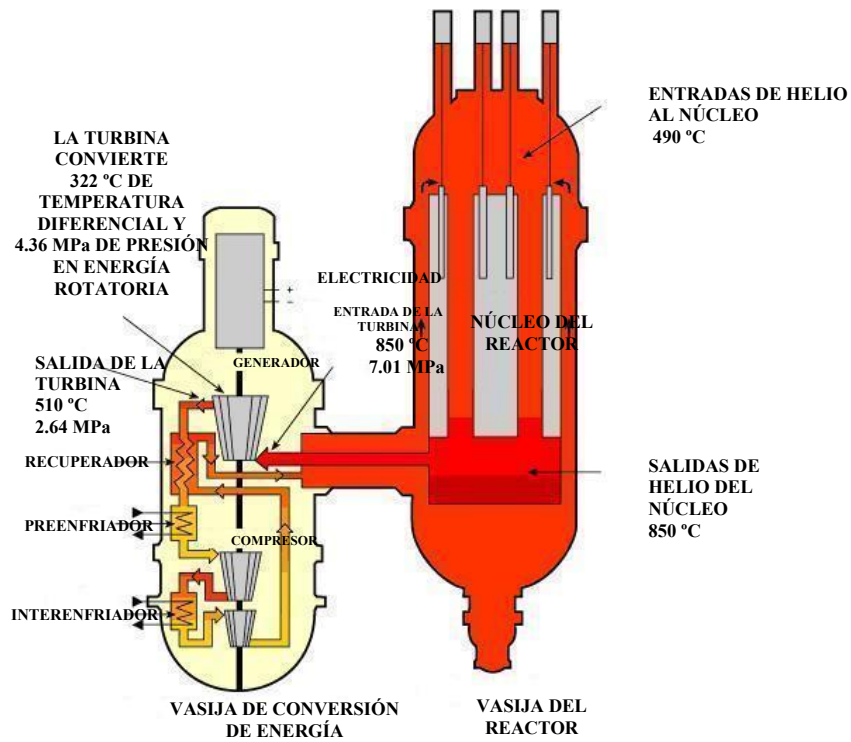


Figura 1.3 Módulos del reactor GT-MHR.

La vasija del reactor se encuentra rodeada por el Sistema de Refrigeración de la Cavity del Reactor (*Reactor Cavity Cooling System*) que permite remover de forma pasiva el calor del núcleo sin refrigerante principal (ver Figura 1.4 y Figura 1.5). [3]

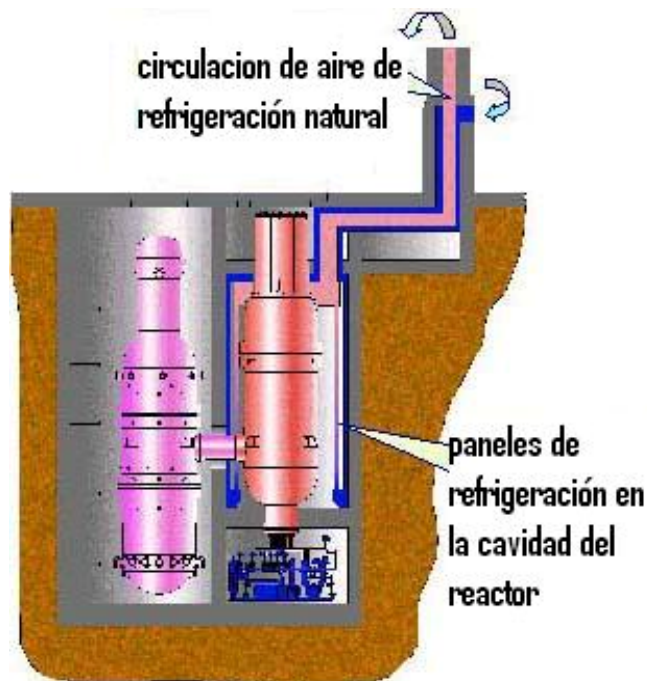


Figura 1.4 Sistema de refrigeración pasiva de la Cavity del Reactor (RCCS).

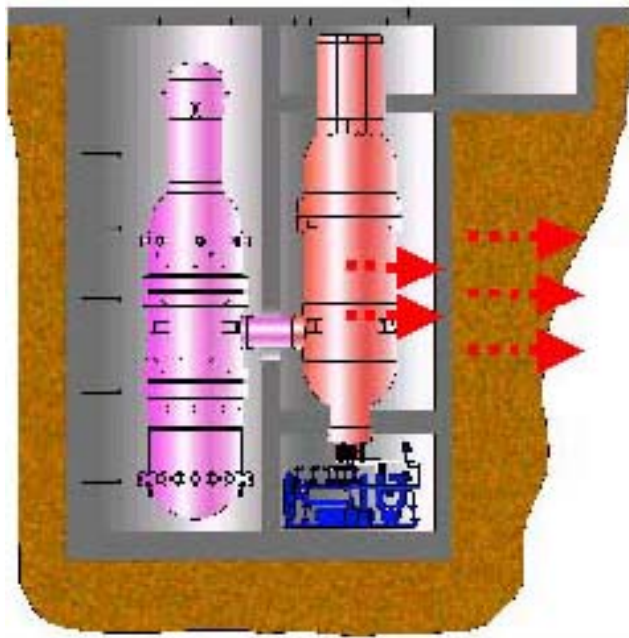


Figura 1.5 Dispersión pasiva debido a la radiación, convección y la conducción de calor.

El GT-MHR es un reactor ultra-seguro, la experiencia es representativa de un diseño de reactor avanzado de Generación IV. Aprovecha las propiedades únicas del gas helio como refrigerante, el grafito como moderador y las partículas recubiertas como combustibles. Una de las características inherentes de seguridad en reactores refrigerados por gas es su capacidad de mantener un ambiente de gas para la refrigeración del núcleo en condiciones de accidente extremo con pérdida de capacidad de circulación forzada del refrigerante. En esta situación el Helio remanente permanece en la vasija si ésta no se ha dañado. Durante el funcionamiento normal, la energía térmica de la central se elimina por convección forzada, y en caso de accidente grave, en el que el flujo de refrigerante y / o la contención del refrigerante se pierde, se elimina por conducción, radiación o por circulación natural. [3]

El diagrama esquemático de la planta se observa en la Figura 1.6.

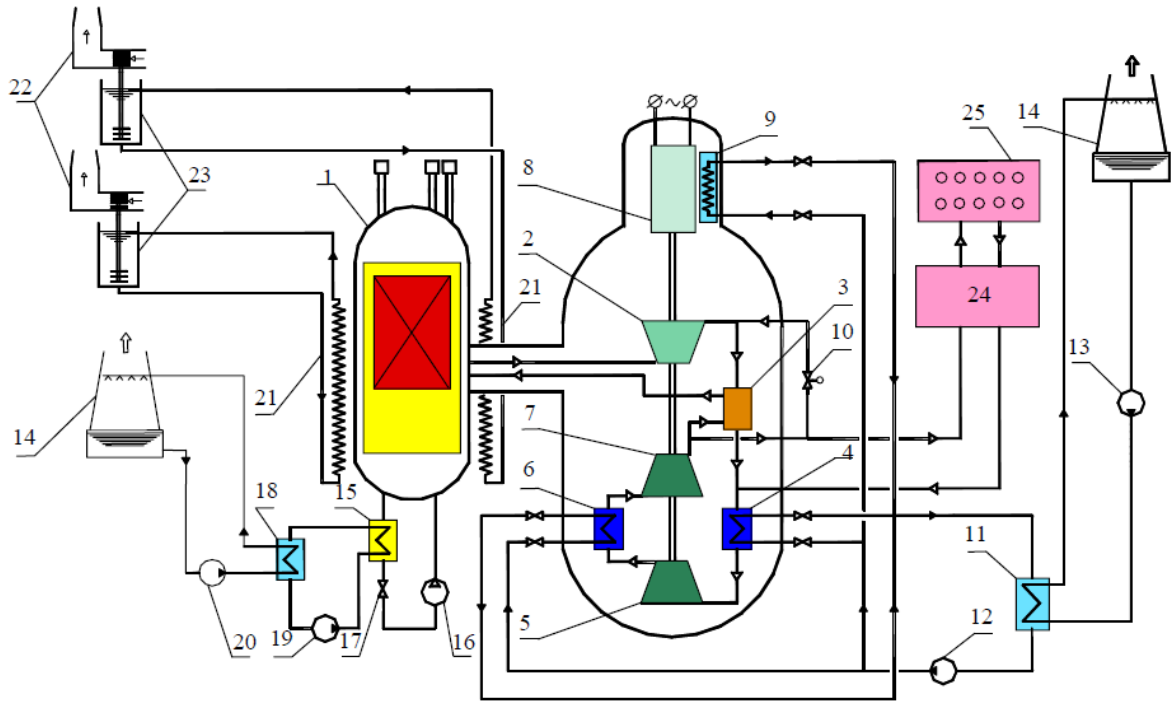


Figura 1.6 Diagrama esquemático de la planta GT-MHR NPP.

1- reactor, 2- turbina, 3- recuperador, 4- preenfriador, 5- compresor de baja presión, 6- interenfriador, 7- compresor de alta presión, 8- generador, 9- enfriador del generador, 10- válvula de paso del sistema de control y protección TM, 11- intercambiador de calor de la unidad de conversión de potencia (*power conversion unit, PCU*) sistema de agua de refrigeración (*cooling water system, CWS*), 12- bomba PCU CWS, 13- bomba del sistema de abastecimiento de agua de recirculación, 14- torre de enfriamiento, 15- sistema de refrigeración de apagado del reactor (*reactor shutdown cooling system (SCS)*) intercambiador de calor de la unidad, 16- SCS circulador de gas de la unidad, 17- SCS válvula de aislamiento de la unidad de circulación de gas, 18- SCS CWS intercambiador de calor, 19- SCS CWS bomba, 20- bomba del sistema de abastecimiento de agua de recirculación fiable, 21- Refrigerador superficial del sistema de enfriamiento de la parada del reactor, 22- conductos de aire, 23- intercambiadores con tubos de calor, 24- sistema de purificación del circuito primario, 25- sistema de almacenamiento y transporte de helio.

En la Tabla 1.1 se presentan los índices básicos que describen la planta prototipo GT-MHR.

Tabla 1.1 Índices básicos del prototipo de la planta GT-MHR [2].

Descripción	Índices
Capacidad de la planta - térmica, MW - eléctrica, MW	600 285
Ciclo de conversión de potencia	Brayton, con turbina de gas en el ciclo primario
Eficiencia del sistema de conversión de potencia	Aprox. 48 %
Tipo de núcleo	Anular de ensambles de combustible prismáticos hexagonales
Tipo de combustible	Microesferas de recubrimiento cerámico multicapas
Densidad de potencia	6.5 MW/m ³
Promedio del quemado del combustible	640 MWdía/kg
Duración de vida del combustible	750 días – para combustible Plutonio
Duración de la operación entre recarga de combustible	250 días
Relación de reabastecimiento de combustible.	3
Vida útil de los equipos básicos de diseño.	60 años
Total de costos de la construcción.	355 US M \$
Costo de la energía eléctrica producida.	1.62 cent/kW

El nivel de seguridad del reactor GT-MHR se encuentra en sus características estructurales y propiedades físicas de los componentes del núcleo, como son:

- El empleo de combustibles basados en partículas pequeñas (TRISO) recubiertas por capas de pirocarbón y carburo de silicio que permiten la contención de los productos de fisión sin requerir procesamientos extra tras su quemado.
- La geometría anular del núcleo permite el apagado del reactor debido a su capacidad de acumular calor en condiciones de emergencia y a la eliminación del calor pasivo por radiación, conductividad térmica y convección en el combustible, dentro de los límites de operación segura. Inclusive con la pérdida de refrigerante.
- Retroalimentación negativa con la temperatura del núcleo y la potencia del reactor (coeficiente de temperatura de reactividad negativa)
- Empleo de grafito como material de base.

Las características anteriores permiten cumplir con las condiciones de no proliferación, en parte debido a que no existe la tecnología para el reprocesamiento de partículas combustibles recubiertas por materiales cerámicos, insertadas en matrices de grafito. Existe la posibilidad de usar como combustible Uranio, Plutonio, Uranio-Plutonio, Uranio-Torio empleando las mismas condiciones de diseño del núcleo. [2]

Como se muestra en la Figura 1.7 y Figura 1.8, las temperaturas del combustible siguen siendo inferiores a los límites de diseño durante los eventos de pérdida de refrigeración, las partículas TRISO permanecen estables a temperaturas más allá de este accidente. [4]

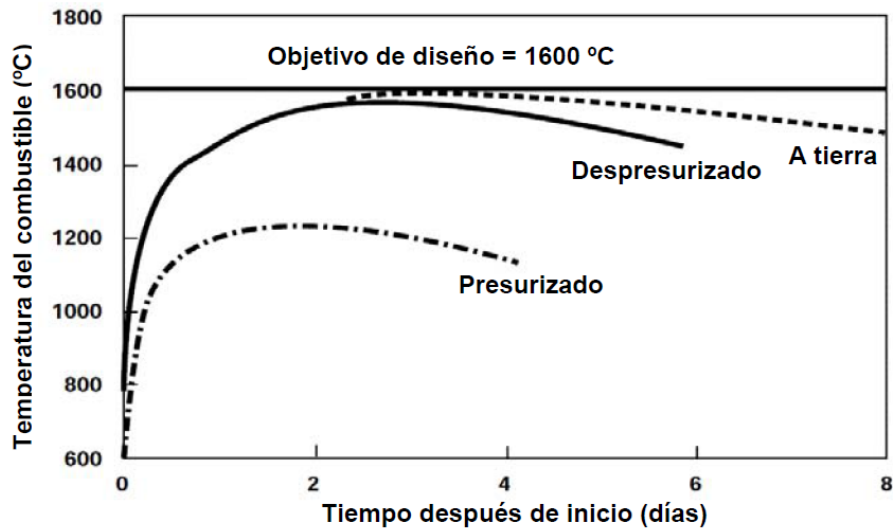


Figura 1.7 Temperatura del combustible ante un accidente de pérdida de refrigerante.

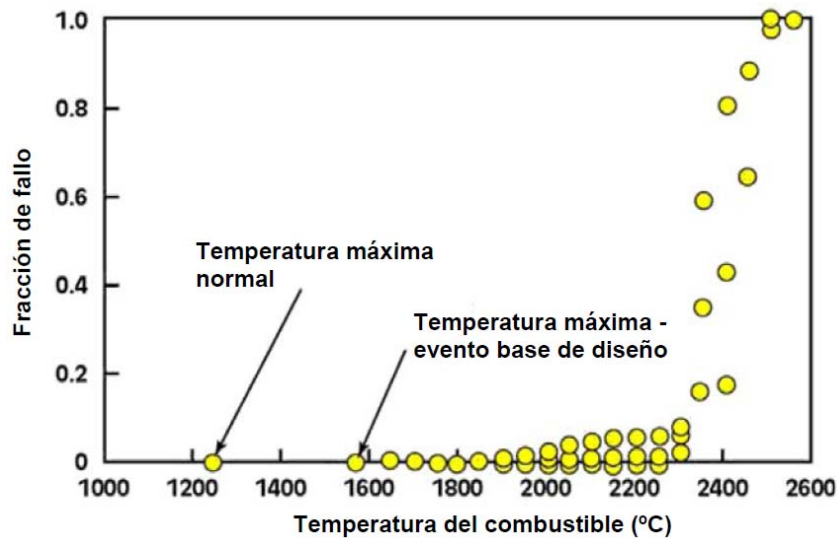


Figura 1.8 Estabilidad de la partícula con respecto a la temperatura.

1.3 Ciclo termodinámico. [5,6]

El ciclo Bryton consiste, en su forma más básica, en una etapa de compresión isentrópica A-B (en un compresor), una etapa de calentamiento isobárico B-C, una expansión isentrópica C-D (en una turbina) de un fluido termodinámico compresible y rechazo de calor a presión constante D-A. Es el ciclo ideal para las máquinas de turbina de gas. Se muestra en la Figura 1.9.

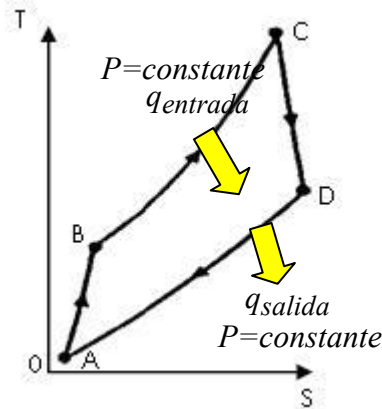


Figura 1.9 Diagrama del ciclo Brayton en función de la entropía S y temperatura T.

El ciclo directo Brayton, mostrado en la Figura 8 implementado en un ciclo directo como se muestra en la Figura 1.10, tiene un fuerte impacto en la economía. Mediante el uso de este ciclo de conversión de energía directa, el sistema logra una mayor eficiencia que el ciclo indirecto (Figura 1.11). Además, debido a que hay menor número de componentes, hay un menor costo de capital. El uso de un intercambiador de calor intermedio (*intermediary heat exchanger*, IHX), como el mostrado en la Figura 1.11, tuvo algunos problemas técnicos y de costo mucho mayor. Un IHX representa tuberías adicionales y la posibilidad de fugas, así como una mayor pérdida de presión en el sistema. Estos problemas se eliminan mediante el uso de un ciclo directo como se muestra en la Figura 1.10, en el que no se encuentra ningún circuito secundario y que no aumenta los costos debido a los costos de mayor material. La eliminación de la IHX tiene además la ventaja añadida de un aumento en la eficiencia térmica de aproximadamente 2% al 3%, así como menores costos de desarrollo, y construcción más simple.

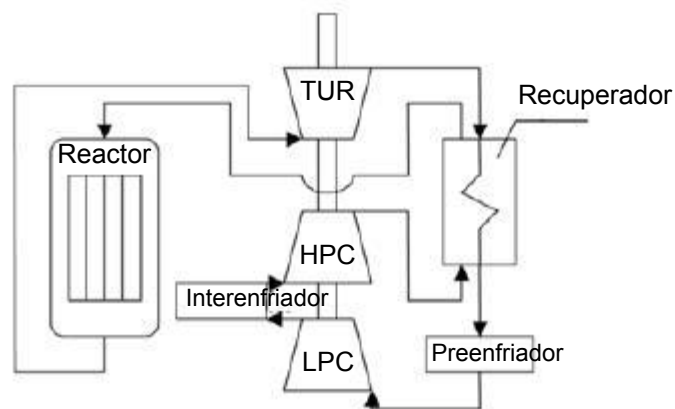


Figura 1.10 Diagrama de flujo ciclo directo GT-MHR.

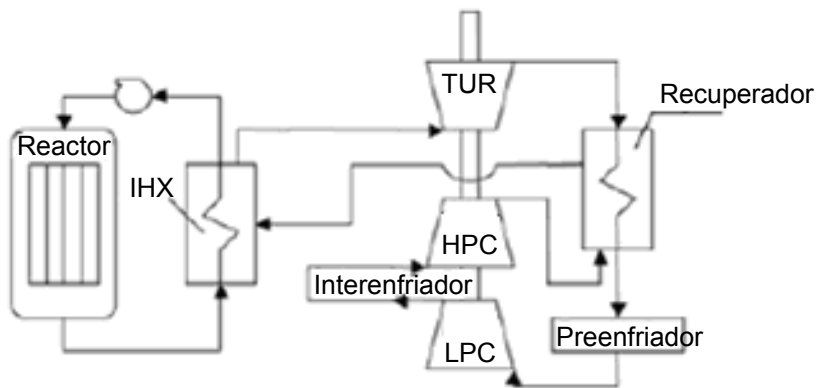


Figura 1.11 Diagrama de flujo ciclo indirecto GT-MHR.

En el ciclo directo, en el lado secundario, el reactor es esencialmente reemplazado por el IHX. Esto permite una cierta flexibilidad y más posibilidades de ampliación futura, pero al final cae con los motivos ya mencionados anteriormente. Desde un punto de vista termodinámico, sin embargo, ambos sistemas son idénticos, ya sea con el reactor, o bien usando el IHX como fuente de alimentación (Figura 1.12 y Figura 1.13). Sin embargo, debido al descenso de la temperatura en todo el IHX, la temperatura de entrada a la turbina será menor en el ciclo indirecto, lo que reduce la eficiencia de conversión de ~ 2% a 3%, como se mencionó anteriormente.

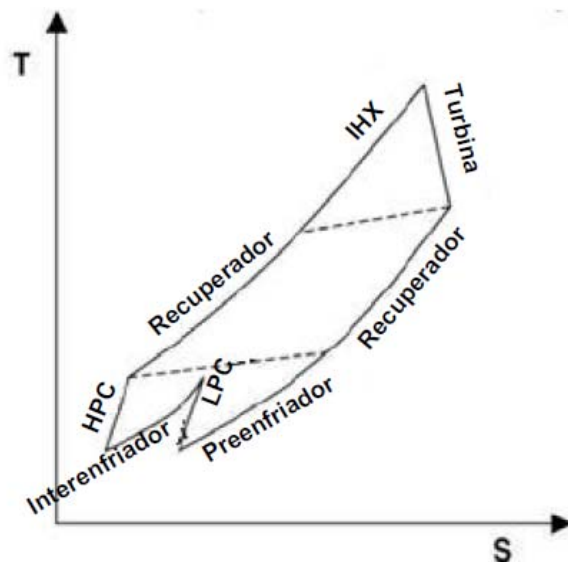


Figura 1.12 Diagrama Temperatura-Entropía para el ciclo indirecto Brayton.

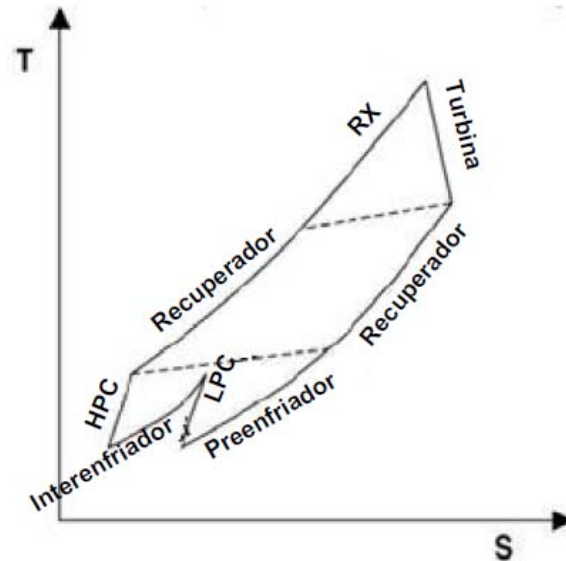


Figura 1.13 Diagrama Temperatura-Entropía para el ciclo directo Brayton.

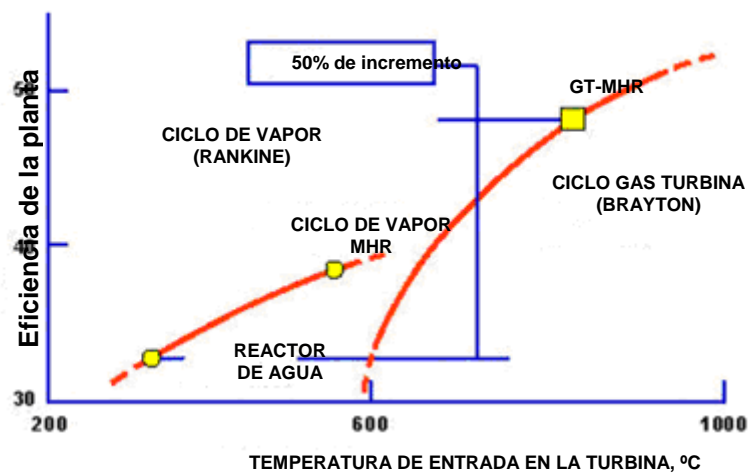


Figura 1.14 Eficiencia térmica de plantas.

El reactor GT-MHR es el resultado de 40 años de trabajo en el área de reactores nucleares para sistemas de ciclo Brayton. Las altas temperaturas de operación de la planta permiten una alta eficiencia térmica como se muestra en la Figura 1.14, en las que es observable la diferencia y ventajas sobre los actuales sistemas de agua ligera. El diseño del reactor modular de helio proporciona una flexibilidad adicional para ser utilizado con las plantas de generación de hidrógeno u otros procesos industriales, que requieren calor para procesos industriales de alta temperatura.

El diseño único de la PCU del ciclo Brayton ofrece ventajas adicionales sobre turbinas de vapor convencionales de reactores tipo LWR. Junto con la MHR la eficiencia de $\sim 47\%$ - 51% son alcanzables; mucho mayor que el $\sim 32\%$ de los reactores de agua ligera convencional. Además, la PCU del MHR requiere una estructura de sujeción más pequeña y sin edificio de contención como los de reactores de agua ligera. La naturaleza modular de turbina de gas MHR facilita la preconstrucción y montaje remoto en el lugar, reduciendo significativamente los costos y el tiempo de construcción.

1.4 Descripción del núcleo del GT-MHR.

El núcleo activo consiste de 102 columnas por 10 bloques de altura, dispuestos en anillos, y bloques prismáticos hexagonales de grafito usados como reflector reemplazable, central y lateral. Además, tiene grafito reflector permanente y vasija de contención, 36 barras de control de operación, 12 barras de inicio de operación (ver Figura 1.15 y Figura 1.16).

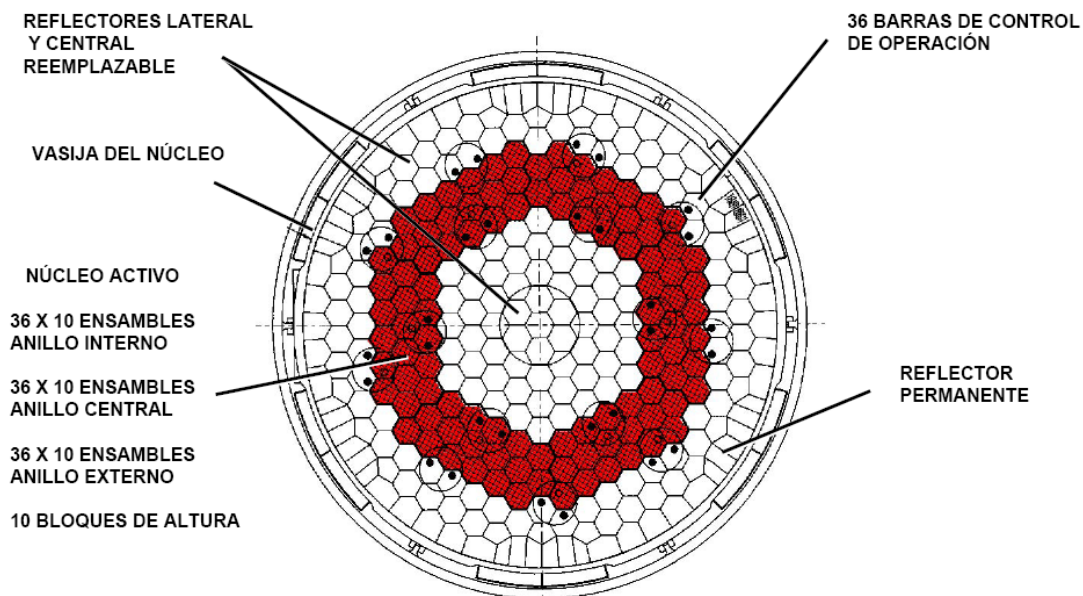


Figura 1.15 Vista radial del núcleo GT-MHR.

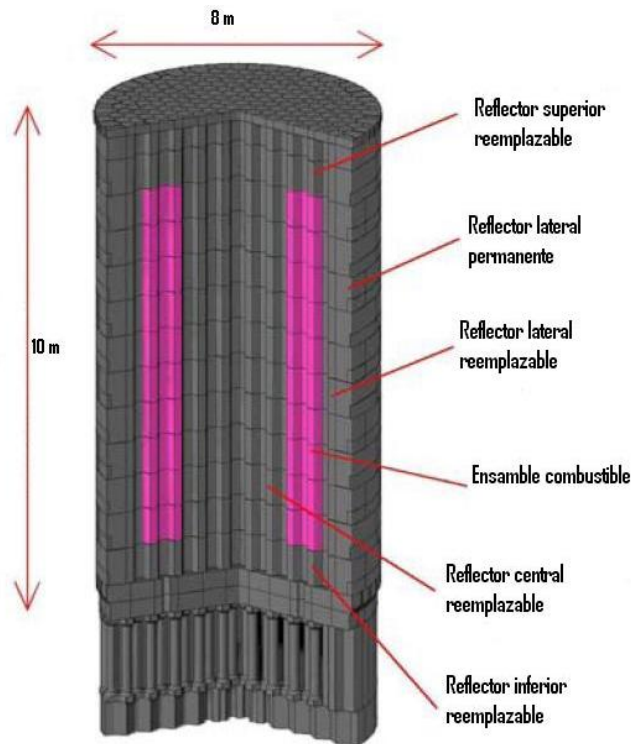


Figura 1.16 Corte lateral del núcleo.

El diseño base del GT-MHR emplea elementos de grafito en las diversas fases del combustible, elementos de grafito como reflector y apoyo básico de grafito en elementos estructurales. El grafito utilizado para estos componentes debe cumplir con ciertos requisitos de diseño y los efectos de la irradiación en las propiedades de grafito deben permanecer dentro de estos límites. Es importante señalar que el grafito de pureza nuclear no ha estado en producción en los EE.UU., ni en ningún otro país durante muchos años.

1.5 Partícula combustible TRISO (TRIPLE ISOTROPIC COATED FUEL PARTICLE).

El éxito de la seguridad del reactor GT-MHR recae en gran medida en la calidad de la partícula combustible recubierta, en la que se encuentra integrado un sistema de seguridad multicapas que funciona como un pequeño contenedor con combustible en el interior como se muestra en la Figura 1.17, que durante el proceso de quemado de combustible opera como una pequeña vasija a presión que retiene los productos de fisión. Las partículas recubiertas de combustible pueden soportar temperaturas extremadamente altas sin perder su capacidad de retener los productos de fisión aun en condiciones de accidente severo. La temperatura central puede permanecer en rangos de 1600°C, cientos de horas sin perder la integridad del recubrimiento. Para los eventos base de diseño el pico de temperatura del combustible se espera que no supere 1460°C. [4]

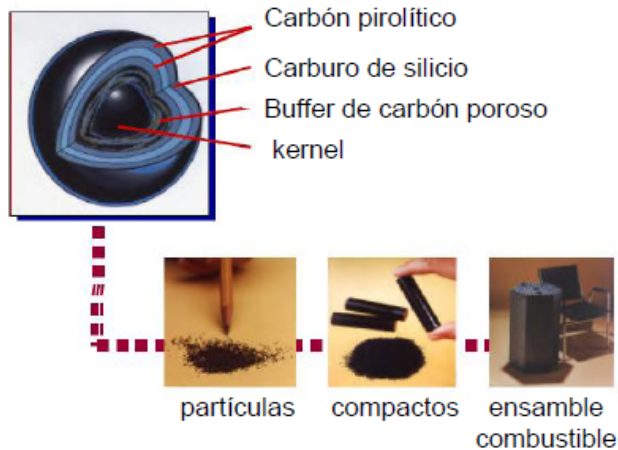


Figura 1.17 Combustible del núcleo GT-MHR.

1.6 Moderador grafito.

El grafito puede soportar temperaturas aún más elevadas que el combustible y sin daños estructurales, que complementa la capacidad del combustible de alta temperatura. El grafito también soporta ciertos productos de fisión, reduciendo aún más las posibles liberaciones de radiactividad. Las enormes estructuras de grafito en el núcleo proporcionan una capacidad de retención de calor muy grande.

1.7 Helio - refrigerante del reactor.

El helio es químicamente inerte y transparente neutrónicamente, lo que significa que no va a agravar un accidente al participar en cualquier reacción química o nuclear. El Helio no va a cambiar de fase en el reactor, por lo que es imposible tener problemas de flujo en el reactor, como las burbujas de vapor de agua que afectan a la reactividad y control de la temperatura en los reactores refrigerados por agua. La cavitación de la bomba no puede ocurrir. El uso de helio minimiza los problemas de corrosión del sistema primario y reduce la acumulación resultante de subproductos radiactivos asociados con reactores refrigerados por agua. [5]

Capítulo 2

Descripción del método de Monte Carlo.

En este capítulo se presenta una breve descripción del método de Monte Carlo, así como del código MCNPX, basado en este método, seleccionado para la resolución del problema de la presente tesis. El MCNPX 2.6.0 es un código de transporte de radiación de propósito general para rastrear diferentes tipos de partículas en un amplio intervalo de energías. El código trata una configuración arbitraria en tres dimensiones basada en celdas y materiales, soporta el quemado de combustible incorporando el módulo CINDER90, que incluye 3400 isótopos y 1325 productos de fisión.

2.1 Fundamentos básicos.

El método de Monte Carlo debe su nombre a la ciudad de Monte Carlo debido al uso de la ruleta como juego de azar que genera números aleatorios durante el juego. Se desarrolló a partir de 1944 con fines de investigación para el desarrollo de la bomba atómica durante la segunda guerra mundial, como parte del proyecto Manhattan. Su invención se atribuye generalmente a Fermi, Von Neumann, Ulam y Richtmyer, para calcular la difusión de neutrones en un material usando las computadoras como herramientas de apoyo para realizar cálculos y estimaciones más complejas.

En general, las soluciones numéricas de un sistema físico dado se basan en un modelo matemático a partir del cual se obtienen y resuelven las ecuaciones integro-diferenciales que describen el estado del sistema. Sin embargo, existen problemas complejos, como son las interacciones nucleares, en los cuales se puede recurrir a la simulación teórica de dichos procesos físicos, sin necesidad de resolver completamente las ecuaciones del sistema, aunque se requiere conocer las funciones de densidad de probabilidad que describen el comportamiento del sistema.

En el método de Monte Carlo se construye un modelo estocástico, que basándose en las funciones de densidad, modela secuencialmente eventos individuales de una variable aleatoria. De este modo, teóricamente se siguen todos los eventos e interacciones que sufre cada partícula desde su nacimiento hasta que alcanzan una condición terminal: absorción, escape, energía de corte, etc. La misma situación se aplica para todas las partículas creadas en el proceso. Para cualquier evento se debe generar un número aleatorio, fundamentándose en las funciones de densidad de probabilidad, que definirán el tipo de interacción y otros parámetros. Posteriormente se calculará el valor 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, con un grado de medida de confianza. Debido a que el método se basa en conceptos estadísticos el resultado no es único, sino que es una estimación del “valor verdadero” con un intervalo de confianza. Esta es una de las desventajas, pero este error asociado al resultado se puede reducir hasta un nivel aceptable. Una mayor confianza y precisión en el valor promedio se logra incrementando el número de historias simuladas, lo que implica un mayor tiempo de cómputo.

Inicialmente una historia comienza calculando la probabilidad de que se cree una partícula, basados en procesos aleatorios. De forma semejante se obtiene la energía, la posición y la dirección inicial de la trayectoria de dicha partícula, que son independientes entre sí.

Posteriormente se simulará la distancia libre media que recorrerá antes de interactuar y el tipo de colisión que sufrirá. La energía y dirección de las partículas dispersadas y de las partículas secundarias son variables aleatorias que se calculan en la simulación. Este proceso se continúa para cada una de las partículas que se va generando hasta que se alcanza una condición terminal. En la Figura 2.1 se muestra gráficamente una historia aleatoria de eventos que sufre un neutrón al incidir en un material. [1,2]

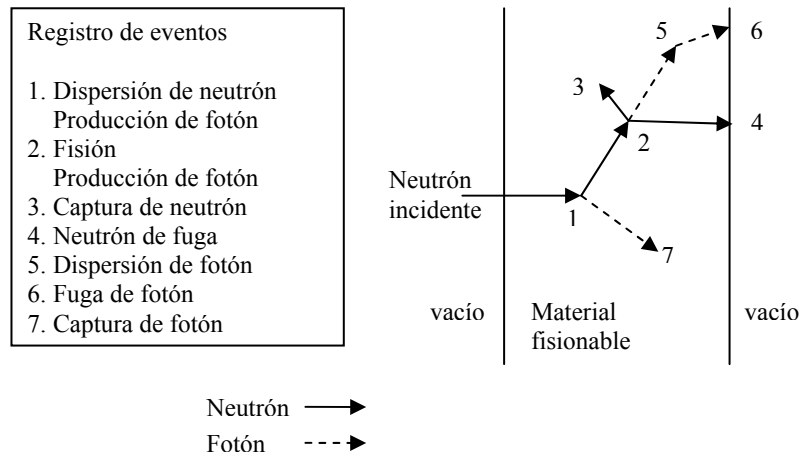


Figura 2.1 Historia aleatoria de un neutrón incidente.

En el método de Monte Carlo la historia de los neutrones se reproduce en detalle en la computadora, cada etapa en la vida del neutrón se puede determinar mediante varias funciones de distribución de probabilidad. La probabilidad que un neutrón se mueva una distancia dx sin ningún tipo de interacción está dada por $p(x)=\exp(-\Sigma_t x)dx$. La localización de una interacción se determina con la función $p(x)=\Sigma_t \exp(-\Sigma_t x)$. El tipo de interacción se determina por tasas de secciones eficaces, por ejemplo σ_s / σ_t que es la probabilidad de que una interacción sea una dispersión elástica. El ángulo de dispersión del neutrón, si es dispersado, se obtiene de una sección eficaz diferencial ($\sigma_s(\theta)$). Estas distribuciones de probabilidad son muestreadas en una computadora de modo que las historias calculadas de los neutrones sean reproducidas como ocurriría en el problema físico real.

La generación de números aleatorios es la base probabilística del método de Monte Carlo. Cada número debe ser independiente de otros números de la secuencia. Dos generadores aleatorios independientes proporcionarían estadísticamente el mismo valor promedio de salida. Un modo de obtener estos números es mediante un proceso físico aleatorio. La desventaja de este proceso es que la generación de número es muy lenta, además de requerir mucho espacio de memoria y sin la posibilidad de reusar la secuencia. Se prefiere crear una secuencia de números pseudoaleatorios de alta calidad que superan pruebas de aleatoriedad de carácter empírico y teórico.

Los resultados de la simulación de Monte Carlo son tan buenos como bueno es el modelo utilizado. Una vez que el modelo ha sido validado y normalizado, puede ser extendido para incluir situaciones que no se pueden lograr con facilidad de otra manera, para conseguir de este modo que ahora sí pueda ser investigado.

Las variables implicadas en la trayectoria aleatoria en un medio determinan el estado α de una partícula (ver Figura 2.2), y las coordenadas esféricas definen su dirección (ver Figura 2.3).

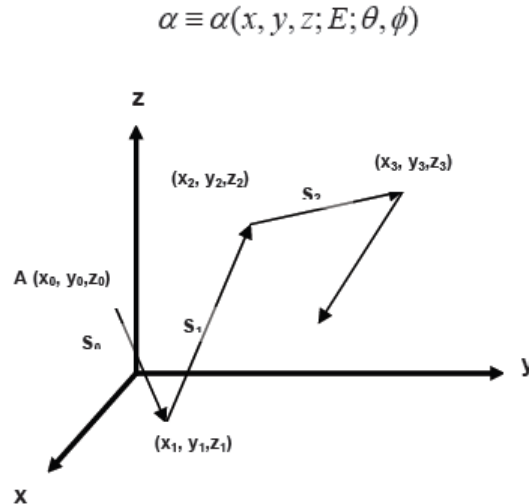


Figura 2. 2 Trayectoria de una partícula en un medio.

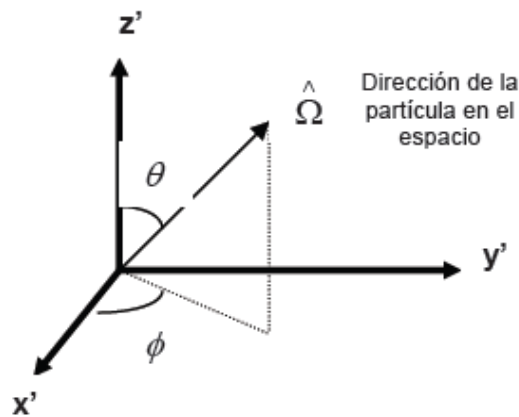


Figura 2. 3 Dirección de la partícula en coordenadas esféricas.

El i -ésimo estado, representa las coordenadas espaciales del punto donde ocurre la i -ésima colisión de la partícula, y su energía y dirección después de colisionar.

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

Después del estado inicial de la partícula, cada estado siguiente está en función del estado previo dentro del medio deseado; así se construye la historia de la vida de cada partícula.

En una dispersión después de una colisión, las coordenadas del punto de la siguiente colisión de la partícula se calculan de acuerdo a:

$$s = \text{longitud de la trayectoria de viaje de la partícula hasta su siguiente colisión} \quad (1)$$

$$\Sigma_t = \text{sección eficaz macroscópica total} \quad (2)$$

$$e^{-\Sigma_t s} ds = \text{probabilidad de que la partícula viaje la distancia } s \text{ sin tener una interacción} \quad (3)$$

$$\Sigma_t ds = \text{probabilidad de que la partícula tenga una interacción en el intervalo } ds \quad (4)$$

$$\Sigma_t e^{-\Sigma_t s} ds = \text{probabilidad de que la partícula tenga una interacción entre } s \text{ y } s+ds \quad (5)$$

Posteriormente, se establece, aleatoriamente, un valor de s (s_i) de la función dada por (5), y las coordenadas de la siguiente colisión se obtienen de (6).

$$\begin{aligned} x_{i+1} &= x_i + s_i (\text{sen } \theta_i \cos \phi_i) \\ y_{i+1} &= y_i + s_i (\text{sen } \theta_i \text{sen } \phi_i) \\ z_{i+1} &= z_i + s_i (\cos \theta_i) \end{aligned} \quad (6)$$

Los ángulos después de la dispersión también se pueden determinar; θ es el ángulo de reflexión y ϕ es el ángulo azimutal. Usualmente el ángulo ϕ es distribuido aleatoriamente en el intervalo de 0 a 2π . La energía de la partícula después de la dispersión se obtiene muestreando la función de probabilidad llamada función de distribución de Maxwell-Boltzmann (7), para la distribución de energía de los neutrones en equilibrio térmico con los átomos del medio.

$$n(E) = \frac{2\pi N}{(\pi kT)^{3/2}} E^{1/2} e^{-\frac{E}{kT}} \quad (7)$$

2.2 Cálculos de criticidad

Es de gran importancia estimar el valor del factor efectivo de multiplicación 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 un 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 del 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 de 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 1 a los escapes totales y regresar al paso 1 empezando otra historia; 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 que determina su probabilidad de ocurrencia:
 - a) Si a interacción es una dispersión, determinar la energía del neutrón después de la dispersión utilizando el siguiente número aleatorio. Continuar con el paso 3 para saber la trayectoria del nuevo 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 ese nuevo 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 en 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.

Repetir el proceso para tantos ciclos como sean requeridos para obtener una estadística apropiada.

MCNPX da los resultados en forma de conteos (llamados “*tallies*”, que es la cantidad a estimar o “*score*” promedio) relacionados al flujo de partículas, y a la deposición de energía obtenida al sumar todos los *scores* de todas las historias. Los *tallies* son entonces normalizados y acompañados por el error relativo estimado R , definido como la desviación estándar estimada del promedio (s_x) dividida entre el promedio estimado (\bar{x}).

Las cantidades requeridas para estimar el error son calculadas después de cada historia completa, considerando que las diferentes contribuciones a un *tally* de la misma historia están correlacionadas; para un *tally* bien comportado R es proporcional a $1/\sqrt{N}$ (N es el número de historias), de tal manera que si se desea disminuir R a la mitad, se debe incrementar el número total de historias 4 veces, y, para un *tally* pobremente comportado, R puede incrementarse conforme el número de historias se incrementa.

Este error relativo estimado se usa para obtener intervalos de confianza alrededor del promedio estimado. El Teorema del Límite Central establece que conforme N tiende a infinito hay una probabilidad del 68% de que el resultado verdadero se encuentre en el intervalo $\bar{x} \pm R$, una probabilidad del 95% en $\bar{x} \pm 2R$ y una probabilidad del 98% en $\bar{x} \pm 3R$.

2.3 Descripción del código MCNPX 2.6.0

El código MCNPX (*Monte Carlo N-Particle eXtended code*) se desarrolló en el laboratorio de Los Alamos y es el programa de computadora más completo basado en este método. Comúnmente se emplea para el desarrollo de nuevos reactores nucleares, así como en radioterapia, comportamiento de radiación en la atmósfera, evolución estelar, cálculos y predicciones económicas, además de otros campos. Ninguna parte del código es estática, su mantenimiento se encuentra a cargo del grupo *Transport Methods Group* (XTM) del *Applied Theoretical & Computational Physics Division* (X Division) que pertenece a *Los Alamos National Laboratory*. [1]

MCNPX 2.6.0 es un código de transporte de radiación de propósito general basado en Monte Carlo, diseñado para rastrear diferentes tipos de partículas en un amplio intervalo de energías. Es la nueva generación de la serie de códigos de Monte Carlo de transporte que se inició en *Los Alamos National Laboratory* (Figura 2.4 A).

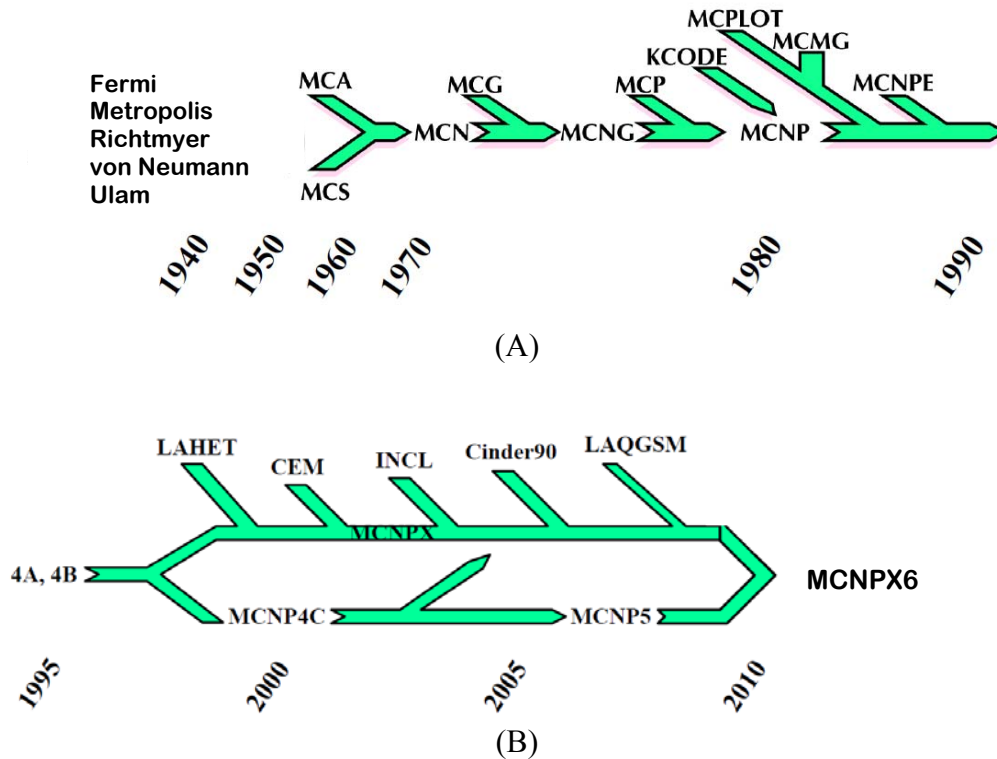


Figura 2.4 Evolución del código MCNP.

El programa MCNPX comenzó en 1994 como una extensión de MCNP4B y de LAHET 2.8, en apoyo al proyecto *Accelerator Production of Tritium Project* (APT) (Figura 2.4 B). El proyecto de desarrollo de MCNPX previó la incorporación formal de todas las partículas y a todas las energías, que también incluyera la mejora de los modelos de simulación de la física de las partículas, neutrones, protones y las bibliotecas fotonuclear hasta 150 MeV, la mejora en la formulación de la varianza y en las técnicas de análisis de datos. El programa también incluyó mediciones de secciones eficaces, experimentos de referencia Benchmark, desarrollo de códigos deterministas, y mejoras en el código de transmutación a través del proyecto CINDER90.

MCNPX 2.6.0 incluye la última liberación del código del *Radiation Safety Information Computational Center* (RSICC), después de la versión 2005 de MCNPX 2.5.0. MCNPX 2.6.0 incluye muchas capacidades nuevas, especialmente en las áreas de la transmutación, quemado y la producción de partículas retardadas. Puede ser utilizado para transporte de neutrones, fotones, electrones, o acoplados neutrón/fotón/transporte de electrones, incluyendo la capacidad para calcular los eigenvalores de los sistemas críticos. El código trata una configuración arbitraria en tres dimensiones, con los materiales determinados en las celdas geométricas. Las celdas son definidas y limitadas por superficies de primer, segundo grado, toro elíptico de cuarto grado, superficies definidas por puntos o superficies definidas por macrocuerpos (Apéndice A. Tabla A.1). Se utilizan datos de secciones eficaces (XS) en el espectro de energía continuo de las bibliotecas de datos nucleares ENDF/B como se muestra en la Figura 2.5. [1,3]

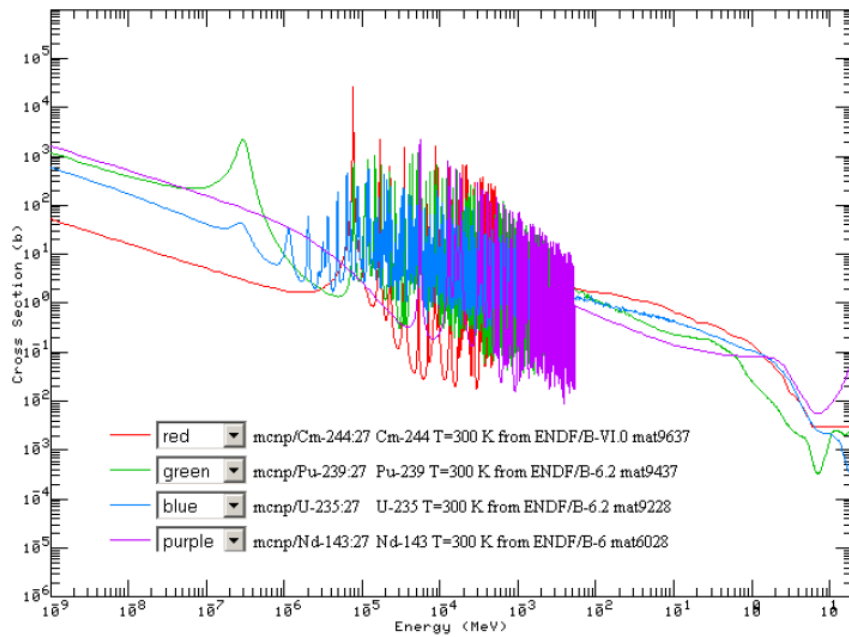


Figura 2.5 Secciones eficaces de energía continuas.

2.4 Cálculos de quemado.

La versión 2.6 del MCNPX calcula quemado de combustible en el tiempo, a diferencia de las versiones anteriores que no lo consideran. Para el quemado, el código MCNPX está ligado al código CINDER90, es decir, MCNPX realiza los cálculos de factor de multiplicación de neutrones, flujo neutrónico, tasas de reacción, etc.; y CINDER90 hace los cálculos de quemado del combustible nuclear para llegar a un inventario final después de un paso de quemado especificado. Esta información de inventario de isótopos es entregado de nuevo a MCNPX para hacer el cálculo de criticidad para el siguiente paso de tiempo, y así sucesivamente se alternan MCNPX y CINDER90 hasta alcanzar todos los pasos de quemado pedidos en el archivo de entrada.

CINDER90 es capaz de seguir en el tiempo las reacciones para 3400 isótopos y 1325 productos de fisión usando información de secciones eficaces y de decaimiento radiactivo, contenida en su biblioteca. La ecuación de quemado para un isótopo especificado es la siguiente:

$$\frac{dN_m}{dt} = -N_m(t)\beta_m + \bar{Y}_m + \sum_{k \neq m} N_k(t)\gamma_{k \rightarrow m}$$

Donde:

β_m Probabilidad total de transmutación para el isótopo m .

$\gamma_{k \rightarrow m}$ La probabilidad de que el isótopo k transmute, por absorción o decaimiento, al isótopo m .

\bar{Y}_m La tasa de producción de m .

$N_m(t)$ La densidad atómica del isótopo m , dependiente del tiempo.

MCNPX-CINDER90 realiza cálculos de quemado mediante un proceso que involucra cálculos de flujo en estado estable en MCNPX y de quemado en CINDER90. MCNPX realiza cálculos en estado estable para determinar los valores de flujo, tasas de reacción, la producción de neutrones de fisión (ν) y de energía liberada por fisión (Q), empleando 63 grupos de energía. CINDER90 toma esos valores y realiza los cálculos de evolución del combustible para generar el nuevo número de densidades que se usarán en el siguiente paso de tiempo. MCNPX toma los nuevos valores de densidades y genera otro grupo de flujos y tasas de reacción. Este proceso se repite como se muestra en la Figura 2.6 hasta el paso especificado por el usuario.

Para realizar los cálculos de quemado se utiliza el método llamado *Promediado de secciones eficaces para la aceleración de quemado* (Cross Section Averaging for Depletion Acceleration, CSADA). Esta aproximación es verdadera sólo si la forma del flujo varía linealmente entre los dos pasos de tiempo. Su método se describe a continuación:

1. MCNPX realiza cálculos de flujo y tasas de reacción al inicio del paso de tiempo.
2. Cinder90 toma los valores de flujo y tasas de reacción y realiza cálculos de quemado hasta la mitad del paso de tiempo $[t(i) \rightarrow t(i+1/2)]$ **cálculo predictor**.
3. A la mitad del paso de tiempo son recalculados los flujos y las densidades de colisión en estado estable.
4. Los nuevos valores de flujo y densidades de colisión son utilizados para realizar el cálculo de quemado sobre el paso de tiempo completo $[t(i) \rightarrow t(i+1)]$ **cálculo corrector**.

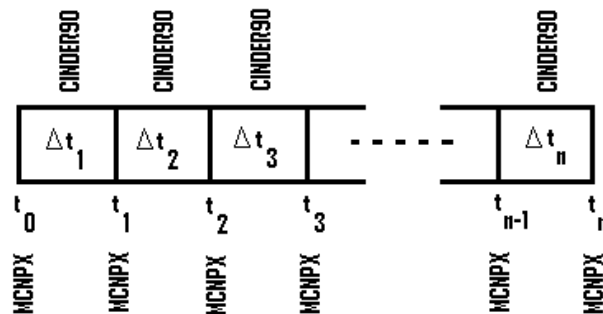


Figura 2.6 Diagrama de iteración de los códigos MCNPX y CINDER90.

2.5 Archivo de entrada.

El archivo de entrada está formado por tres secciones, cada línea de entrada se llama tarjeta, debido al modo de programación que empleaba tarjetas perforadas para cargar un programa en la computadora. Cuenta con tres bloques, en el primero llamado **Tarjetas de celdas** se define la geometría de las celdas y los materiales que la forman, el segundo bloque **Tarjetas de superficie**, define las superficies que son empleadas por el primer bloque para la definición de celdas. Los datos que se dan o se obtendrán del modelo se modelan en el bloque de **Tarjetas de datos**.

Bloque de mensajes {opcional}

Tarjeta en blanco {opcional}

Tarjeta de Nombre del Programa

Tarjetas de Celdas

Celda# material densidad ---superficies--- datos

Tarjeta en blanco

Tarjetas de superficie

Superficie# tipo ---parámetros---

Tarjeta en blanco

Tarjetas de datos

Todos lo demás (source, tally, physics, variance,...)

Tarjeta en blanco

El archivo de entrada se encuentra sujeto al siguiente formato:

Definición de comentarios:

- C al inicio de la tarjeta, columna 1
- \$ Después de la entrada de los datos.

La escritura en mayúsculas y minúsculas es irrelevante.

Límite de 80 columnas en cada tarjeta.

Condición de continuidad de la tarjeta

- dejar las primeras 5 columnas en blanco en la siguiente tarjeta
- o, marcar continuidad con & en la anterior

MCNPX interpreta una línea en blanco como el final de la información del bloque precedente y se detendrá de leer después de encontrar la línea de terminación al final de los bloques, por lo que este espacio puede usarse a discreción del usuario para documentar el programa o para retener las tarjetas que no se utilizan en la ejecución actual. [3]

Para los cálculos de criticidad se emplean las tarjetas KCODE con los datos para el cálculo de criticidad, KSRC o SDEF para ubicar geométricamente la fuente en el modelo. Para calcular el factor de multiplicación de neutrones se requiere ingresar en KCODE la siguiente información:

KCODE nsrck rkk ikz kct

nsrck número de historias;
rkk tanteo inicial de Keff;
ikz ciclos saltados antes de la acumulación de historias para calcular Keff
kct número total de ciclos en el problema.

La tarjeta KSRC define la distribución espacial inicial de neutrones de fisión localizada en puntos x, y, z.

KSRC $x1\ y1\ z1\ x2\ y2\ z2\ \dots$

La tarjeta de ingreso de fuentes de neutrones SDEF sirve para definir fuentes generales, algunas de sus variables más importantes son:

SDEF KEYWORD=value (s) ...

KEYWORD

CEL número de celda en la que se coloca.

SUR número de superficie, si se encuentra localizada en una superficie.

ERG Energía (MeV). Default ERG=14.

X Coordenada de posición.

Y Coordenada de posición.

Z Coordenada de posición.

Como ya se mencionó, el cálculo de quemado en MCNPX está a cargo del módulo CINDER90. Esta opción se encuentra limitada a problemas de criticidad descritos por la tarjeta KCODE. La biblioteca de CINDER90 incluye 3400 isótopos y 1325 productos de fisión.

En particular, se emplea la tarjeta de quemado definida por la tarjeta BURN para que el código haga la simulación del quemado de los materiales en el modelo con los parámetros que se le incluyen. Se puede seleccionar el resultado en base a tres subconjuntos de productos de fisión enumerados en la Tabla 2.1 para el quemado de los materiales, seleccionados en la opción mat de la tarjeta BURN. A continuación se muestra la descripción de la tarjeta.

BURN time=T1, T2, T3,...	T_i duración del tiempo para cada paso de quemado.
pfrac=F1,F2,F3,...	Fracción f_i del total de la potencia del sistema.
power=P	Potencia total del sistema (MW).
mat= M1, M2, M3,...	Material M_i a ser quemado.
omit=J1,N1,I11,I12,...	Para cada material J_i se omitirán los N isótopos I_i .
J2,N2,I21,I22,...	
afmin=A1 A2	A1 Fracción atómica por debajo del cual un isótopo no será rastreado A2 Criterio de convergencia de transmutación de la cadena en CINDER90.

bopt=B1, B2, B3 Parámetros de ordenamiento del contenido de la salida,
selección del conjunto de productos de fisión TIER1,
TIER 2, TIER 3 (ver Tabla 2.1) e inhabilitación de modelos físicos de
alta energía si los resultados son menores a un valor marcado.
matvol=V1, V2, V3 V_i es el volumen de todas las celdas con material m_i

Tabla 2. 1 Productos de fisión contenidos en los conjuntos TIER.

Tier1	Tier 2	Tier 3
		⁶⁹ Ga ⁷¹ Ga
		⁷⁰ Ge ⁷² Ge ⁷³ Ge ⁷⁴ Ge ⁷⁶ Ge
	⁷⁴ As ⁷⁵ As	⁷⁴ As ⁷⁵ As
		⁷⁴ Se ⁷⁶ Se ⁷⁷ Se ⁷⁸ Se ⁷⁹ Se ⁸⁰ Se ⁸² Se
	⁷⁹ Br ⁸¹ Br	⁷⁹ Br ⁸¹ Br
	⁷⁸ Kr ⁸⁰ Kr ⁸² Kr ⁸³ Kr ⁸⁴ Kr ⁸⁶ Kr	⁷⁸ Kr ⁸⁰ Kr ⁸² Kr ⁸³ Kr ⁸⁴ Kr ⁸⁵ Kr ⁸⁶ Kr
	⁸⁵ Rb ⁸⁷ Rb	⁸⁵ Rb ⁸⁶ Rb ⁸⁷ Rb
		⁸⁴ Sr ⁸⁶ Sr ⁸⁷ Sr ⁸⁸ Sr ⁸⁹ Sr ⁹⁰ Sr
	⁸⁸ Y ⁸⁹ Y	⁸⁸ Y ⁸⁹ Y ⁹⁰ Y ⁹¹ Y
⁹³ Zr	⁹⁰ Zr ⁹¹ Zr ⁹² Zr ⁹³ Zr ⁹⁴ Zr ⁹⁶ Zr	⁹⁰ Zr ⁹¹ Zr ⁹² Zr ⁹³ Zr ⁹⁴ Zr ⁹⁵ Zr ⁹⁶ Zr
	⁹³ Nb	⁹³ Nb ⁹⁴ Nb ⁹⁵ Nb ⁹⁷ Nb
⁹⁵ Mo	⁹⁵ Mo	⁹² Mo ⁹⁴ Mo ⁹⁵ Mo ⁹⁶ Mo ⁹⁷ Mo ⁹⁸ Mo ⁹⁹ Mo ¹⁰⁰ Mo
⁹⁹ Tc	⁹⁹ Tc	⁹⁹ Tc
¹⁰¹ Ru	¹⁰¹ Ru ¹⁰³ Ru ¹⁰⁵ Ru	⁹⁶ Ru ⁹⁸ Ru ⁹⁹ Ru ¹⁰⁰ Ru ¹⁰¹ Ru ¹⁰² Ru ¹⁰³ Ru ¹⁰⁴ Ru ¹⁰⁵ Ru ¹⁰⁶ Ru
		¹⁰³ Rh ¹⁰⁵ Rh
	¹⁰² Pd ¹⁰⁴ Pd ¹⁰⁵ Pd ¹⁰⁶ Pd ¹⁰⁸ Pd ¹¹⁰ Pd	¹⁰² Pd ¹⁰⁴ Pd ¹⁰⁵ Pd ¹⁰⁶ Pd ¹⁰⁷ Pd ¹⁰⁸ Pd ¹¹⁰ Pd
	¹⁰⁷ Ag ¹⁰⁹ Ag	¹⁰⁷ Ag ¹⁰⁹ Ag ¹¹¹ Ag
	¹⁰⁶ Cd ¹⁰⁸ Cd ¹¹⁰ Cd ¹¹¹ Cd ¹¹² Cd ¹¹³ Cd	¹⁰⁶ Cd ¹⁰⁸ Cd ¹¹⁰ Cd ¹¹¹ Cd ¹¹² Cd ¹¹³ Cd ¹¹⁴ Cd ¹¹⁶ Cd
		¹¹³ In ¹¹⁵ In
	¹²⁰ Sn	¹¹² Sn ¹¹³ Sn ¹¹⁴ Sn ¹¹⁵ Sn ¹¹⁶ Sn ¹¹⁷ Sn ¹¹⁸ Sn ¹¹⁹ Sn ¹²⁰ Sn ¹²² Sn ¹²³ Sn ¹²⁴ Sn ¹²⁵ Sn ¹²⁶ Sn
		¹²¹ Sb ¹²³ Sb ¹²⁴ Sb ¹²⁵ Sb ¹²⁶ Sb
		¹²⁰ Te ¹²² Te ¹²³ Te ¹²⁴ Te ¹²⁵ Te ¹²⁶ Te ¹²⁸ Te ¹³⁰ Te ¹³² Te
	¹²⁷ I ¹²⁹ I ¹³⁵ I	¹²⁷ I ¹²⁹ I ¹³⁰ I ¹³¹ I ¹³² I ¹³³ I ¹³⁴ I ¹³⁵ I
¹³¹ Xe ¹³⁴ Xe	¹²⁴ Xe ¹²⁶ Xe ¹²⁸ Xe ¹²⁹ Xe ¹³⁰ Xe ¹³¹ Xe ¹³² Xe ¹³⁴ Xe ¹³⁵ Xe ¹³⁶ Xe	¹²³ Xe ¹²⁴ Xe ¹²⁶ Xe ¹²⁸ Xe ¹²⁹ Xe ¹³⁰ Xe ¹³¹ Xe ¹³² Xe ¹³³ Xe ¹³⁴ Xe ¹³⁵ Xe ¹³⁶ Xe
¹³³ Cs ¹³⁷ Cs	¹³³ Cs ¹³⁴ Cs ¹³⁵ Cs ¹³⁶ Cs ¹³⁷ Cs	¹³³ Cs ¹³⁴ Cs ¹³⁵ Cs ¹³⁶ Cs ¹³⁷ Cs
¹³⁸ Ba	¹³⁸ Ba	¹³⁰ Ba ¹³² Ba ¹³³ Ba ¹³⁴ Ba ¹³⁵ Ba ¹³⁶ Ba ¹³⁷ Ba ¹³⁸ Ba ¹⁴⁰ Ba
		¹³⁸ La ¹³⁹ La ¹⁴⁰ La
		¹³⁶ Ce ¹³⁸ Ce ¹³⁹ Ce ¹⁴⁰ Ce ¹⁴¹ Ce ¹⁴² Ce ¹⁴³ Ce ¹⁴⁴ Ce
¹⁴¹ Pr	¹⁴¹ Pr	¹⁴¹ Pr ¹⁴² Pr ¹⁴³ Pr ¹⁴⁵ Pr
¹⁴³ Nd ¹⁴⁵ Nd	¹⁴³ Nd ¹⁴⁵ Nd ¹⁴⁷ Nd ¹⁴⁸ Nd ¹⁵⁰ Nd	¹⁴² Nd ¹⁴³ Nd ¹⁴⁴ Nd ¹⁴⁵ Nd ¹⁴⁶ Nd ¹⁴⁷ Nd ¹⁴⁸ Nd ¹⁵⁰ Nd
	¹⁴⁷ Pm ¹⁴⁹ Pm	¹⁴⁷ Pm ¹⁴⁸ Pm ¹⁴⁹ Pm ¹⁵¹ Pm
	¹⁴⁷ Sm ¹⁴⁸ Sm ¹⁵⁰ Sm ¹⁵¹ Sm ¹⁵² Sm	¹⁴⁴ Sm ¹⁴⁷ Sm ¹⁴⁸ Sm ¹⁴⁹ Sm ¹⁵⁰ Sm ¹⁵¹ Sm ¹⁵² Sm ¹⁵³ Sm ¹⁵⁴ Sm
	¹⁵¹ Eu ¹⁵² Eu ¹⁵³ Eu ¹⁵⁴ Eu ¹⁵⁶ Eu	¹⁵¹ Eu ¹⁵² Eu ¹⁵³ Eu ¹⁵⁴ Eu ¹⁵⁵ Eu ¹⁵⁶ Eu ¹⁵⁷ Eu
	¹⁵² Gd ¹⁵⁴ Gd ¹⁵⁵ Gd ¹⁵⁶ Gd ¹⁵⁷ Gd ¹⁵⁸ Gd ¹⁶⁰ Gd	¹⁵² Gd ¹⁵³ Gd ¹⁵⁴ Gd ¹⁵⁵ Gd ¹⁵⁶ Gd ¹⁵⁷ Gd ¹⁵⁸ Gd ¹⁶⁰ Gd
		¹⁵⁰ Tb ¹⁶⁰ Tb
		¹⁵⁶ Dy ¹⁵⁸ Dy ¹⁶⁰ Dy ¹⁶¹ Dy ¹⁶² Dy ¹⁶³ Dy ¹⁶⁴ Dy
	¹⁶⁵ Ho	¹⁶⁵ Ho
		¹⁶² Er ¹⁶⁴ Er ¹⁶⁶ Er ¹⁶⁷ Er ¹⁶⁸ Er ¹⁷⁰ Er
	¹⁶⁹ Tm	¹⁶⁹ Tm

Capítulo 3

Modelos del combustible y del núcleo del reactor.

A continuación se describen las bases del modelado del núcleo del reactor GT-MHR empleando MCNPX, definiendo las celda y materiales a partir de los datos encontrados en las referencias del GT-MHR, de los elementos que lo constituyen como son: partícula combustible TRISO, combustible Compacto, ensamble hexagonal y su disposición espacial en el núcleo del reactor.

3.1 Modelo de la partícula TRISO.

Las partículas de combustible TRISO fueron diseñadas para retener los productos de fisión de manera eficiente utilizando *buffers* de carbón pirolítico y recubrimientos de carburo de silicio. El material fisil se encuentra en el núcleo, o kernel, que es la parte central de la partícula TRISO, como se puede apreciar en la Figura 3.1. La contención de los productos de fisión recae en la calidad de la partícula combustible TRISO. El recubrimiento de la partícula es un sistema de contención para los productos de fisión producidos durante la operación del reactor, y provee una excelente barrera de contención y almacenamiento para su posterior disposición.

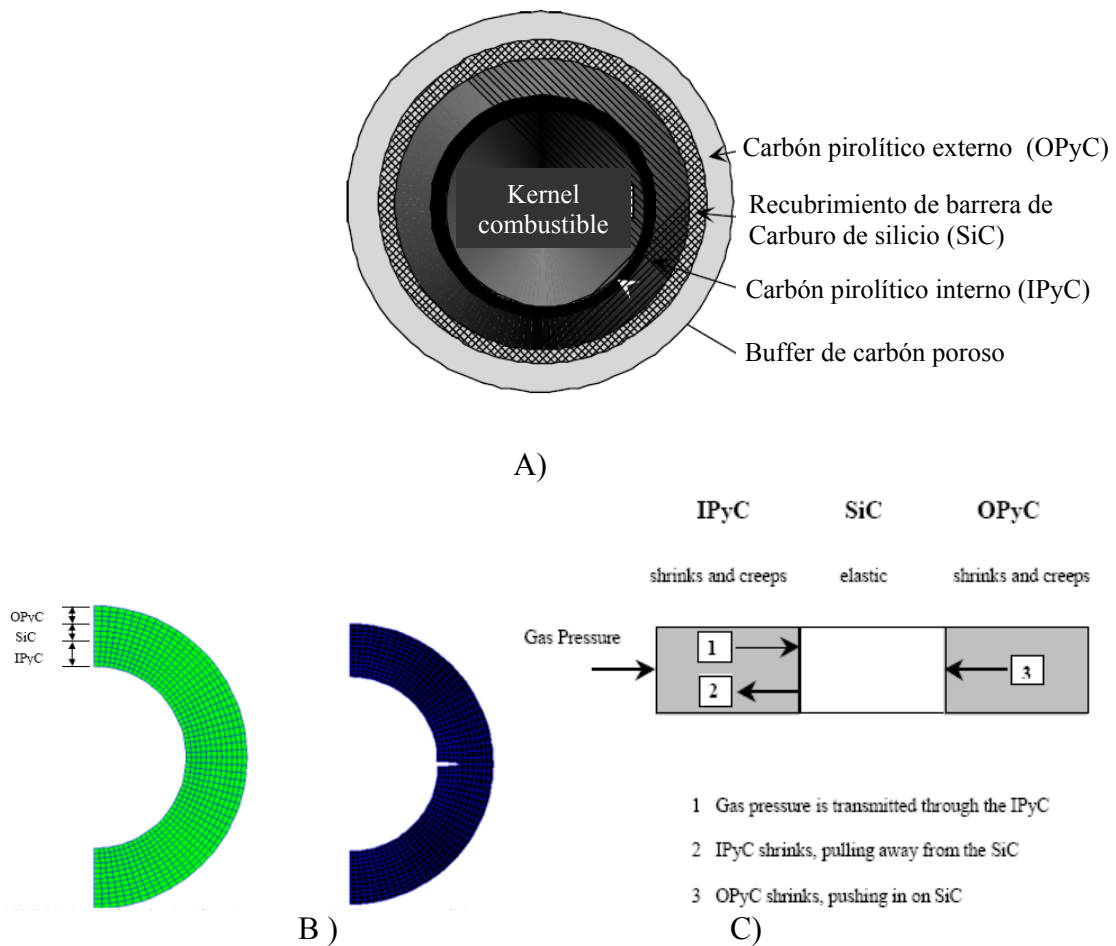


Figura 3.1 Recubrimiento de tres capas.

En la Figura 3.1 se muestra el sistema de contención del recubrimiento del kernel del TRISO. La capa IPyC (Pyrocarbon – inner layer) es la primer barrera de contención, aun fracturada la capa mantiene la presión interna apoyada en el recubrimiento SiC (Silicon carbide). El siguiente recubrimiento elástico SiC, equilibra la presión de los gases provenientes del quemado del combustible, apoyado en la capa OPyC (Pyrocarbon – outer layer), que es el recubrimiento de compresión de apoyo de la capa elástica SiC. El sistema de recubrimiento de múltiples barreras es ideal como sistema de contención para el manejo de desechos. [1,2]

Se inició el modelado del GT-MHR con el elemento combustible TRISO; MCNPX permite modelar de manera detallada en tres dimensiones la geometría de cada uno de los componentes del reactor GT-MHR. La Figura 3.1 muestra las secciones que componen la partícula TRISO.

La Tabla 3.1 muestra los datos de las capas componentes que integran la micro-partícula que fue modelada de acuerdo a la referencia [3]. El kernel de la partícula está formada por una esfera de 0.01 cm de radio con material físil, seguido de un recubrimiento de carbón poroso (Buffer) de 0.025 cm de grosor, que permite el paso de gases. Sobre el Buffer se sostiene una capa interna de carbón pirolítico de 0.0285 cm de espesor, seguida de una capa de carburo de silicio de 0.032 cm y una capa externa de carbón pirolítico de 0.036 cm, que definen el modelo de tres capas. Para esta prueba se empleó un factor de empaquetamiento de 20%, que es la relación del volumen del combustible respecto al volumen total de la matriz de grafito en la que se encuentra inserto.

Tabla 3.1 Datos geometría TRISO.

Triso [3]	
Radio Kernel [cm]	0.01
Radio Buffer Carbón [cm]	0.025
Radio IPyC [cm]	0.0285
Radio SiC [cm]	0.032
Radio OPyC [cm]	0.036
Packing fraction [%]	20

El modelo de la micropartícula se observa en la Figura 3.2 dentro de una matriz de grafito cúbica.

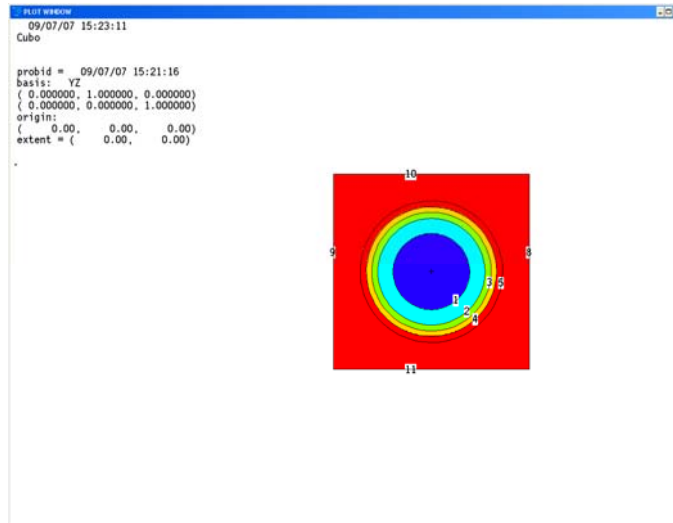


Figura 3.2 Modelo de la micropartícula en MCNPX.

3.2 Modelo del combustible COMPACTO.

Empleando el modelo anterior se obtuvo una distribución en malla cúbica 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. En la Figura 3.4 se muestra un arreglo de celdas acomodadas en cuadrícula, la capa de combustible basado en celdas de TRISOS se genera a partir de una “*lattice*” rectangular.

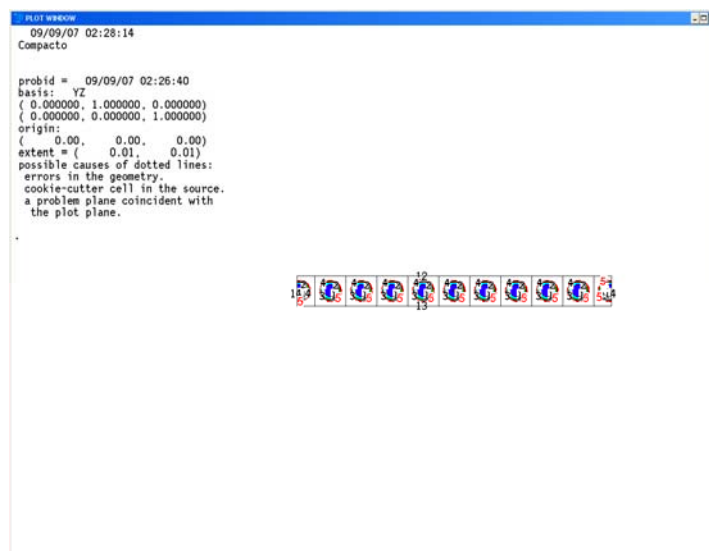


Figura 3.3 Modelo de un arreglo de celdas en oblea.

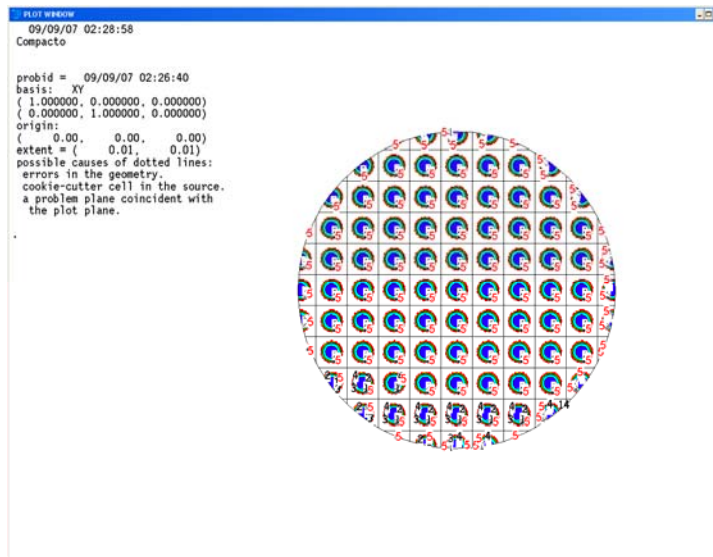


Figura 3.4 Vista radial del arreglo de oblea.

En la representación horizontal de la Figura 3.4 se observa que la superficie cilíndrica que delimita la celda de combustible recorta los núcleos y las capas de contención del material físil. 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. Es importante aclarar 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. En la Figura 3.5 se muestra un agrupamiento de partículas TRISO contenidas en un cilindro, de modo parecido a como quedarían empaquetadas en el Compacto. Se observa que es más “natural” el empleo de una lattice hexagonal que a la lattice rectangular.

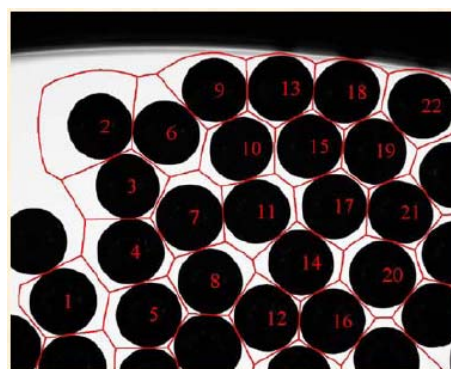


Figura 3.5 Agrupamiento de partículas TRISO.

La lattice hexagonal que provee MCNPX (Figura 3.6) permite crear la malla que modela cada partícula mediante un hexágono. El propósito es obtener el modelo aproximado que represente el mejor acomodamiento de partículas sin que existan recortes en los núcleos. Se

muestran los parámetros necesarios para definir la lattice hexagonal en (A) y la misma lattice recortada por un cilindro en (B).

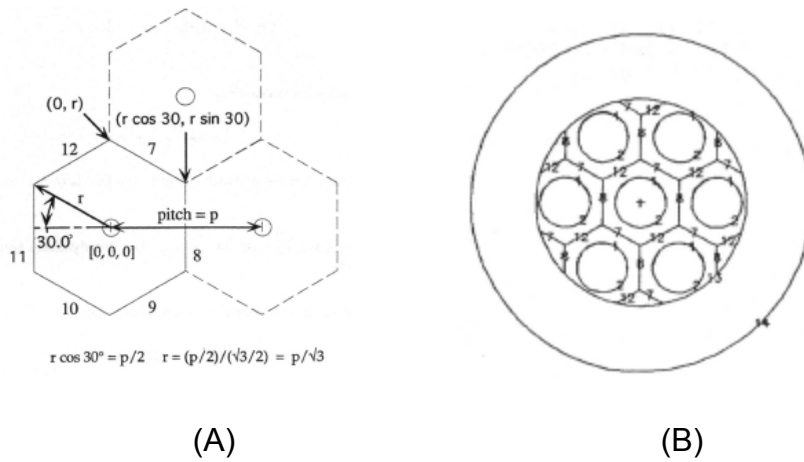


Figura 3.6 Acomodo hexagonal en MCNPX.

La Figura 3.7 muestra la salida de la interfaz gráfica Exceed acoplada al código MCNPX. El combustible TRISO aparece insertado en la matriz de grafito representada en oro, el sistema de contención del núcleo en verde, amarillo y azul claro, las esferas azul oscuro muestran los núcleos. La Figura 3.8 es la sección horizontal del Compacto, la matriz de grafito se muestra en rojo. De la Figura 3.8 a la Figura 3.10 se presentan diversas vistas del modelo Compacto ya terminado. En la Figura 3.7 se hace un acercamiento a una de las celdas del lattice hexagonal con fines demostrativos del empleo de Exceed como herramienta gráfica auxiliar. Cualquier parte del modelo puede ser visualizada y amplificada en cualquiera de los planos cartesianos, o en cualquier plano, definiendo el punto en el eje requerido. Las figuras se pueden rotar, escalar, redibujar, volver a colorear, mostrar los números de superficies que configuran cada celda, mostrar los números de celda que definen los elementos de la geometría, e inclusive ocultar los elementos no deseados para resaltar los deseados.

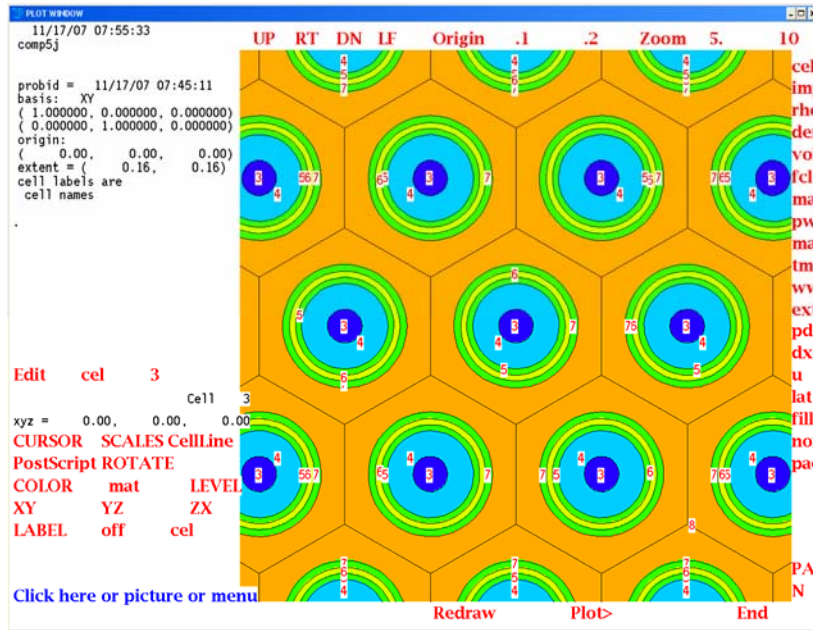


Figura 3.7 Sección horizontal.

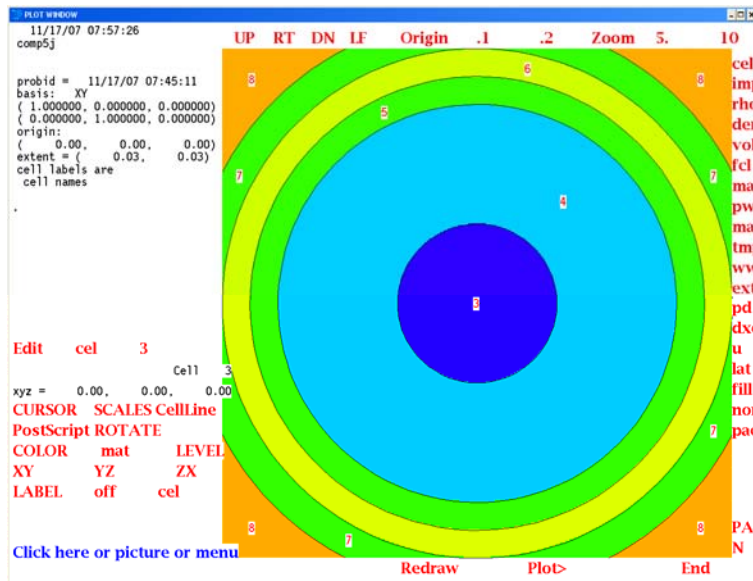


Figura 3.8 Detalle de un TRISO en el modelo Compacto.

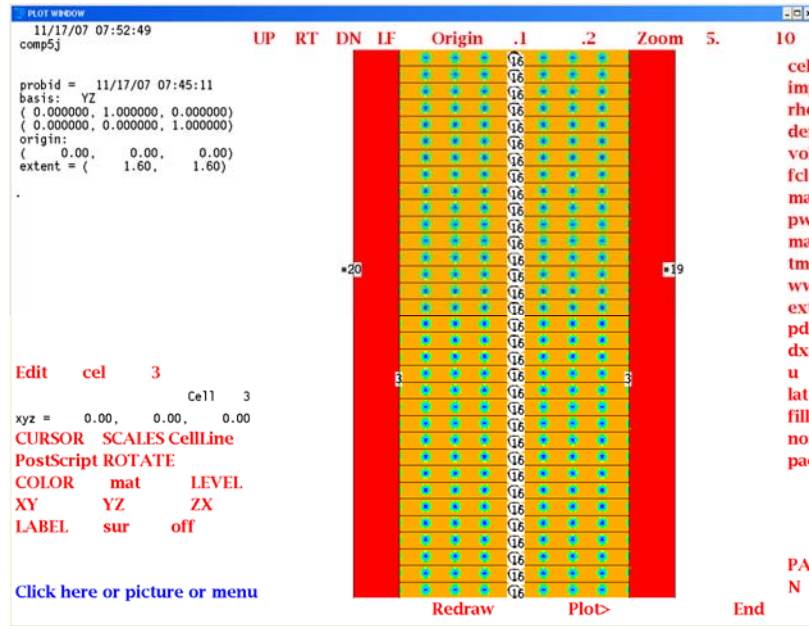


Figura 3.9 Vista lateral del modelo Compacto.

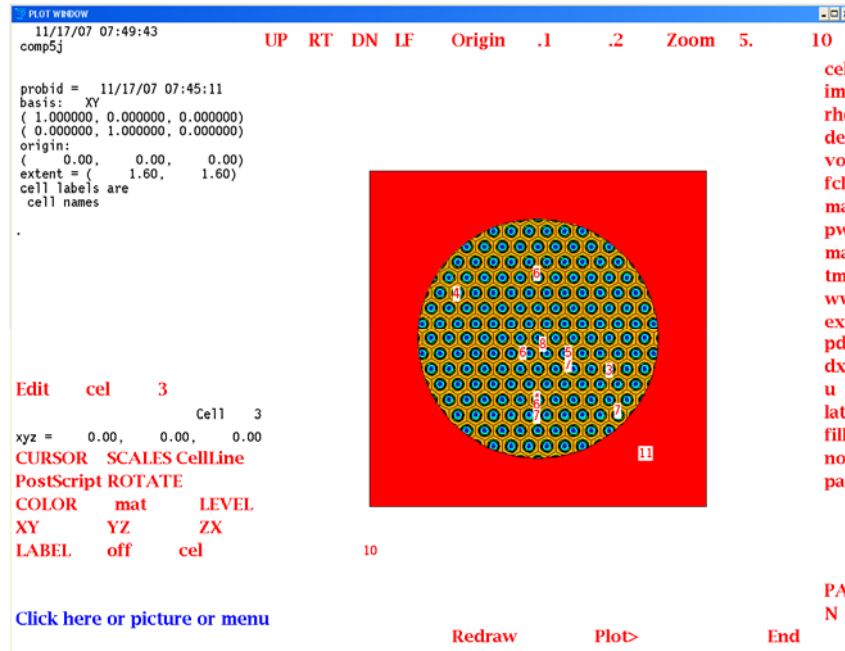


Figura 3.10 Vista radial del modelo Compacto.

Las siguientes líneas mostradas en la Figura 3.11 definen las 10239 celdas que integran el modelo Compacto, los materiales de cada celda y de la matriz de grafito. Incluye características de fronteras periódicas para simplificación del modelo, y de reflexión para que el modelo Compacto se ejecute en un medio infinito. La Figura 3.12 se encuentra formada de tres secciones, tomadas de la gráfica de salida de MCNPX del factor de multiplicación de neutrones (K). La primera sección muestra los primeros ciclos activos de

la simulación, en la que el factor de multiplicación de neutrones inicia con una desviación estándar grande, debido a que inicia el proceso y tiene pocos datos para obtener una buena estadística. La segunda sección muestra una K en oscilación, pero que va convergiendo claramente hacia un valor. En la tercera sección, en la ejecución del ciclo número 300 se obtiene una K de 1.03698, con una desviación estándar de 0.00080, que puede considerarse como una K_{∞} debido a las condiciones de reflexión del modelo.

```

comp5l
1 1 -10.36 -1 u=1 imp:n=1
2 2 -1.0 1 -2 u=1 imp:n=1
3 3 -1.87 2 -3 u=1 imp:n=1
4 4 -3.2 3 -4 u=1 imp:n=1
5 5 -1.87 4 -5 u=1 imp:n=1
6 6 -1.74 5 u=1 imp:n=1
7 0 -14 17 -13 16 -18 15 -19 20 lat=2 fill=1 u=2 imp:n=1
8 0 #9 #10 fill=2 imp:n=1
9 6 -1.74 6 -7 -8 9 10 -11 12 imp:n=1
10 0 7: 8: -9: -10: 11: -12 imp:n=0

1 so 0.01
2 so 0.025
3 so 0.0285
4 so 0.032
5 so 0.036
6 cz 0.67
7 -9 PY 0.9398
8 -10 PX 0.9398
9 -7 PY -0.9398
10 -8 PX -0.9398
*11 PZ 0.9398
*12 PZ -0.9398
C Superficies del lattice
13 p 1 1.73205 0 0.099235
14 px 0.04961
15 p -1 1.73205 0 -0.099235
16 p 1 1.73205 0 -0.099235
17 px -0.04961
18 p -1 1.73205 0 0.099235
19 pz 0.0486
20 pz -0.0486

kcode 1000 1.0 3 10
ksrc 0 0 0
m1 93237 1.7198e-2 94238 4.9726e-3 94239 1.8931e-1 94240 7.6878e-2 &
94241 2.7863e-2 94242 1.8131e-2 95241 3.0262e-2 95242 1.1144e-4 &
95243 5.5193e-3 8016 6.2976e-1
m2 6000 1 5010 3.3163e-7
mt2 grph.05t
m3 6000 1 5010 3.3163e-7
mt3 grph.05t
m4 14000 0.5 6000 0.5 5010 1.6581e-7
mt4 grph.05t
m5 6000 1 5010 3.3163e-7
mt5 grph.05t
m6 6000 1
mt6 grph.05t
print

```

Figura 3.11 Modelo Compacto.

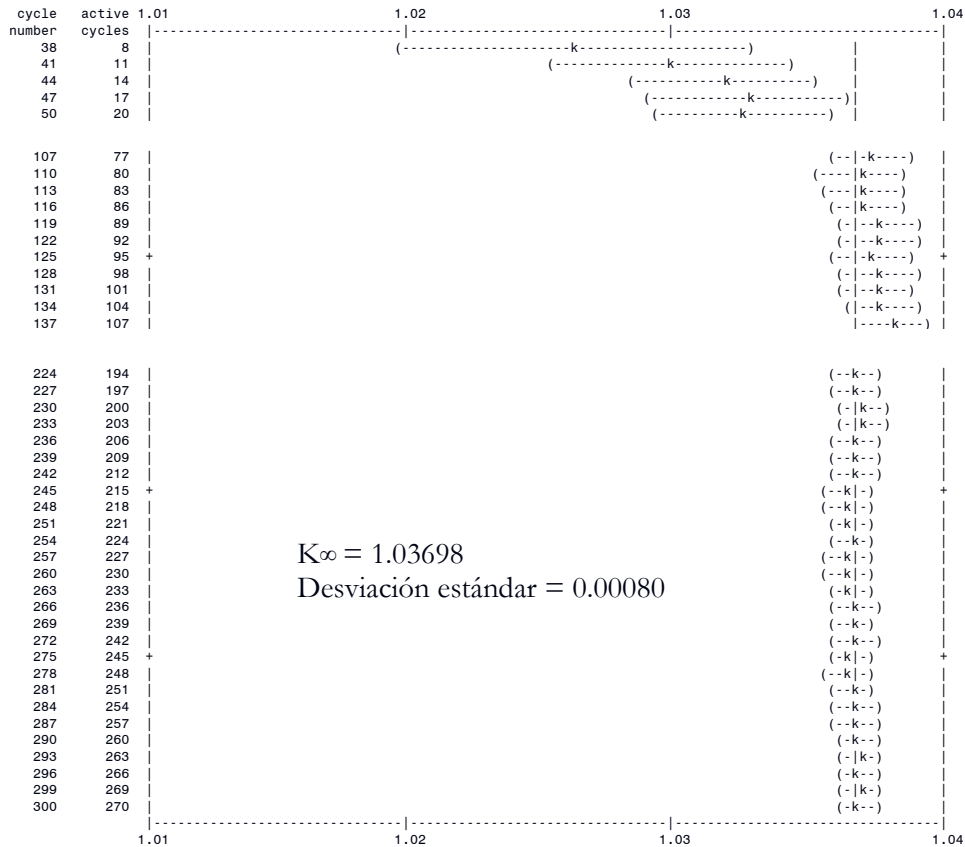


Figura 3.12 Salida del modelo Compacto en medio infinito.

3.3 Modelo del ensamble hexagonal.

Existen tres tipos de ensamble. Estas variaciones están dadas por la integración y posición de la barra de control o de un ensamble combustible en su totalidad, como se muestra en la Figura 3.13. Para el propósito de la presente tesis se diseñó el ensamble básico de combustible mostrado en la Figura 3.13.a. Se encuentra integrado por 216 tubos de combustible y 108 tubos de refrigerante incrustados en un prisma hexagonal de grafito. [3]

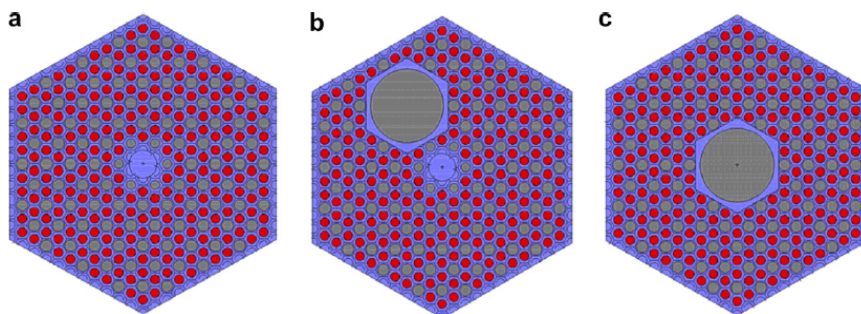


Figura 3.13 Modelos para los bloques de ensambles.

El diseño de la sección horizontal está basado en una malla hexagonal, inicialmente formada por canales de combustible en su totalidad, fijando el paso (*pitch*) de los canales de acuerdo a la distribución de los 216 tubos de combustible y 108 tubos de refrigerante, y con las dimensiones físicas de la matriz de grafito, de acuerdo a los datos del reactor GT-MHR (Figura 3.14). [3]

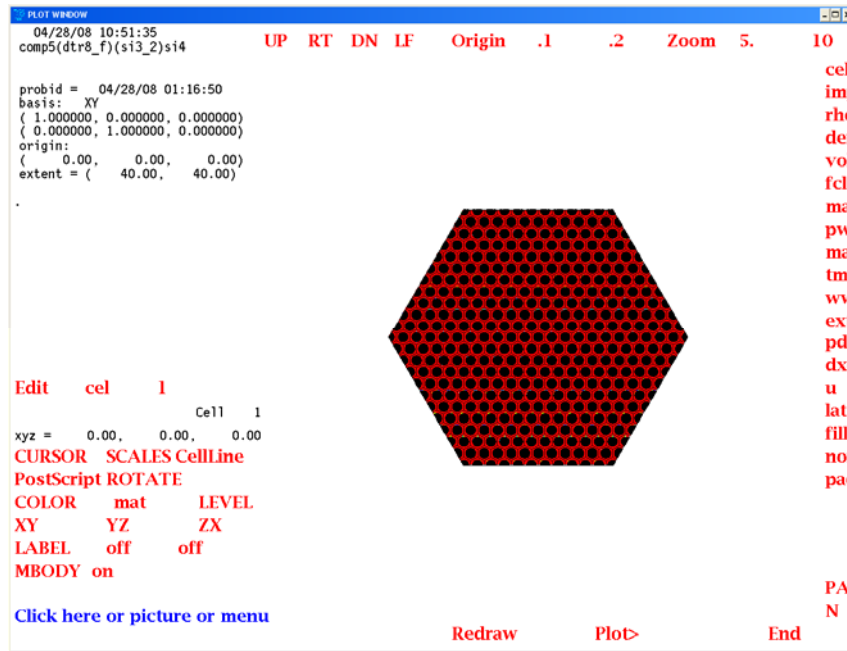


Figura 3.14 Ensamble básico.

En la Figura 3.15 y Figura 3.16 se muestran 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.

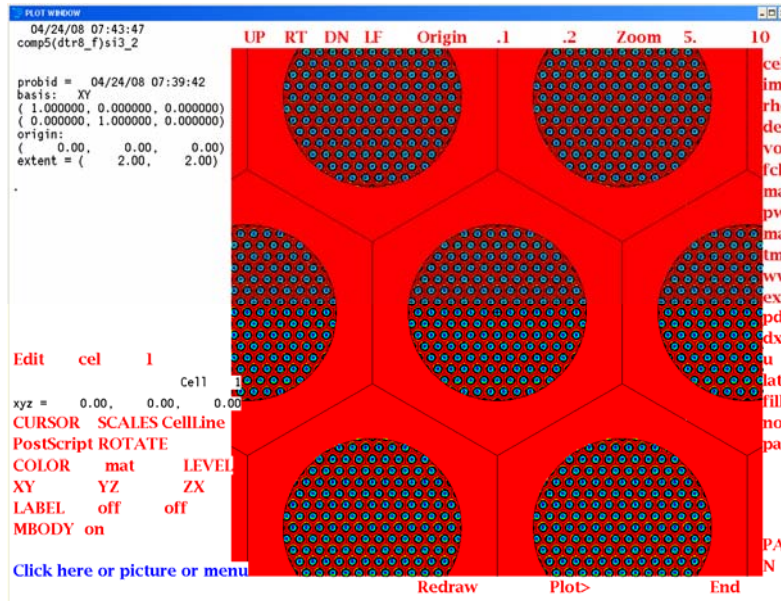


Figura 3.15 Ensamble básico, plano XY.

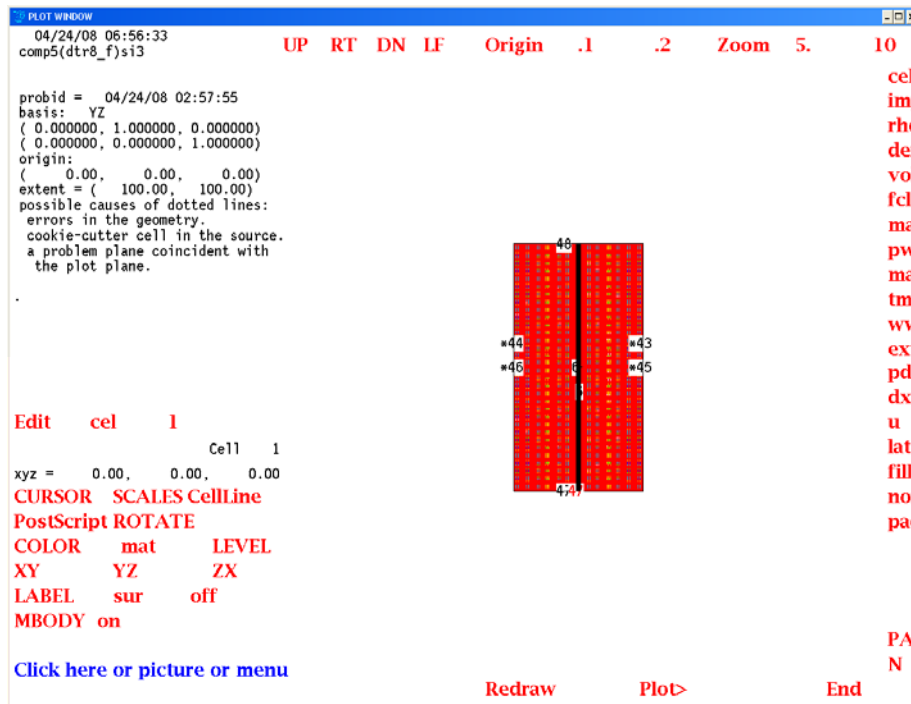


Figura 3.16 Ensamble básico, plano YZ.

Posteriormente se incorporaron los tubos de refrigerante, el borde del prisma de grafito y el centro de grafito. A continuación se muestran detalles de la distribución de los tubos de refrigerante en color azul (Figura 3.17), los bordes del prisma (Figura 3.18) y el centro de grafito en color rojo (Figura 3.19).

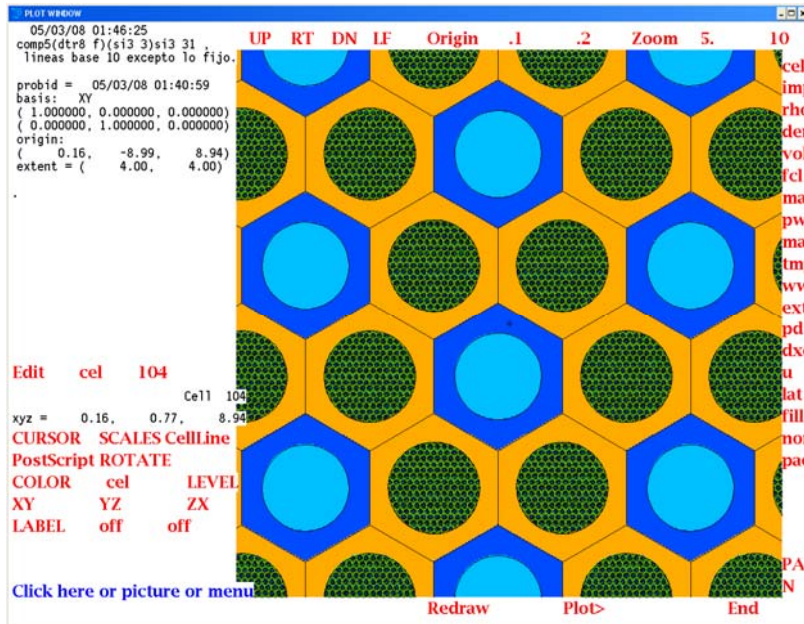


Figura 3.17 Tubos del refrigerante. Plano XY.

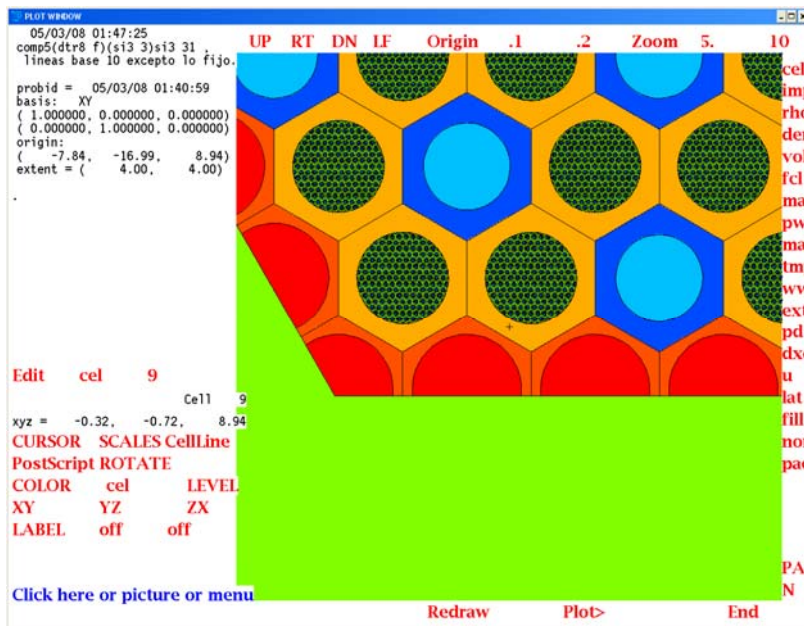


Figura 3.18 Borde del prisma de grafito. Plano XY.

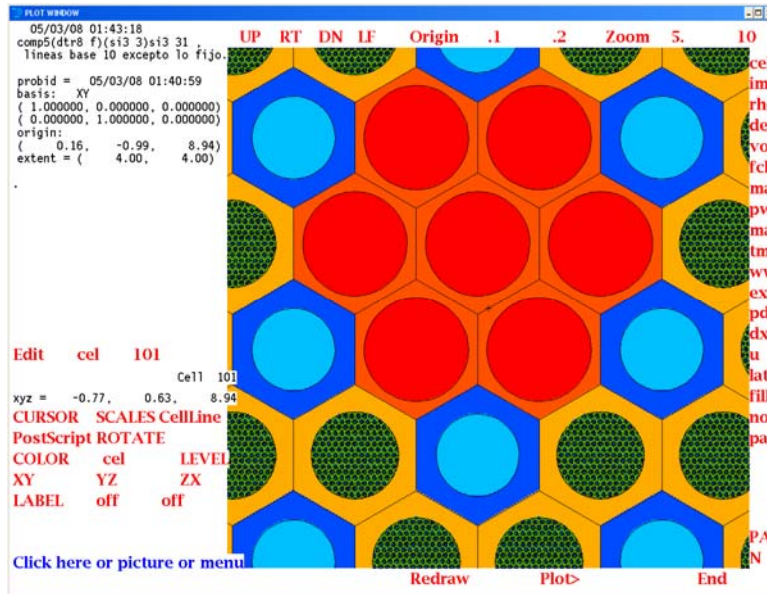


Figura 3.19 Centro de grafito. Plano XY.

En la Figura 3.20 y Figura 3.21 se muestran dos vistas laterales del ensamble terminado.

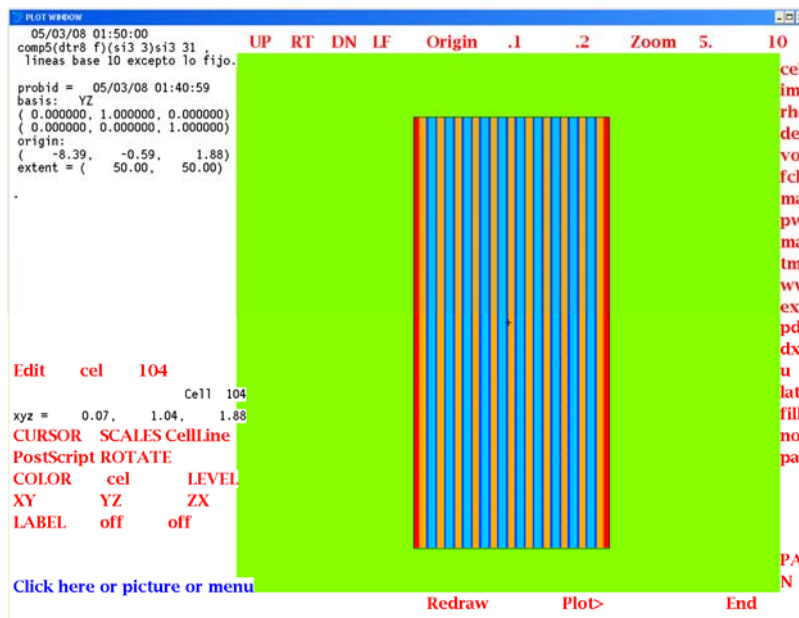


Figura 3.20 Ensamble hexagonal de combustible. Plano YZ.

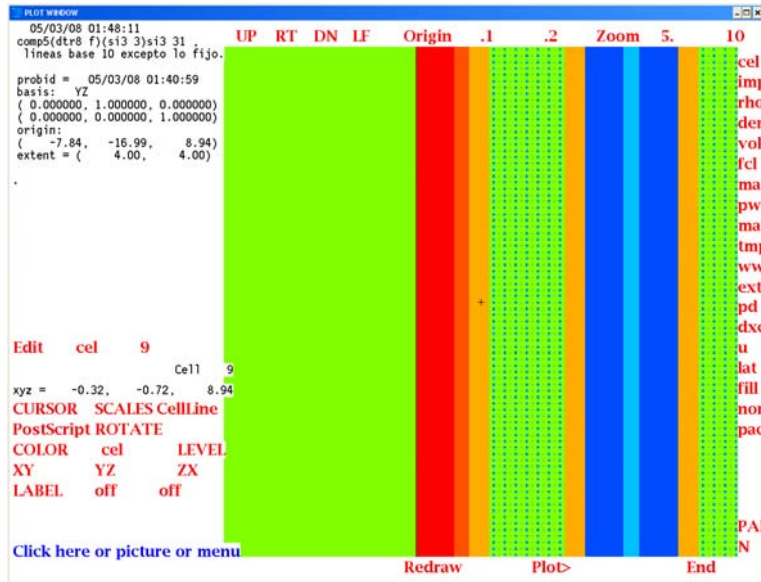


Figura 3.21 Vista lateral del ensamble hexagonal.

3.4 Modelo del núcleo del reactor GT-MHR.

3.4.1 Desarrollo del modelo de la sección horizontal del núcleo

Empleando el bloque hexagonal anterior se diseñó la sección horizontal de ensambles. En alguno de sus diseños, el núcleo del reactor GT-MHR se encuentra integrado de tres anillos de ensambles concéntricos [4]. En el diseño de referencia [3], el combustible se forma de tres anillos de ensambles 36 X 3 X 10 axialmente, distribuidos en una malla hexagonal. La Figura 3.22 muestra la vista de la estructura de *lattice* hexagonal sobre las que se desarrolló el modelo de la sección horizontal del núcleo.

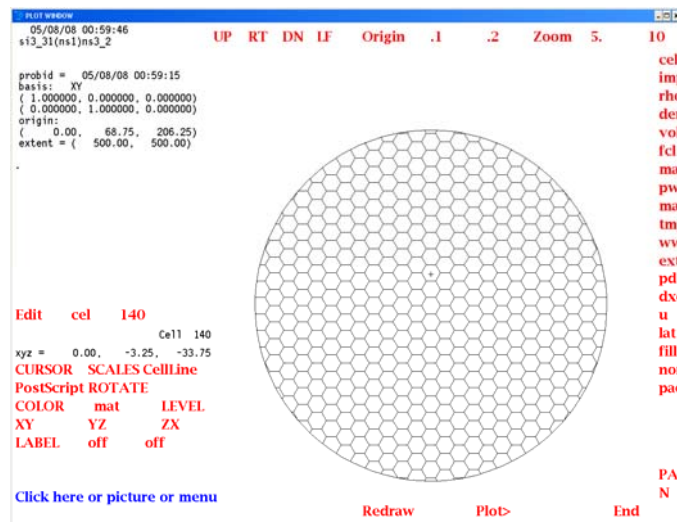


Figura 3.22 Vista superior de la *lattice* del núcleo.

Se presenta la Figura 3.23 con el propósito de visualizar el plano horizontal de la estructura sobre la que está inserta la capa básica de anillos de ensambles combustibles. Es importante mencionar que entre más refinamientos se incluyan en el diseño del núcleo el tiempo de cómputo de procesamiento del modelo se incrementa.

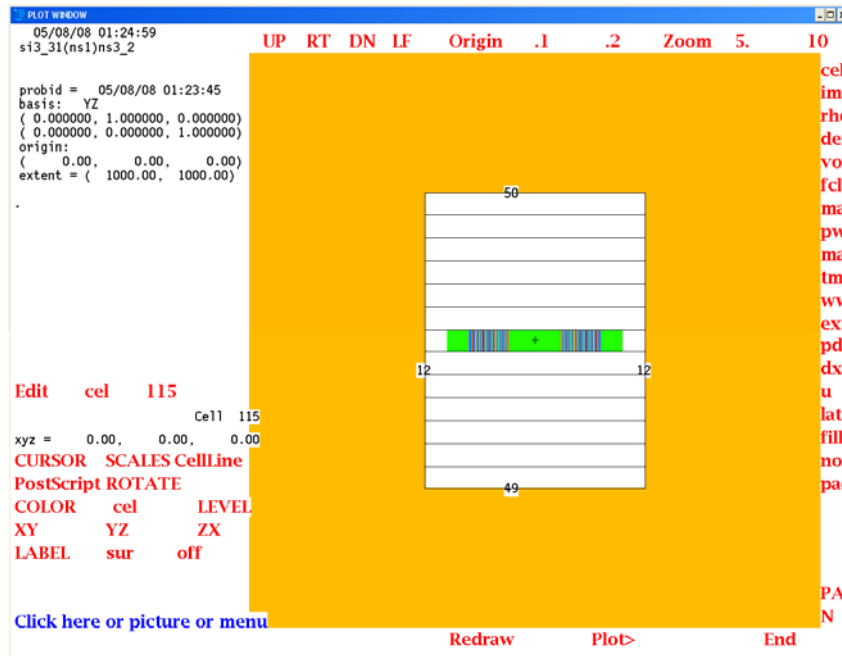


Figura 3.23 Sección horizontal del núcleo. Plano YZ.

3.4.2 Desarrollo del modelo del núcleo del reactor GT-MHR.

La sección horizontal se complementó con dos anillos integrados con 102 prismas hexagonales de grafito que sirven como reflector, por cada capa de sección horizontal (Figura 3.24). El núcleo se obtuvo reproduciendo el modelo anterior en el espacio de la geometría vacía que se ve en la Figura 3.24. La Figura 3.25 muestra los reflectores de grafito superior e inferior del núcleo que se añadieron finalmente.

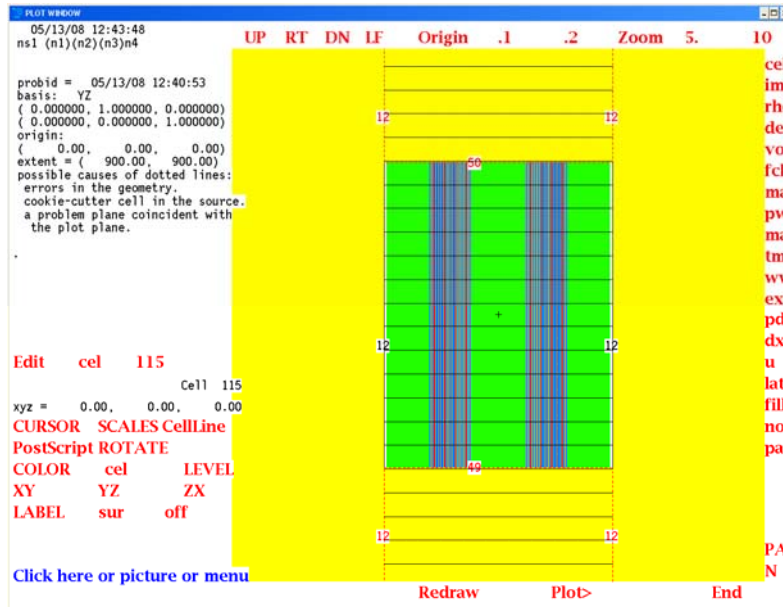


Figura 3.24 Sección horizontal del núcleo. Plano YZ.

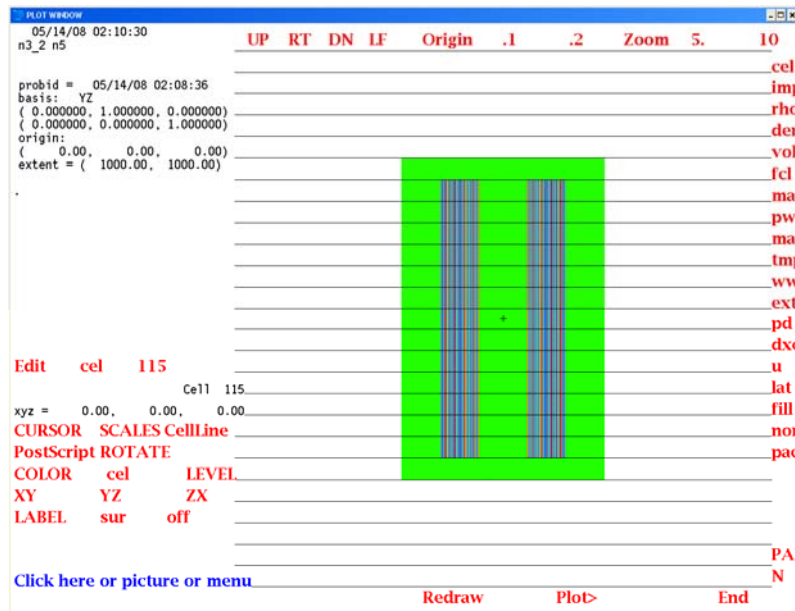


Figura 3.25 Núcleo del reactor GT-MHR.

Las siguientes Figura 3.26 y Figura 3.27 muestran detalles del núcleo en esta etapa de refinamiento.

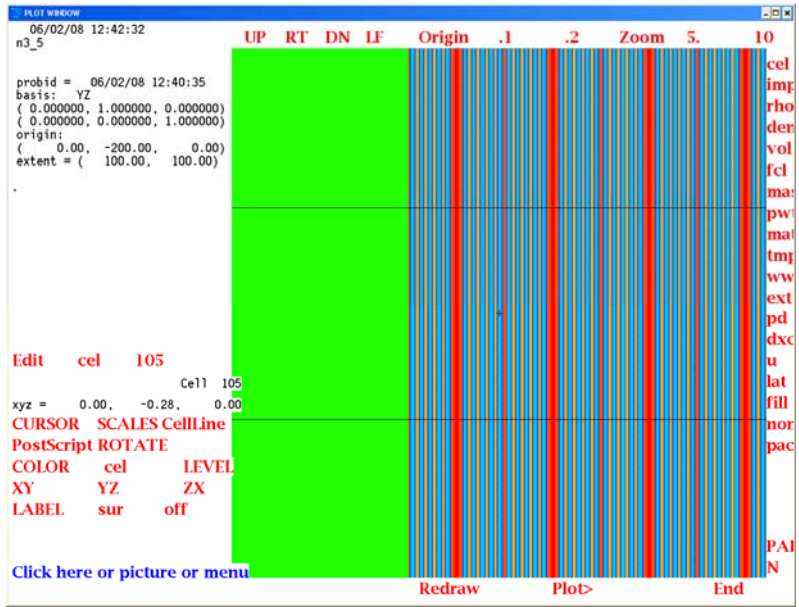


Figura 3.26 Vista lateral del núcleo del reactor GT-MHR.

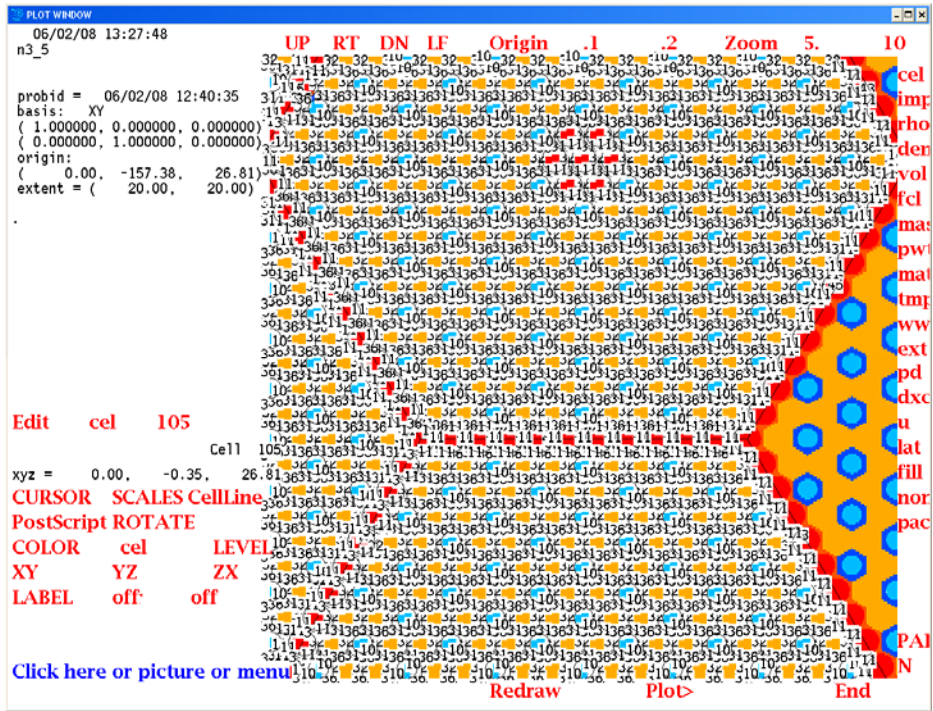
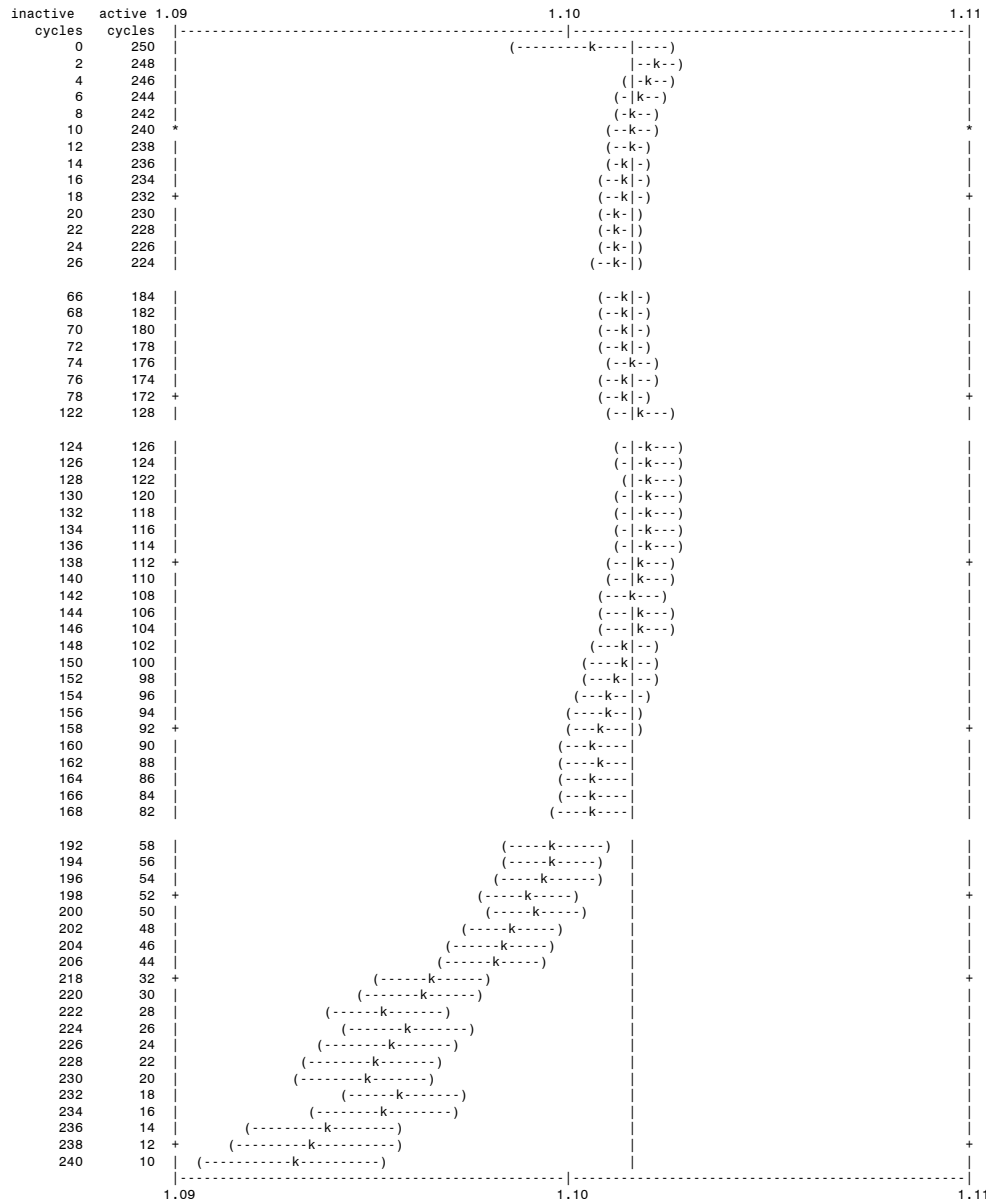


Figura 3.27 Ensamblas del núcleo del reactor GT-MHR.

3.4.3 Ejecución del modelo núcleo del reactor GT-MHR.

El modelo núcleo del reactor incluye los 1080 ensamblas combustibles. En la Figura 3.28 se muestra la gráfica de salida que se obtiene con la ejecución del modelo empleando

1,000,000 de historias. Representa la estimación del factor de multiplicación de neutrones, en la que se obtiene una K_{ef} de 1.10169, con una desviación estándar de 0.00054, que puede ser considerada como una K_{ef} muy cercana al modelo de referencia de Alberto Talamo para partículas pequeñas de 150 micras, $K_{ef}=1.1$ (los resultados completos se presentan en el Capítulo 5) [3].



$K_{ef} = 1.10164$

Desviación estándar = 0.00054

Figura 3.28 Ejecución del modelo núcleo del reactor GT-MHR.

Capítulo 4

Modelos empleando el método RPT, fraccionales y por ensambles individualizados.

En este capítulo se muestra un método llamado RPT (*Reactivity-equivalent Physical Transformation*) de simplificación del modelado del combustible, cuyo propósito es sustituir las partículas combustibles TRISO embebidas en la matriz de grafito, que forman un combustible COMPACTO, por un combustible diluido equivalente. El método RPT hace una simplificación del combustible al eliminar la doble heterogeneidad del mismo, lo que permite la construcción de modelos homogéneos equivalentes. La construcción de modelos fraccionales es otro modo de simplificación del modelo, y se basa en las propiedades de reflexión del código. Al final se incorpora un modelo con ensambles individualizados que permitiría la obtención de resultados individuales del quemado de cada ensamble, y los datos para su integración en una nueva recarga de combustible.

4.1 Método RPT para eliminar la heterogeneidad del combustible.

El análisis de la física de los reactores refrigerados por gas implica cuestiones particulares de modelado debido a la doble heterogeneidad de las partículas combustibles recubiertas TRISO. Aunque hay pocos códigos para su análisis físico, éstos se basan generalmente en análisis determinista que son difíciles de utilizar y sólo ofrecen soluciones aproximadas. En principio, los códigos Monte Carlo se pueden utilizar para una predicción precisa de las características básicas de este tipo de reactores. Sin embargo, frecuentemente son prohibitivos para su uso en cálculos de diseño, que involucran el conocimiento de muchas variables, como por ejemplo: la evaluación del flujo de neutrones en todo el núcleo, la fuerte interacción núcleo-reflector, los cambios en el espectro neutrónico debido al grado de quemado de los combustibles TRISOS, la distribución de potencia local y los efectos en reactividad debido a cambios de temperatura. Por lo tanto, fue conveniente adaptar las herramientas existentes para su análisis.

El método de transformación física de reactividad equivalente fue desarrollado por un equipo coreano (Kim et al., 2005), que se propuso transformar el problema de combustibles heterogéneos en una sola región homogénea, para permitir que los códigos convencionales de celda, como HELIOS, tuvieran la capacidad de analizar elementos combustibles VHTR. Esto se logró mediante la reducción de la zona donde las partículas de combustible TRISO se homogeneizan, con una parte de una matriz de grafito, para conservar el efecto de auto-blindaje y de atenuación a lo largo de la trayectoria de neutrones.

Para poder utilizar los sistemas de código de celda (lattice) convencional para los combustibles TRISO, la región con doble heterogeneidad necesita ser transformada a una región homogénea. Se sabe que una simple homogeneización ponderada por el volumen (*volume-weighted homogenization*, VWH) de una zona de combustible con doble heterogeneidad, da como resultado una reactividad altamente subestimada. Esto es principalmente porque el autoblandaje (self-shielding) de las resonancias del combustible se reduce sustancialmente en el caso homogéneo. En el caso del combustible de doble heterogeneidad, el autoblandaje de las resonancias es bastante significativa, ya que el combustible se encuentra en pequeñas partículas y la fracción de volumen del combustible es relativamente baja (Figura 4.1).

El método “RPT” fue desarrollado para capturar los efectos de la doble heterogeneidad con fidelidad sin modelar las partículas explícitamente. El radio reducido (r_{rpt}) de la nueva zona de combustible homogéneo está determinada de tal manera que el factor de multiplicación de neutrones resultante $k_{(rpt)}\Gamma_{(rpt)}$ sea igual al de la región de referencia k_{ref} . El efecto de autoblindaje debe corregirse adecuadamente en el modelo homogéneo mediante el ajuste del radio reducido.

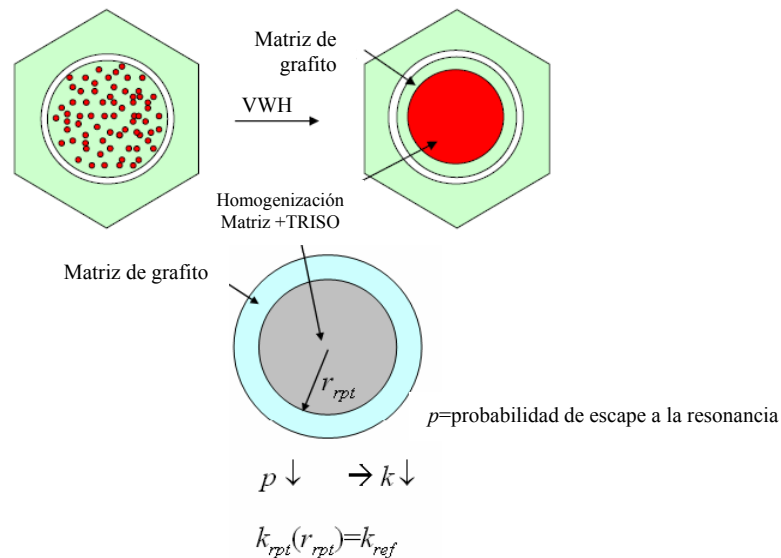


Figura 4.1 Método de homogenización RPT.

Dicho de otro modo, las partículas de combustible se trasladan hacia una pequeña zona interior y son homogenizadas con una matriz de grafito por una ponderación de volumen simple. El radio menor (r_{rpt}) de la nueva zona homogénea de combustible se determina dependiendo del factor de multiplicación de neutrones resultante $k_{rpt}(r_{rpt})$ para que sea igual a la solución de referencia k_{ref} (ver Figura 4.1) Es importante observar que al reducir el radio de combustible aumenta la reactividad ya se ha mejorado el efecto de autoblindaje del combustible. Este método RPT conserva los parámetros nucleares, incluyendo el factor de multiplicación, diversos tipos de reacción y la historia de agotamiento del combustible. La solución de referencia puede obtenerse por un código determinista de alta fidelidad o un método de Monte Carlo.

Una vez que se determina el radio r_{rpt} para una condición inicial de un ensamble combustible, se pueden hacer todos los cálculos con metodologías convencionales. Con la ayuda del procedimiento RPT, los combustibles VHTR pueden ser calculados y analizados mediante los códigos de celda.

4.2 Construcción de modelos homogéneos.

4.2.1 Modelo homogéneo del combustible COMPACTO.

En el modelo heterogéneo del combustible Compacto, los TRISOS se encuentran dispersos en una matriz de grafito a lo largo del canal de combustible con un porcentaje de empaquetamiento de 37.55%, cuyo kernel está compuesto por la mezcla U-235 – Th-232 con 37.04% y O-16 con 62.96%, la densidad es de 10.2 g/cm³. Existen tres tipos de enriquecimiento de U-235 en el compacto. Para ensambles del anillo interno (Inner Ring, IR) 3.6%, para ensambles del anillo central (Central Ring, CR) 4.4% y para ensambles del anillo externo (Outer Ring, OR) 3.9%. Este caso de configuración de combustible mostrado en la Tabla 4.1 presenta el problema de doble heterogeneidad. Se le aplicó el método RPT para obtener un modelo homogéneo del Compacto que llamamos PIN homogéneo. Se obtuvo una región homogénea cilíndrica con una reactividad equivalente subestimada inicialmente y ajustada por reducción en el radio r_{RPT} del cilindro contenedor de la mezcla homogénea, hasta obtener el valor de reactividad del modelo heterogéneo de combustible compacto. El cálculo de la mezcla homogénea del PIN por tipo de enriquecimiento se realizó empleando Excel. En la Figura 4.2 se muestra el resultado del procedimiento.

Tabla 4.1 Componentes del combustible TRISO [3].

Material	Porcentaje atómico	Densidad en vol. (g/cm3)
TRISO kernel	U-235 - Th-232 (37.04 %); O-16 (62.96 %)	10.2
TRISO grafito poroso	C (100%)	1.0
TRISO pirocarbón	C(100%)	1.85
TRISO carburo de zirconio	Zr(50%); C(50%)	6.56
Grafito	C(100%)	1.74

El propósito del PIN homogéneo es obtener un núcleo GT-MHR basado en ensambles homogéneos que disminuya el tiempo de ejecución del modelo.

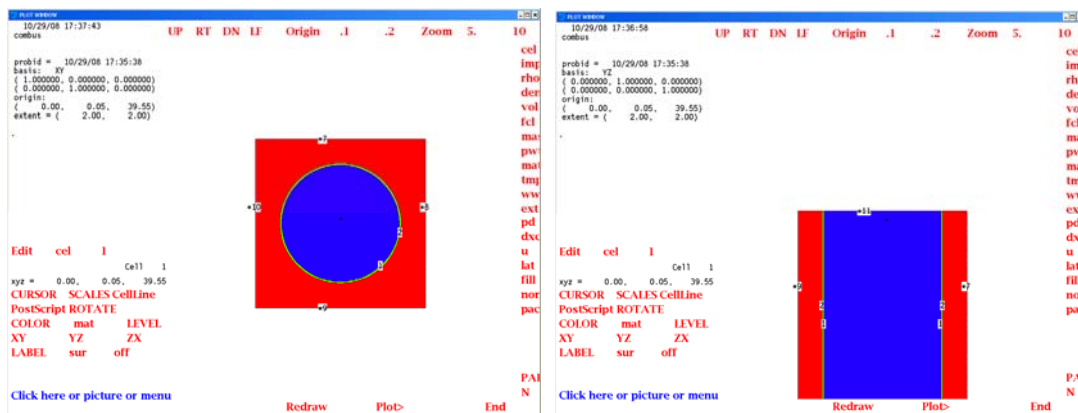


Figura 4.2 PIN homogéneo.

4.2.2 Modelo homogéneo del ensamble hexagonal.

El modelo del ensamble hexagonal se ajustó a los parámetros del modelo de *General Atomics* en sus tres tipos de enriquecimiento. Los modelos IR, CR y OR heterogéneos se ejecutaron en medio infinito para obtener la reactividad de referencia por tipo de ensamble. En la Figura 4.3 se muestra el ensamble terminado.

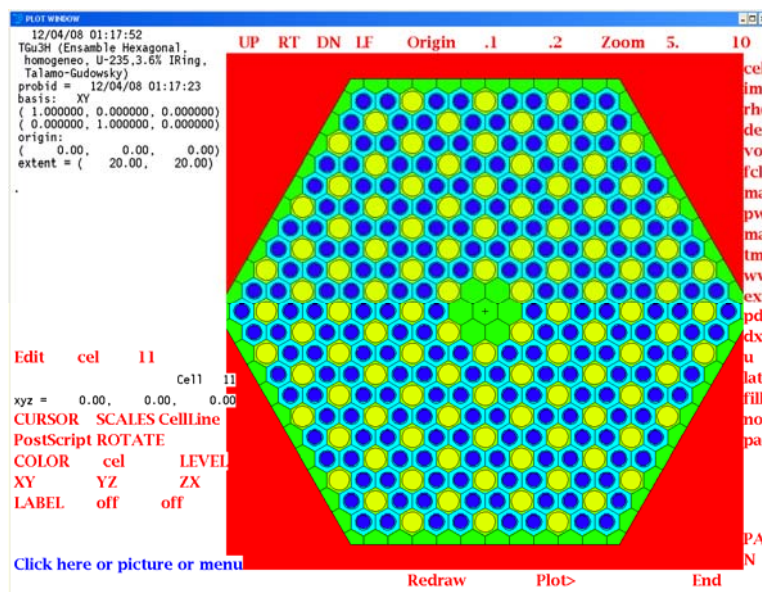


Figura 4.3 Ensamble homogéneo.

Se aplicó el método de homogenización RPT para cada tipo de ensamble. La obtención de $k_{(rpt)}$ del ensamble homogéneo se hizo ejecutando el modelo homogéneo variando el radio $r_{(rpt)}$ hasta lograr un resultado satisfactorio. Cada modelo homogéneo se ejecutó en medio infinito. Los resultados se muestran en la Tabla 4.2 para el ensamble IR.

La reactividad equivalente del modelo más aproximado IRuH3 tiene una diferencia de 9 pcm, sin embargo el tiempo de ejecución es considerablemente menor pues de 416.09 minutos se disminuyó a 35.27 minutos.

Tabla 4.2 Ensamble IR por método RPT.

Ensamble IR (3.6% enriquecimiento)				
Modelo Heterogéneo				
	radio_PIN [cm]	densidad[g/cm ³]	keff	T-ejecución[min]
TGuE1	0.6223	10.2	1.27519	416.09
Modelo Homogéneo				
	$r_{(rpt)}$ [cm]	densidad[g/cm ³]	$k_{(rpt)}$	T-ejecución[min]
IRuH1	0.36	6.04199	1.21944	39.69
IRuH2	0.20	15.67846	1.26085	34.15
IRuH3	0.15	26.51949	1.27510	35.27

La mejor aproximación del modelo homogéneo para el ensamble CR se consiguió con el modelo CRuH4 con una diferencia de 39 pcm y se ejecuta en 25.87 minutos, en lugar de los 308.7 minutos (ver Tabla 4.3). Este ahorro de tiempo de ejecución es importante debido a que el modelo de núcleo del reactor cuenta con 1080 ensamblajes y los resultados se obtienen en un tiempo menor.

Tabla 4.3 Ensamble CR por método RPT.

Ensamble CR (4.4% de enriquecimiento)				
Modelo Heterogéneo				
	radio_PIN [cm]	densidad[g/cm ³]	keff	T-ejecución[min]
TGuE2	0.6223	10.2	1.35331	308.70
Modelo Homogéneo				
	r _(rpt) [cm]	densidad[g/cm ³]	k _(rpt)	T-ejecución[min]
CRuH1	0.36	6.04199	1.29124	29.36
CRuH2	0.20	15.67846	1.33796	31.46
CRuH3	0.15	26.51949	1.35153	32.35
CRuH4	0.149	26.85321	1.35292	25.87

La Tabla 4.4 muestran los resultados del ensamble OR. El modelo ORuH3 presenta el mejor resultado debido a la menor diferencia respecto al modelo heterogéneo, 54 pcm de diferencia y un ahorro de tiempo de ejecución de la décima parte aproximadamente. En todos los modelos homogéneos se comprueba que el método RPT es una buena solución para obtener un modelo simplificado que no se base en el combustible original de TRISOS, ya que el tiempo de cómputo es muy alto.

Tabla 4.4 Ensamble OR por método RPT.

Ensamble OR (3.9% enriquecimiento)				
Modelo Heterogéneo				
	radio_PIN [cm]	densidad[g/cm ³]	keff	T-ejecución[min]
TGuE3	0.6223	10.2	1.30601	340.52
Modelo Homogéneo				
	r _(rpt) [cm]	densidad[g/cm ³]	k _(rpt)	T-ejecución[min]
ORuH1	0.36	6.04199	1.24865	30.24
ORuH2	0.20	15.67846	1.2934	32.96
ORuH3	0.15	26.51949	1.30655	33.97

4.2.3 Modelo homogéneo del núcleo GT-MHR.

El desarrollo del modelo homogéneo del núcleo GT-MHR se basa en la obtención de los ensamblajes homogéneos IR, CR, OR descritos anteriormente. La incorporación de sus

modelos al modelo de anillos del núcleo crean las diez secciones horizontales de ensambles combustibles. Se siguió el modelo de referencia de tres anillos concéntricos 36 x 3 x 10 axialmente distribuidos en una malla hexagonal, como se muestra en la Figura 4.4 y Figura 4.5. [2]

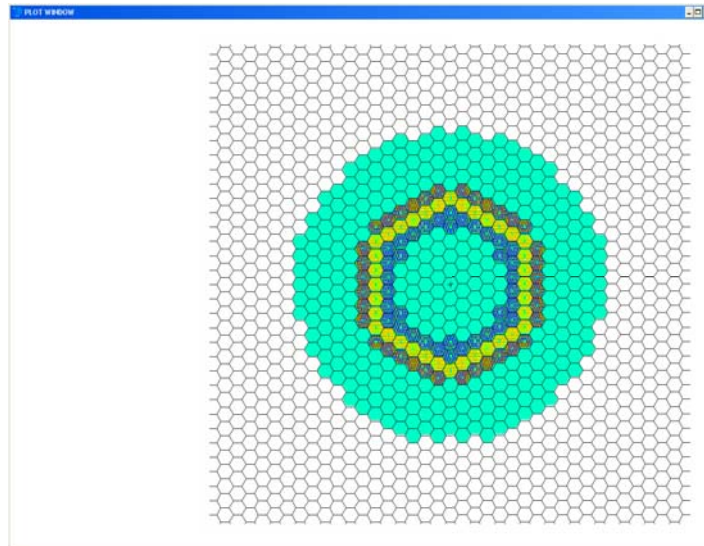


Figura 4.4 Vista radial del núcleo GT-MHR simplificado.

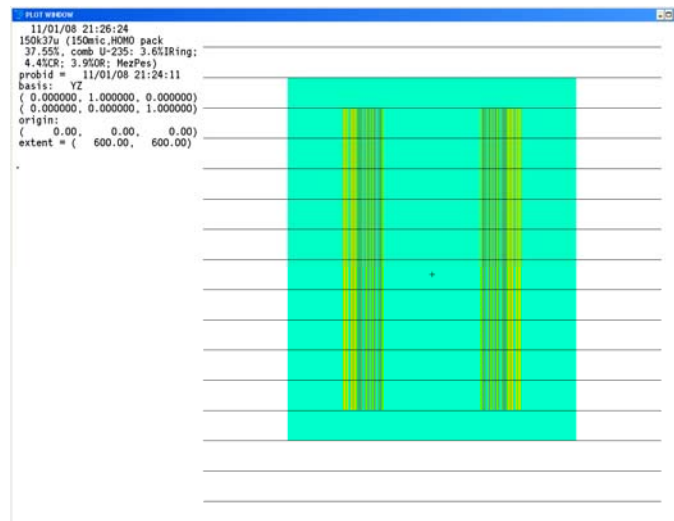


Figura 4.5 Núcleo simplificado. Plano YZ.

La ejecución del modelo del núcleo simplificado se muestra en la Tabla 4.5. La diferencia es de 14 pcm con respecto al heterogéneo. Se puede considerar una buena aproximación del núcleo y como un método alternativo al diseño explícito de las partículas TRISO. El ajuste del radio r_{rpt} de los ensambles homogéneos produjo una diferencia pequeña en la $k_{(rpt)}$ en la ejecución de los 1080 ensambles que integran el núcleo simplificado. También se

comprobó la disminución en, aproximadamente, la décima parte del tiempo de ejecución en el modelo equivalente.

Tabla 4.5 Ejecución de los modelos del núcleo.

Núcleo GT-MHR		
Modelo Heterogéneo		
	keff	T-ejecución[min]
Tga3A1	1.12735	398.21
Modelo Homogéneo		
	k _(rpt)	T-ejecución[min]
NUC_8J3	1.12721	43.0

4.3 Desarrollo de modelos geoméricamente simplificados.

La ejecución del núcleo del reactor GT-MHR requiere de un elevado tiempo de cómputo, inclusive en el modelo simplificado que se obtuvo empleando el método RPT. Debido a que se empleará el modelo para hacer quemado de combustible, se requiere la ejecución del modelo en forma rápida. Dada la simetría hexagonal radial y cilíndrica axial se buscó obtener modelos equivalentes fraccionales, que mediante las propiedades de reflexión del MCNPX, se completara un núcleo completo. Se desarrollaron cuatro modelos basados en la simetría hexagonal del núcleo GT-MHR de 1/6 de núcleo, que radialmente es la fracción menor que puede representar un núcleo mediante propiedades de reflexión.

4.3.1 Modelo axialmente infinito.

El modelo cor4PI está formado por una única capa de ensamblajes axialmente infinita. Debido a ello no tiene tapa ni base de ensamblajes reflectores de grafito. El núcleo axialmente infinito se define inicialmente completo y después se recorta 1/6 del núcleo. La Figura 4.6 muestra el modelo de 1/6 de núcleo axialmente infinito.

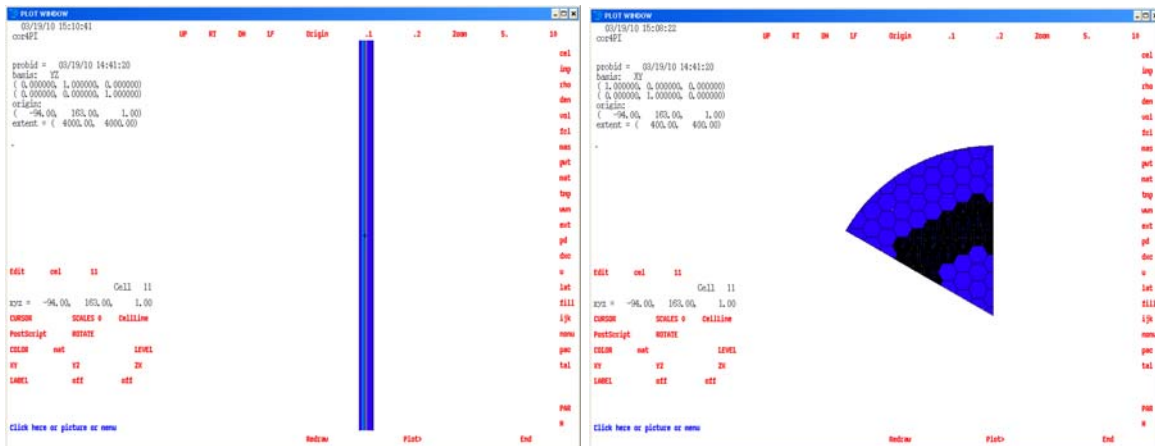


Figura 4.6 Modelo cor4PI.

4.3.2 Modelos radialmente fraccionados.

El modelo cor4P_ se obtuvo recortando la sexta parte del modelo del núcleo homogéneo y poniendo condiciones de reflexión en sus superficies, lo que permite al código MCNPX completar el núcleo completo con la repetición del mismo elemento definido. Axialmente no fue recortado, se mantienen las diez capas axiales, la tapa y la base del reflector de grafito. En la Figura 4.7 se muestra el modelo cor4P_.

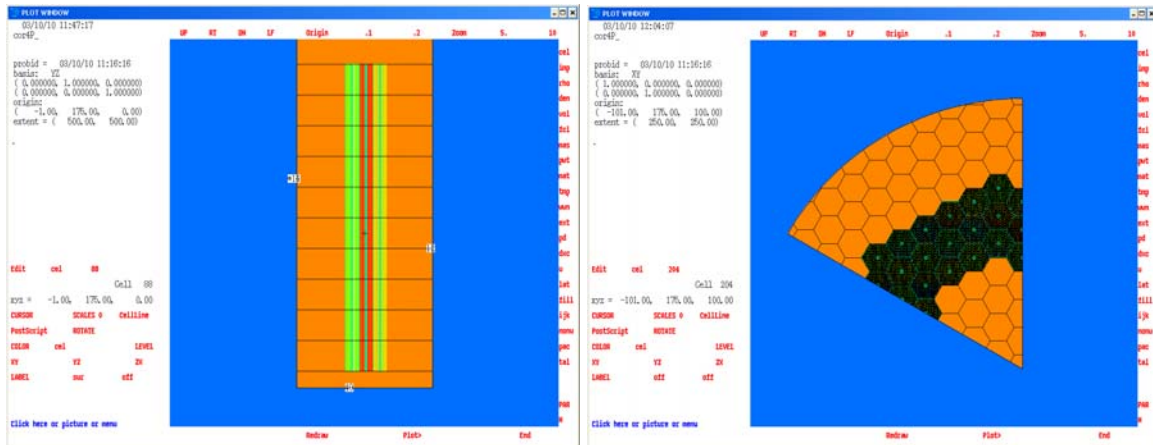


Figura 4.7 Modelo cor4P_.

Para el siguiente modelo se definió individualmente cada ensamble en las doce mallas hexagonales hasta cubrir 1/6 del núcleo. Diez mallas incluyen parcialmente los tres anillos combustibles, y dos mallas incluyen 1/6 de la tapa y la base de ensambles de grafito. Debido a que la condición de reflexión se aplica a superficies planas se recortaron los contornos salientes de las fronteras de 1/6 de núcleo. La Figura 4.8 muestra el modelo cor6AQ en el que se distingue la malla llenada con los elementos individuales descritos antes de ser recortados los salientes de los ensambles.

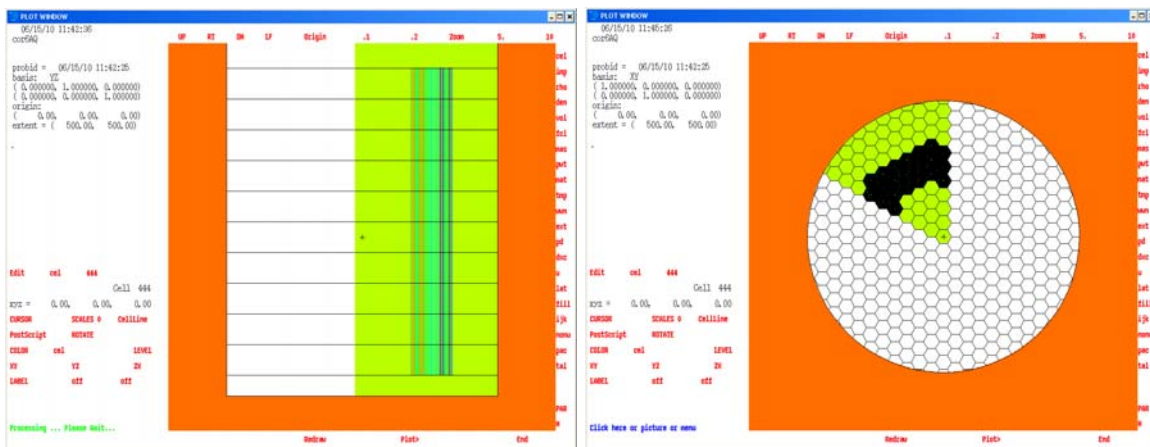


Figura 4.8 Modelo cor6AQ.

4.3.3 Modelo axial y radialmente modificado.

El siguiente modelo se obtuvo de un núcleo homogéneo completo pero sustituyendo las diez capas axiales por una única capa equivalente, para evitar la localización de cada ensamble en cada una de las diez mallas hexagonales. Adicionalmente se recortó axialmente la mitad el núcleo y se le puso condición de reflexión a la superficie, para ser completada la mitad inferior por el código. Radialmente se tomó 1/6 del núcleo homogéneo, con las condiciones de reflexión semejantes al modelo anterior. La disminución de elementos de diez a uno, de diez mallas hexagonales a una, suponen una disminución en el tiempo de cómputo, así como la reducción por la mitad con el corte axial. En la Figura 4.9 se presenta el modelo cor4PR.

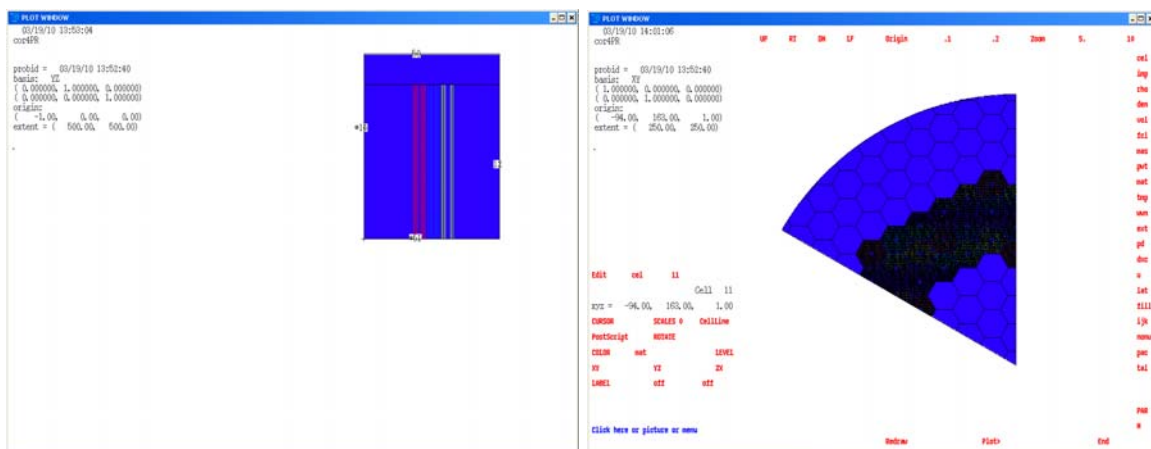


Figura 4.9 Modelo cor4PR.

4.3.4 Comparación entre modelo homogéneo vs. homogéneos fraccionados.

El resumen de la ejecución de los cuatro modelos se muestra en la Tabla 4.6 para el cálculo del factor de multiplicación de neutrones: K_{eff} . La Tabla 4.7 es resultado de datos obtenidos en tiempo de ejecución, para el cálculo inicial de k_{eff} (t- k_{eff}) más un paso de quemado (t-Quemado), dado en horas:minutos:segundos, elaborada con la diferencia de tiempos, que en tiempo de ejecución presenta en pantalla MCNPX. Se incluye el resultado del modelo homogéneo del núcleo completo NUCQa62.

En la Tabla 4.7 se nota que sí existe diferencia de tiempo de ejecución entre cada uno de los modelos y el resultado del núcleo completo. El tiempo de referencia a disminuir es el del núcleo completo NUCQa62 que tarda 5 horas, 46 minutos, 42 segundos. El modelo cor4PI es el de menor tiempo de ejecución con 4 horas, 9 minutos, 5 segundos. De la diferencia de tiempos se tiene que el modelo cor4PI ahorra en tiempo de cómputo 1 hora, 37 minutos, 37 segundos para el cálculo de K_{eff} inicial.

Tabla 4.6 Resultados de los modelos de 1/6 para el cálculo de Keff (salida de MCNPX).

modelo	keff	flux	ave. q
cor4P_	1.09810	2.492E+15	200.945
cor4PR	1.10046	2.486E+15	200.945
cor6AQ	1.07479	1.594E+15	200.952
cor4PI	1.10895	2.489E+15	200.945
NUCQa62	1.08229	3.091E+14	200.952

Tabla 4.7 Tiempos de ejecución de los modelos de 1/6.

Modelo	cor4P	cor6AQ	cor4PR	cor4PI	NUCQa62
t-Keff	01:09:27	01:33:32	01:13:36	01:16:31	01:30:10
t-Quemado	03:56:39	04:06:17	04:32:50	02:52:34	4:16:32
Total	05:06:06	05:39:49	05:46:26	04:09:05	5:46:42

Tiempo en hr:min:seg

La importancia de los modelos de 1/6 de núcleo radica en que efectivamente producen un ahorro de tiempo de cómputo para calcular keff. En el siguiente capítulo se indagará si los modelos geoméricamente simplificados producen ahorro de tiempo de ejecución para la simulación del quemado de combustible. Cabe aclarar, que de acuerdo a los resultados de la Tabla 4.6, los modelos de 1/6 de núcleo deben ser refinados para obtener una Keff más cercana a la del modelo del núcleo completo.

4.4 Modelo del núcleo con ensamblés definidos individualmente.

Como parte del desarrollo de modelos del núcleo GT-MHR, se obtuvo un modelo en base a una única capa axial, en el cual los ensamblés se encuentran definidos individualmente y no por repetición (Figura 4.10, Figura 4.11). Este modo de individualizar los ensamblés puede generalizarse para el núcleo completo, lo que significaría que se definen 1080 ensamblés con un identificador de combustible asociado en el archivo de entrada. Este tipo de representación permite obtener los resultados de la simulación del quemado distinguiendo cada ensamble radial y axialmente. Por simplicidad, la definición de ensamblés en el archivo de entrada se da por medio de repetición, sin embargo, el archivo de salida reporta los resultados en forma de la suma del material, sin poder identificar elementos individuales, específicamente qué ensamble lo produce.

La importancia de la individualización es que permite la incorporación de los ensamblés gastados en una nueva recarga, hacer los modelos de reacomodo de combustible y simular un ciclo de quemado distinto. En la Figura 4.10 se observa con algunos detalles la salida de la vista radial y axial del modelo individualizado. La identificación de la ubicación radial y

axial de cada ensamble es el único modo para el manejo de ensambles gastados en quemados posteriores; en nuestro caso se definió una única capa axial que se repitió en las restantes zonas axiales. La consecuencia es que los recursos computacionales necesarios para su ejecución se incrementan notablemente.

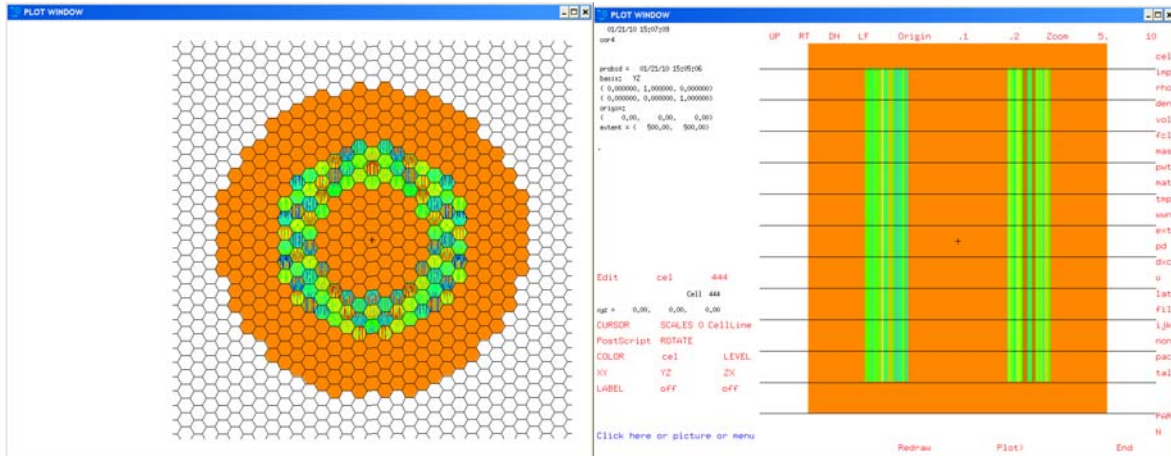


Figura 4.10 Vista radial y axial del núcleo.

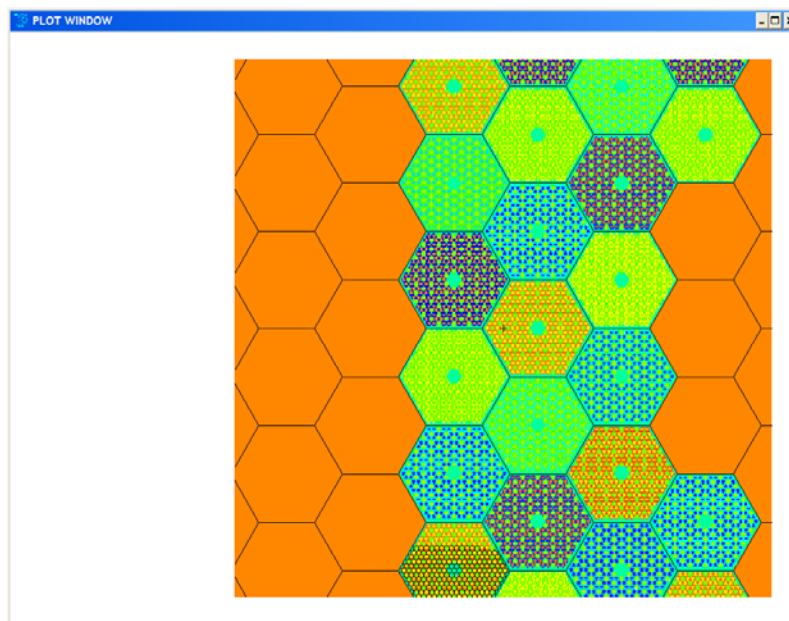


Figura 4.11 Detalle de ensambles individualizados.

4.5 Incorporación de las bibliotecas de secciones eficaces generadas con NJOY en los modelos.

Es importante mencionar que en los modelos se incorporaron bibliotecas de secciones eficaces de materiales que no se encuentran en las bibliotecas estándar de MCNPX, y que

debieron ser generadas a partir de las bibliotecas genéricas ENDF/B-VI (*Evaluated Nuclear Data File*) con NJOY. Estas bibliotecas son de relevancia para obtener los resultados basados en datos similares a los de la publicación de referencia de Talamo, en su análisis de pequeñas partículas TRISO con núcleo de radio de 150 μm . Se incluyeron las bibliotecas de secciones eficaces de los materiales que forman la partícula TRISO con la temperatura de operación del núcleo a 1500 K. Otra biblioteca incorporada es para el grafito del bloque hexagonal, cuya matriz de dispersión $S(\alpha,\beta)$ fue evaluada a 900 K, como la utiliza Talamo [3].

Capítulo 5

Simulación del quemado de combustible en el núcleo del reactor.

En el presente capítulo se presentan los resultados de la simulación del quemado de combustible de los modelos de núcleo completo del GT-MHR. El primero es un modelo heterogéneo del GT-MHR con el combustible original, con TRISOS embebidos en una matriz de grafito llamado TgaQ90. Los siguientes dos modelos son modelos homogéneos, ambos usan el combustible equivalente obtenido por el método RPT del capítulo 4; en el NUCQa62 los tres anillos de ensambles combustibles se generan por repetición, en el corQ90 los ensambles combustibles son definidos individualmente. Posteriormente, se presentan los resultados de simular el quemado del combustible de los 4 modelos fraccionales que emplean combustible equivalente homogéneo, con el propósito de comparar su equivalencia con la del núcleo homogéneo completo.

5.1 Quemado de combustible.

MCNPX 2.6.0 cuenta con la opción de múltiple quemado de materiales. Por ejemplo, en la Figura 5.1 se muestra una configuración con que se simula un quemado de 30 días, con pasos de quemado de 5 días. Los materiales 1, 8 y 9 en MAT definen los tres tipos de combustible asociados a los ensambles de los anillos IR, CR y OR. La potencia total térmica del reactor se define en la opción POWER=600, dada en Megawatts térmicos (MWT). Las fracciones de potencia descritas en PFRAC corresponden a cada paso de quemado de BURN TIME. Los parámetros en AFMIN define el criterio de fracciones atómicas mínimas con los que son puestos a cero, y criterios de convergencia en cadenas de decaimiento.

El volumen total de los materiales señalados en MAT se especifica en MATVOL. La tarjeta OMIT sirve para simplificar los cálculos de quemado al descartar los materiales incluidos en ésta. Los parámetros descritos en BOPT controlan el modo en que los resultados serán reportados en el archivo de salida, y se usará el conjunto TIER 2 de los productos de fisión considerados en el quemado.

```

BURN TIME=5,5,5,5,5
MAT=1,8,9
POWER=600.0 $600MWT
PFRAC=1.0,1.0,1.0,1.0,1.0,1.0
AFMIN=1E-10 1E-4
MATVOL=4134883.359,4134883.359,4134883.359
OMIT=1,7,6014,7016,8018,9018,44105,90234,91232
      8,7,6014,7016,8018,9018,44105,90234,91232
      9,7,6014,7016,8018,9018,44105,90234,91232
BOPT=1.0 14 1.0

```

Figura 5. 1. Tarjeta de quemado.

5.2 Modelos heterogéneo y homogéneos del núcleo completo.

En el proceso de modelado del núcleo GT-MHR se incorporaron, en el modelo heterogéneo de núcleo completo, los datos que permiten representar con mayor fidelidad el comportamiento del núcleo del reactor, salvo las omisiones que no se incorporaron por simplificación del modelado, como son la falta de las barras de control, la falta de definición del contorno exacto de los ensambles reflectores de grafito. La respuesta obtenida del modelo se puede apreciar en la Tabla 5.1. Para la simulación de los 90 días de quemado la tarjeta BURN TIME se definió con los siguientes pasos de quemado:

```
BURN TIME=5,5,5,5,5,5,10,10,10,15,15,15
MAT=1,8,9
POWER=600.0 $600 MWT
PFRAC=1.0,1.0, 1.0, 1.0, 1.0,1.0,1.0,1.0,1.0,1.0,1.0
```

Tabla 5.1 Quemado de combustible del modelo heterogéneo TgaQ90.

Modelo TgaQ90

step	duration (days)	time (days)	power (MW)	keff	flux	ave. nu	ave. q	burnup (GWd/MTU)	source (nts/sec)
0	0.00	0	600E+02	1.10169	3.128E+14	2.437	200.952	0.000	4.541E+19
1	5.00	5	600E+02	1.05389	3.231E+14	2.437	200.952	0.794	4.541E+19
2	5.00	10	600E+02	1.04118	3.296E+14	2.437	200.952	1.588	4.541E+19
3	5.00	15	600E+02	1.03041	3.354E+14	2.437	200.951	2.382	4.542E+19
4	5.00	20	600E+02	1.0202	3.418E+14	2.437	200.951	3.176	4.542E+19
5	5.00	25	600E+02	1.0104	3.479E+14	2.438	200.951	3.970	4.543E+19
6	5.00	30	600E+02	1.00135	3.536E+14	2.438	200.951	4.764	4.544E+19
7	10.00	40	600E+02	0.98228	3.661E+14	2.439	200.95	6.352	4.545E+19
8	10.00	50	600E+02	0.96421	3.786E+14	2.440	200.949	7.941	4.547E+19
9	10.00	60	600E+02	0.94759	3.909E+14	2.441	200.948	9.529	4.550E+19
10	15.00	75	600E+02	0.9227	4.102E+14	2.444	200.946	11.910	4.554E+19
11	15.00	90	600E+02	0.89862	4.296E+14	2.446	200.944	14.290	4.558E+19

El resultado de la ejecución del modelo homogéneo del núcleo GT-MHR llamado NUCQa62 se muestra en la Tabla 5.2, se emplearon los mismos datos de la tarjeta de quemado del modelo heterogéneo anterior. Las simplificaciones del heterogéneo también las tiene el homogéneo, además de las simplificaciones del combustible. En esta ejecución del modelo se puede apreciar el efecto de la simplificación del combustible, que en forma gráfica es más notable. En la Figura 5.2 se resumen los datos de la evolución del quemado para un periodo de 90 días, que es el quemado reportado por Talamo [1], el cual fue utilizado como punto de comparación para los modelos desarrollados en esta tesis.

Es importante la diferencia en los pasos de quemado de ambos modelos (heterogéneo/homogéneo), que no corresponden exactamente entres sí, aunque fueron ajustados los radios de los COMPACTOS según su tipo de ensamble: IR, CR y OR, para

obtener su reactividad equivalente inicial; al estar integrados los tres tipos de ensambles la equivalencia no es la que se esperaba. De lo anterior, se puede pensar que el costo de la simplificación del combustible, al incrementar la velocidad de ejecución del modelo, es una menor exactitud en el resultado al compararse contra el resultado del modelo heterogéneo.

Tabla 5.2 Quemado de combustible del modelo NUCQa62.

Modelo NUCQa62									
step	duration (days)	time (days)	power (MW)	keff	flux	ave. nu	ave. q	burnup (GWd/MTU)	source (nts/sec)
0	0.00	0	600E+02	1.08161	3.095E+14	2.437	200.952	0.000	4.541E+19
1	5.00	5	600E+02	1.03442	3.187E+14	2.437	200.951	0.765	4.541E+19
2	5.00	10	600E+02	1.02511	3.252E+14	2.437	200.951	1.529	4.541E+19
3	5.00	15	600E+02	1.01224	3.319E+14	2.437	200.951	2.294	4.542E+19
4	5.00	20	600E+02	1.00069	3.370E+14	2.437	200.951	3.058	4.542E+19
5	5.00	25	600E+02	0.99419	3.423E+14	2.438	200.95	3.823	4.543E+19
6	5.00	30	600E+02	0.98549	3.474E+14	2.438	200.95	4.588	4.543E+19
7	10.00	40	600E+02	0.96664	3.591E+14	2.439	200.949	6.117	4.545E+19
8	10.00	50	600E+02	0.95087	3.703E+14	2.44	200.948	7.646	4.547E+19
9	10.00	60	600E+02	0.93368	3.823E+14	2.441	200.947	9.175	4.550E+19
10	15.00	75	600E+02	0.91082	3.994E+14	2.443	200.945	11.470	4.553E+19
11	15.00	90	600E+02	0.88758	4.165E+14	2.446	200.943	13.760	4.558E+19

Ya que la simplificación del combustible está basado en el método RPT, en la investigación de los modelos para el caso del empleo del método RPT, se concluyó que existe la necesidad de ajustar el radio para obtener una Keff contra un valor de referencia que, sin embargo, falla en la etapa de quemado, ya que varió dicho valor, por lo que requeriría un nuevo ajuste en el combustible equivalente para cada ensamble y en general en cada paso de quemado debería ajustarse, lo que lo lleva a ser impráctico. El modelo NUCQa62 prueba en forma más compleja la efectividad del método RPT, al probar tres combustibles equivalentes y su evolución combinada durante los 90 días de quemado.

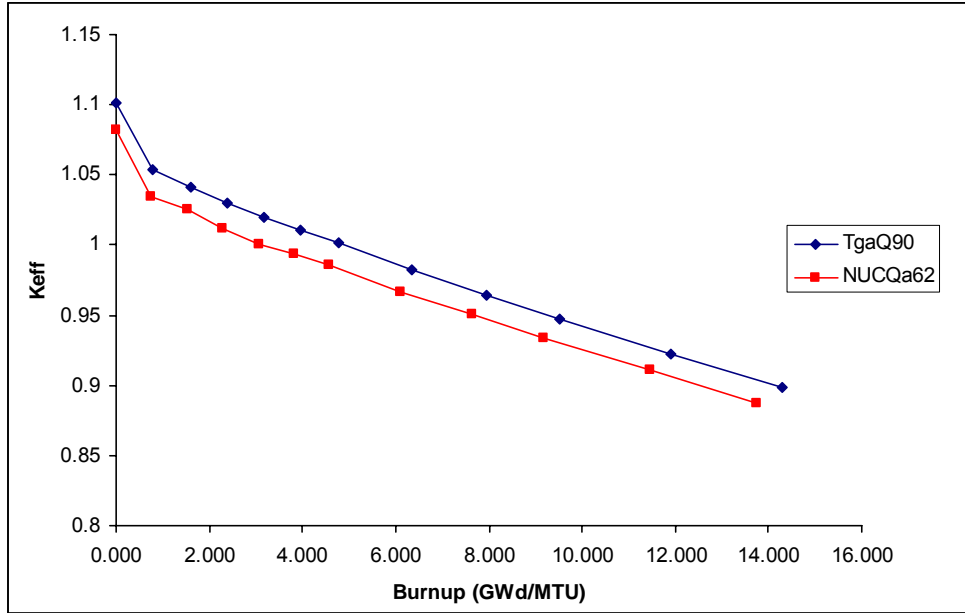


Figura 5.2 Quemado de los modelos heterogéneo (TgaQ90) y homogéneo (NUCQa62).

En la Figura 5.3 se muestran los resultados de los dos modelos heterogéneos del GT-MHR, en color azul el modelo de referencia de Talamo [1], y en color verde nuestro modelo desarrollado con los datos publicados (TgaQ90). El combustible de nuestro modelo TgaQ90 está basado en TRISOS, es de núcleo completo, sin empleo de fracciones del núcleo, que no emplea las propiedades de reflexión del código, con las simplificaciones que ya se mencionaron anteriormente. Debido a lo anterior se obtiene la mayor fidelidad al resultado de la referencia y tiene las especificaciones del GT-MHR empleadas por Talamo. Observamos que ambos tienen una reactividad aproximada por lo que se concluye que el TgaQ90 muestra una buena aproximación al modelo de referencia publicado. Cabe mencionar que los resultados reportados por Talamo son para muy pocos pasos de quemado, y no da mayor información acerca de la discretización utilizada en su cálculo de quemado.

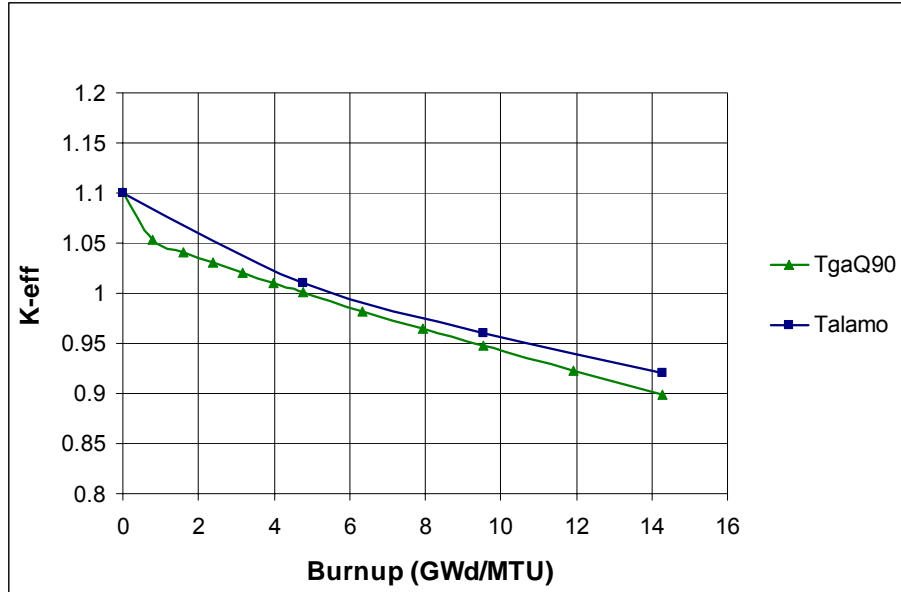


Figura 5.3 Factor de multiplicación de neutrones vs. quemado.

5.3 Modelo del núcleo con ensambles definidos individualmente.

En la Tabla 5.3 se muestra los resultados de la simulación para este modelo.

Tabla 5.3 Modelo corQ90.

step	duration (days)	time (days)	power (MW)	keff	flux	ave. nu	ave. q	burnup (GWd/MTU)	source (nts/sec)
0	0.00	0	6.00E+02	1.08161	3.10E+14	2.437	200.952	0	4.54E+19
1	5.00	5	6.00E+02	1.03457	3.19E+14	2.437	200.951	0.7646	4.54E+19
2	5.00	10	6.00E+02	1.02250	3.25E+14	2.437	200.951	1.529	4.54E+19
3	5.00	15	6.00E+02	1.01382	3.31E+14	2.437	200.951	2.294	4.54E+19
4	5.00	20	6.00E+02	1.00295	3.37E+14	2.437	200.951	3.058	4.54E+19
5	5.00	25	6.00E+02	0.99510	3.42E+14	2.438	200.95	3.823	4.54E+19
6	5.00	30	6.00E+02	0.98417	3.48E+14	2.438	200.95	4.588	4.54E+19
7	10.00	40	6.00E+02	0.96740	3.59E+14	2.439	200.949	6.117	4.55E+19
8	10.00	50	6.00E+02	0.95031	3.71E+14	2.44	200.948	7.646	4.55E+19
9	10.00	60	6.00E+02	0.93514	3.81E+14	2.441	200.947	9.175	4.55E+19
10	15.00	75	6.00E+02	0.91036	3.99E+14	2.443	200.945	11.47	4.55E+19
11	15.00	90	6.00E+02	0.88798	4.16E+14	2.446	200.943	13.76	4.56E+19

La Figura 5.4 muestra gráficamente la equivalencia entre los modelos generados por repetición NUCQa62 y el modelo definido por ensambles individuales corQ90, empleando el mismo combustible para la simulación de 90 días de quemado. La superposición de las curvas de Keff vs quemado de combustible de ambos modelos indica que no existe afectación en el resultado por modelar en forma detallada si se tiene el mismo combustible. Es importante señalar lo anterior debido a que en el capítulo siguiente se mostrarán algunas diferencias que resultan de representar de formas distintas un mismo problema.

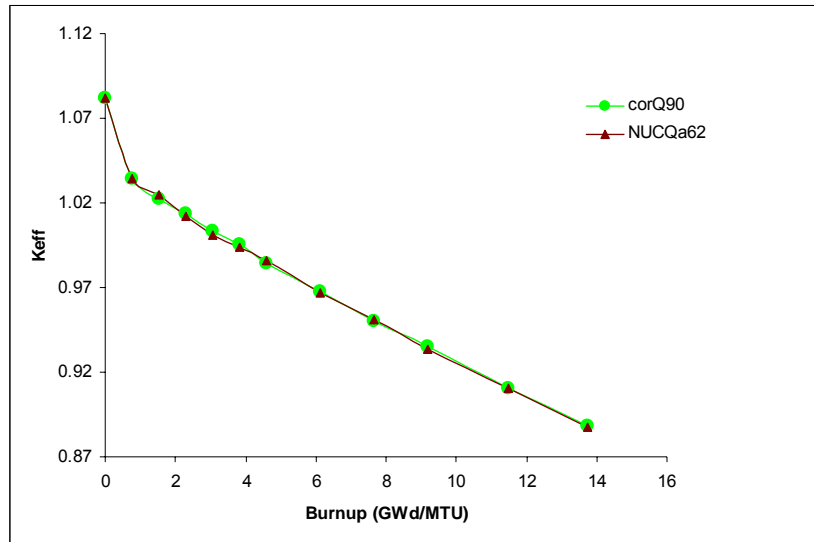


Figura 5.4 Ensambles por repetición NUCQa62 y definidos individualmente corQ90.

5.4 Modelos homogéneos geoméricamente simplificados.

Descripción breve de los dos modelos de núcleo completo y los cuatro modelos geoméricamente simplificados presentados en el capítulo 4 que se mencionan en las Figura 5.5, Figura 5.6 y Figura 5.7:

TgaQ90: Modelo de núcleo completo con combustible heterogéneo.

NUCQa62: Modelo de núcleo completo con combustible homogéneo.

cor4PR: Modelo de una única capa de ensambles combustibles equivalente a la altura de 10 capas de ensambles combustibles, geoméricamente 1/6 radial y 1/2 axial, con reflector superior de grafito, con combustible homogéneo.

cor6AQ: Modelo de ensambles definidos individualmente en las diez capas de ensambles combustibles, geoméricamente 1/6 radial, reflector superior e inferior de grafito, de 1/6 de núcleo radialmente, con combustible homogéneo.

cor4PI: Modelo formado por una única capa de ensambles combustibles axialmente infinita, geoméricamente de 1/6 radialmente, no tiene ensambles reflectores de grafito en las tapas superior e inferior, con combustible homogéneo.

cor4P_: Modelo de 10 capas axiales, con tapas superior e inferior de grafito reflector, geoméricamente 1/6 radial, con combustible homogéneo.

A continuación se muestran los resultados de la simulación del quemado de combustible de los modelos geoméricamente simplificados descritos, que comparten el combustible homogéneo con el mismo ajuste de radio RPT y las condiciones de pasos de quemado para 6 pasos de quemado de 5 días, tiempo en que el núcleo se mantiene crítico en el modelo heterogéneo TgaQ90. El combustible de los modelos corresponde al combustible homogéneo equivalente NUCQa62. El resultado de la ejecución de los modelos fraccionales de 1/6 de núcleo se muestran en la Tabla 5.4 a la Tabla 5.7. El propósito fue compararlos contra el resultado del núcleo completo homogéneo y heterogéneo, conociendo que el resultado es sensible a la distribución geométrica en el modelado de un problema físico, como es el caso de representar TRISOS embebidos en una matriz de grafito con una *lattice* aleatoria, una *lattice* rectangular o una *lattice* hexagonal [2]. Debido a que los modelos tienen las mismas condiciones de quemado y la misma fracción geométrica de 1/6 de núcleo, se espera que el resultado que se obtenga de keff y de los pasos de quemado se diferencie por el empleo de las propiedades de reflexión del código MCNPX.

Recordando que el modelo cor4PI está definido por geometría 1/6 radial del núcleo que contiene partes formadas por tres secciones de ensamblajes del anillo interno, anillo central y anillo externo, y que no tiene tapa ni base de reflectores de grafito, debido a que los ensamblajes son axialmente infinitos. En el caso de este modelo fraccional axialmente infinito, aunque no es un equivalente exacto del núcleo completo, debido a la falta de los ensamblajes reflectores superior e inferior, en la tarjeta de quemado se empleó la misma cantidad de inventario de combustible que en el núcleo completo para darle equivalencia. El resultado se muestra en la Tabla 5.4.

Tabla 5. 4 Quemado de combustible del modelo cor4PI.

Modelo cor4PI	step	duration (days)	time (days)	power (MW)	keff	flux	ave. nu	ave. q	burnup (GWd/MTU)	source (nts/sec)
	0	0.00E+00	0.00E+00	6.00E+02	1.10923	5.16E+14	2.437	200.945	0.000E+00	4.54E+19
	1	5.00E+00	5.00E+00	6.00E+02	1.05214	5.39E+14	2.437	200.945	9.316E-01	4.54E+19
	2	5.00E+00	1.00E+01	6.00E+02	1.03764	5.51E+14	2.437	200.944	1.863E+00	4.54E+19
	3	5.00E+00	1.50E+01	6.00E+02	1.02774	5.61E+14	2.437	200.944	2.795E+00	4.54E+19
	4	5.00E+00	2.00E+01	6.00E+02	1.01563	5.69E+14	2.438	200.943	3.726E+00	4.54E+19
	5	5.00E+00	2.50E+01	6.00E+02	1.00629	5.78E+14	2.438	200.943	4.658E+00	4.54E+19
	6	5.00E+00	3.00E+01	6.00E+02	0.99457	5.88E+14	2.439	200.942	5.589E+00	4.55E+19

El siguiente modelo cor4P_ se obtuvo recortando la sexta parte del modelo del núcleo homogéneo y poniendo condiciones de reflexión en sus superficies, para completar el núcleo completo usando la repetición del mismo elemento definido. Axialmente está completo ya que se mantienen las diez capas axiales, la tapa y la base del reflector de grafito. En la Tabla 5.5 se muestra el resultado de la ejecución del modelo para los 30 días de quemado.

Tabla 5. 5 Quemado de combustible del modelo cor4P_.

Modelo cor4P_									
step	duration (days)	time (days)	power (MW)	keff	flux	ave. nu	ave. q	burnup (GWd/MTU)	source (nts/sec)
0	0.00E+00	0.00E+00	6.00E+02	1.09945	5.17E+14	2.437	200.945	0.000E+00	4.54E+19
1	5.00E+00	5.00E+00	6.00E+02	1.04052	5.41E+14	2.437	200.945	9.316E-01	4.54E+19
2	5.00E+00	1.00E+01	6.00E+02	1.02984	5.50E+14	2.437	200.944	1.863E+00	4.54E+19
3	5.00E+00	1.50E+01	6.00E+02	1.0157	5.60E+14	2.437	200.944	2.795E+00	4.54E+19
4	5.00E+00	2.00E+01	6.00E+02	1.00594	5.70E+14	2.438	200.943	3.726E+00	4.54E+19
5	5.00E+00	2.50E+01	6.00E+02	0.9966	5.79E+14	2.438	200.943	4.658E+00	4.54E+19
6	5.00E+00	3.00E+01	6.00E+02	0.98714	5.88E+14	2.439	200.942	5.589E+00	4.55E+19

En el modelo cor6AQ se emplea la definición de ensamblés individuales en la fracción geométrica de 1/6 de núcleo radialmente y con porciones de ensamblés recortadas. Diez mallas incluyen parcialmente los tres anillos combustibles, y dos mallas incluyen 1/6 de la tapa y la base de ensamblés de grafito. La ejecución del modelo cor6AQ se muestra en la Tabla 5.6

Tabla 5. 6 Quemado de combustible del modelo cor6AQ.

Modelo cor6AQ									
step	duration (days)	time (days)	power (MW)	keff	flux	ave. nu	ave. q	burnup (GWd/MTU)	source (nts/sec)
0	0.00E+00	0.00E+00	6.00E+02	1.07593	3.12E+14	2.437	200.952	0.000E+00	4.54E+19
1	5.00E+00	5.00E+00	6.00E+02	1.03032	3.21E+14	2.437	200.951	7.646E-01	4.54E+19
2	5.00E+00	1.00E+01	6.00E+02	1.01659	3.26E+14	2.437	200.951	1.529E+00	4.54E+19
3	5.00E+00	1.50E+01	6.00E+02	1.00617	3.33E+14	2.437	200.951	2.294E+00	4.54E+19
4	5.00E+00	2.00E+01	6.00E+02	0.99456	3.39E+14	2.437	200.951	3.058E+00	4.54E+19
5	5.00E+00	2.50E+01	6.00E+02	0.9868	3.44E+14	2.438	200.95	3.823E+00	4.54E+19
6	5.00E+00	3.00E+01	6.00E+02	0.97843	3.50E+14	2.438	200.95	4.588E+00	4.54E+19

En el modelo fraccional cor4PR siguiente se sustituyen las diez zonas axiales de combustible por una única capa de ensamblés equivalente, para evitar la localización de cada ensamblé en cada una de las diez mallas hexagonales correspondientes a las diez zonas axiales. Se recorta la mitad del núcleo axialmente y se ponen condición de reflexión a la superficie, para completar la mitad inferior. Los resultados se muestran en la Tabla 5.7

Tabla 5. 7 Quemado de combustible del modelo cor4PR.

Modelo cor4PR									
step	duration (days)	time (days)	power (MW)	keff	flux	ave. nu	ave. q	burnup (GWd/MTU)	source (nts/sec)
0	0.00E+00	0.00E+00	6.00E+02	1.10024	5.16E+14	2.437	200.945	0.000E+00	4.54E+19
1	5.00E+00	5.00E+00	6.00E+02	1.04356	5.40E+14	2.437	200.945	9.316E-01	4.54E+19
2	5.00E+00	1.00E+01	6.00E+02	1.03213	5.51E+14	2.437	200.944	1.863E+00	4.54E+19
3	5.00E+00	1.50E+01	6.00E+02	1.01842	5.59E+14	2.437	200.944	2.795E+00	4.54E+19
4	5.00E+00	2.00E+01	6.00E+02	1.00521	5.68E+14	2.438	200.943	3.726E+00	4.54E+19
5	5.00E+00	2.50E+01	6.00E+02	0.99914	5.78E+14	2.438	200.943	4.658E+00	4.54E+19
6	5.00E+00	3.00E+01	6.00E+02	0.98672	5.86E+14	2.439	200.942	5.589E+00	4.55E+19

La comparación de los cuatro modelos geoméricamente simplificados se muestra a continuación. En Figura 5.5 se compara k_{eff} versus días de quemado. Los modelos simplificados se distinguen por estar graficados con líneas punteadas mientras que los modelos de referencia, heterogéneo (TgaQ90) y homogéneo (NUCQa62), en líneas sólidas. Se manejan los primeros 30 días de quemado en que el núcleo permanece crítico para observar los efectos de la utilización de la representación fraccional. En principio se esperaría que los resultados de las ejecuciones de los modelos fueran idénticos, sin embargo, la curva de evolución de k_{eff} para el modelo cor4PI se acerca más al TgaQ90, como era el objetivo original del modelo homogéneo equivalente NUCQa62. La evolución de k_{eff} para los modelos cor4PR y cor4P_ tienen mayor cercanía al modelo homogéneo. Por su parte la respuesta del modelo cor6AQ permanece subestimada en todos los puntos de comparación respecto al NUCQa62. La reactividad equivalente inicial se cumple en los modelos cor4PR y cor4P_. En el modelo cor4PI, $k_{eff}=1.10923$, está sobrestimado respecto al punto de ajuste del TgaQ90 con $k_{eff}=1.1$, y el resultado del modelo cor6AQ quedó subestimado con $k=1.07593$

En la Figura 5.5 se nota que sí ha tenido efecto el modo de representar el núcleo mediante fracciones de 1/6 aprovechando las propiedades de reflexión de MCNPX. Si observamos su evolución en los 30 días, cada uno de los cuatro modelos fraccionales mantiene sus diferencias, y ninguno se ajusta con exactitud al TgaQ90 ni al NUCQa62, del cual se tomó el combustible aunque sus pendientes son muy parecidas. Respecto al modelo TgaQ90, y para cálculos rápidos de k_{eff} inicial, el modelo cor4PR y cor4P_ obtienen buenas respuestas: $k_{eff}=1.10923$, y son la mejor aproximación al modelo que se pretende sustituir.

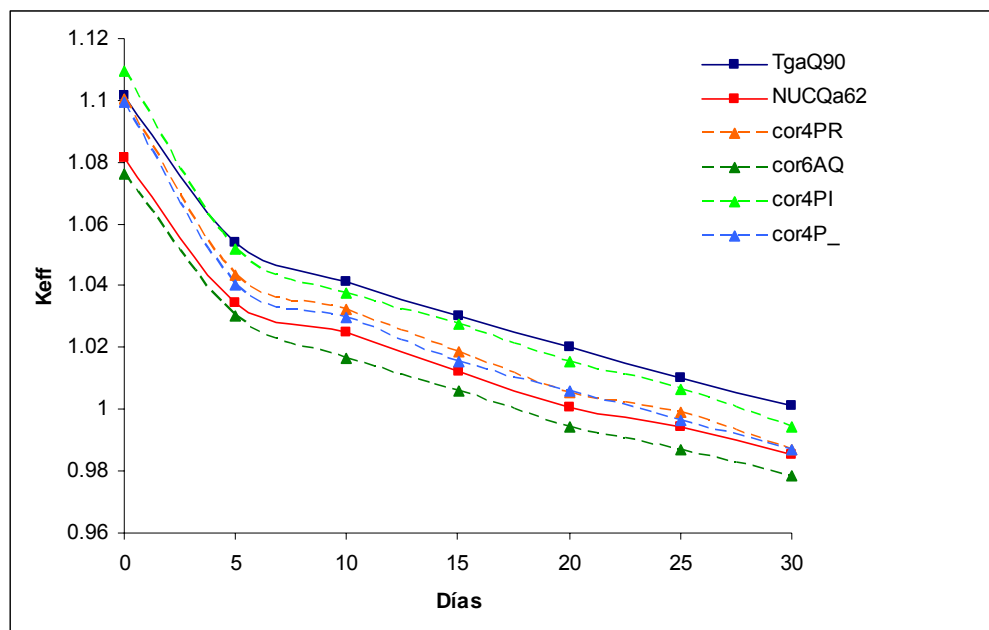


Figura 5.5 Keff vs. Días de modelos fraccionales.

El modelo simplificado NUCQa62 del núcleo GT-MHR, aunque es un núcleo completo, está basado en el método RPT, que nos permite obtener una simulación del quemado del combustible del núcleo más rápidamente. Sin embargo, en la investigación del empleo del método RPT se concluyó que existe la necesidad de ajustar el radio para obtener una k_{eff} contra un valor de referencia en cada paso de quemado. El ajuste se hizo para un valor inicial que, sin embargo, en las etapas sucesivas de quemado perdió su aproximación. En la Figura 5.6 es más notoria la separación en el quemado de combustible de los modelos cor4PR, cor4PI y cor4P_, en tanto se amplía el tiempo transcurrido; en este sentido el modelo cor6AQ sería el que mejor representaría un modelo equivalente, que sigue al homogéneo NUCQa62 en todos sus puntos de quemado.

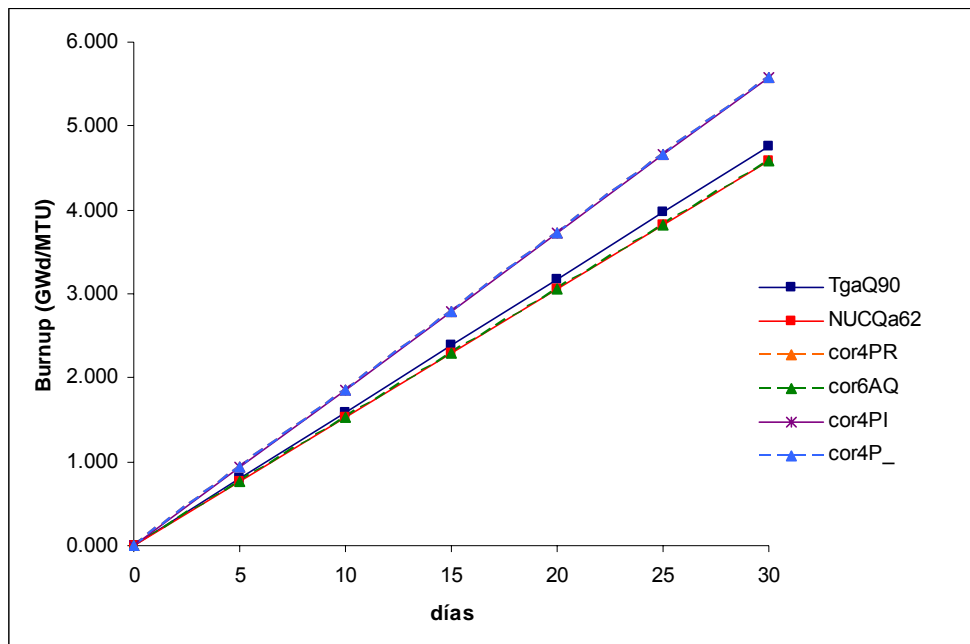


Figura 5.6 Quemado vs. días.

En la Figura 5.7 se observa que en los tres modelos geoméricamente simplificados: cor4PR, cor4P_ y cor4PI, se quema más combustible que en el TgaQ90, al que se pretende sustituir. El modelo axialmente infinito es el que mejor aproximación de valores de quemado tiene, aunque subestimados. Los tres modelos geoméricamente simplificados sirven de muestra para ejemplificar los efectos de representar geoméricamente, de modo diferente, un mismo problema, que nos pone más allá de la representación que se mencionó en el Capítulo 4, acerca de modelar el combustible de TRISOS embebidos en una matriz de grafito en forma aleatoria, con malla rectangular o en malla hexagonal. La representación cilíndrica con combustible diluido, como sustituto de la representación del combustible TRISO basado en esferas y distribuido en mallas hexagonales, también tiene un costo en la exactitud al calcular la reactividad y el valor de quemado de combustible en los pasos de quemado.

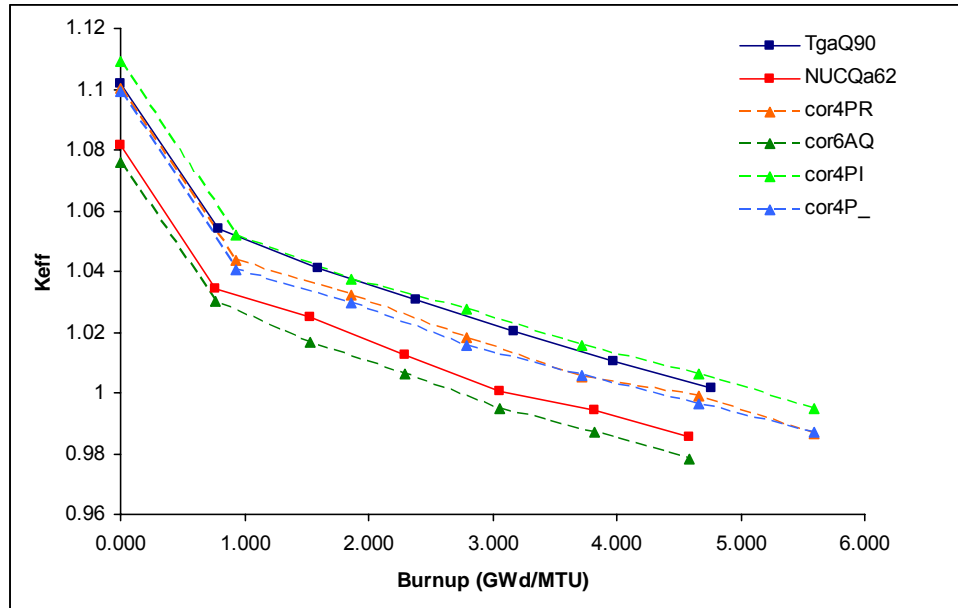


Figura 5.7 Keff vs. Quemado.

5.5 Cambios en hardware y software.

Uno de los inconvenientes para obtener resultados rápidos de la ejecución de los modelos del GT-MHR es la elevada demanda de tiempo de cómputo. En el inicio del proyecto se empleó la versión de MCNPX que se ejecuta en serie, la cual al crear un solo proceso secuencial, no aprovecha la totalidad de las capacidades de los núcleos del procesador. El código se instaló en una PC basada en un procesador Intel Pentium IV con dos núcleos de 3 GHz de velocidad y memoria RAM de 1 GB a 3 GB. Un ejemplo de la velocidad del tiempo de cómputo requerido para la ejecución de un modelo de un ensamble con combustible TRISO en medio infinito, para obtener un único cálculo de keff con un número bajo de historias: 200,000, tardó 12 horas.

Posteriormente, debido a que se iniciaron los modelos con simulación de quemado de combustible, y a que el modelo del núcleo completo se terminó de modelar con los 1080 ensambles distribuidos en las 10 zonas axiales, y la totalidad de los ensambles reflectores de grafito, se apreció el incremento de tiempo, nuevamente al pasar de días a semanas de procesamiento para obtener resultados. Como una medida para resolver el problema, se decidió cambiar de plataforma de hardware y de software para pasar a la versión MPI de MCNPX, que crea y distribuye la carga de ejecución del modelo en forma paralelizada, para ser ejecutada en más de un núcleo, para lo cual se ensambló una PC con los elementos que en ese momento estaban accesibles económicamente. Esta segunda máquina está basada en el procesador Phenom II con cuatro núcleos a 2.66 GHz y 3 GB en RAM a 633 MHz. Fue de mucha utilidad emplear los cuatro núcleos completos para el procesamiento, sin embargo, no fue suficiente debido a que se modificaron las opciones de la tarjeta de quemado BOPT, al pasar del conjunto default TIER 1 al conjunto TIER 2, que incluye los productos de fisión listados en el directorio XSDIR, y a TIER 3 con los productos de fisión comprendidos en ENDF/B VII.0 (como se muestran en el Capítulo 2), lo que implica un

incremento de demanda de recursos computacionales y de tiempo, lo que produjo que los modelos más demandantes no pudieran ejecutarse por falta de memoria y a la lentitud cuando sí se podían ejecutar.

Debido a que se hicieron nuevos modelos del núcleo GT-MHR usando el combustible de TRISOS, y no el combustible homogéneo equivalente que se había estado utilizando, se requirió analizar nuevos componentes para armar una nueva PC con un procesador más potente y mayor memoria RAM. Se ensambló una nueva PC con el procesador i7 Extreme con 8 núcleos, que tiene la capacidad de incrementar la velocidad del procesador hasta 4.5 GHz y se le incorporó una memoria RAM de 6 GB a 2000 MHz. De este modo se obtuvieron resultados en días en vez de semanas de tiempo de cómputo, lo que significó una mayor productividad de resultados en la simulación del quemado de combustible para 30 y 90 días, con 800,000 o 1,000,000 historias y la opción TIER 2 para los productos de fisión. Y aun así, el tiempo de cómputo es elevado, como ejemplo el TgaQ90 tardó 19416 minutos o bien trece días y medio.

Los resultados de los modelos obtenidos con esta PC por el número de historias producen menor desviación estándar de keff, abajo de 55 pcm, comparado con los resultados obtenidos con el empleo de 200,000 historias con desviación estándar abajo de 90 pcm, que se definieron para facilitar la ejecución con el procesador Phenom II.

Otro aspecto importante es la visualización de los modelos por medio de la interfaz gráfica Exceed, que también mejoró la cantidad y calidad de los gráficos que se obtuvieron, ya que también tardó semanas en obtener un solo gráfico, y con este procesador, por fin, pudieron graficarse las vistas del diseño del núcleo completo con combustible TRISO que no se consiguieron con las primeras máquinas.

Capítulo 6

Diseño del núcleo de un GT-MHR con ahorro de ensambles reflectores reemplazables de grafito.

En el presente capítulo se plantea un núcleo del GT-MHR que ahorra ensambles reflectores de grafito, para lo cual se distribuyen los ensambles combustibles en siete zonas axiales en lugar de diez. Para comparar su similitud con el núcleo original se calcula el factor efectivo de multiplicación de neutrones, el coeficiente de reactividad del moderador y el del combustible. El aporte más importante de este núcleo es que emplea acero de rápida desactivación en sustitución del grafito reflector, lo que disminuye la cantidad de grafito irradiado de vida media larga, durante la vida útil del reactor.

6.1 Acero de rápida desactivación para aplicaciones nucleares.

En los aceros inoxidable martensíticos el carbono está en una concentración tal que permite la formación de austenita a altas temperaturas, que a su vez se transforma en martensita durante el enfriamiento. La martensita es una fase rica en carbono, frágil y extraordinariamente dura. Los aceros inoxidable martensíticos tienen la característica común de ser magnéticos y endurecibles por tratamiento térmico, presentando cuando son templados una microestructura acicular (en forma de agujas). Es importante mencionar que estos aceros son normalmente producidos por la industria siderúrgica en estado recocido, con ductilidad razonablemente buena, y solamente después de templados serán muy duros y poco dúctiles.

Los aceros inoxidable ferríticos también son magnéticos. A pesar de tener una menor cantidad de carbono que los martensíticos, se vuelven parcialmente austeníticos a altas temperaturas y consecuentemente precipitan martensita durante el enfriamiento. Puede decirse que son parcialmente endurecibles por tratamiento térmico. Los aceros inoxidable ferríticos contienen, de un modo general, un contenido de cromo superior al de los martensíticos. Este aumento en la cantidad de cromo mejora la resistencia a la corrosión en diversos medios, pero sacrifica en parte otras propiedades, como la resistencia al impacto.

Los aceros ferríticos y martensíticos de alto-cromo (9-12% de peso) se desarrollaron durante la primera mitad del siglo pasado, y tienen una larga historia de uso en la industria de generación de energía como materiales para caldera, turbina, y otras aplicaciones. Los aceros originales se basaron en 12% Cr y composiciones 9 - 12% de Cr-Mo, pero la necesidad de reducir costos en plantas de energía con mayores eficiencias significó operarlas a mayores temperaturas, provocando el desarrollo de aceros más altamente aleados, con fortalezas de ruptura de fluencia progresivamente mejoradas. Estos nuevos aceros han permitido el máximo funcionamiento de las temperaturas en las calderas, al incrementarse desde menos de 450 a 620°C aproximadamente, y la fuerza de ruptura-fluencia 10^5 h se ha incrementado desde 40 a 140 MPa. Los aceros avanzados de este tipo se están desarrollando ahora con un objetivo de temperatura de 650°C y una fuerza de ruptura-fluencia de 10^5 h de 180 MPa. [1]

Aceros de alto Cromo Cr-Mo se emplearon en generadores de vapor en las centrales nucleares durante la década de 1960, y aceros con adiciones de V, Nb y/o W y dispersiones de óxido fueron posteriormente elegidos y evaluados en reactores rápidos de cría refrigerados por sodio. Desde la década de 1970, los aceros han sido considerados también como primera barrera y como materiales estructurales del manto de cría en sistemas de

reactores de fusión. Las aplicaciones de reactores de fisión y las aplicaciones de reactores de fusión requieren aceros resistentes a la radiación inducida por bombardeo de neutrones de alta energía, así como para tener suficiente dureza y resistencia a elevada temperatura durante el servicio. [1]

El requisito para la operación segura y rutinaria, así como el desmantelamiento de una planta nuclear y la eliminación de desechos radiactivos, ha exigido también el desarrollo de aceros con características mejoradas en cuanto a su activación. Este desarrollo de aceros de "activación reducida", que contienen W, V, Mn, Ta y Ti y sin Mo, Nb, Ni y otros elementos radiológicamente indeseables, y que poseen una combinación adecuada de las otras propiedades deseables, está progresando. La evolución de los aceros ferríticos y martensíticos de alto cromo por exposición al ambiente de neutrones de alta energía de un reactor de fisión o fusión sigue su avance, y sus aplicaciones nucleares es cada vez mayor.

Los nuevos aceros de bajo nivel de activación, respecto a los aceros convencionales, llamados aceros Ferríticos-Martensíticos (*Reduced Activation Ferritic/Martensitic Steels, RAF/Ms*) se han desarrollado a través de la experiencia y del conocimiento del campo nuclear y no nuclear de materiales, y se han optimizado para tener mejores niveles en sus propiedades metalúrgicas que los aceros convencionales. Por las características de sus aleaciones no transmuta sus elementos en elementos de larga vida media radiactiva por la activación nuclear por neutrones de alta energía. Algunos ejemplos son: 9Cr-1MoVNb, 8Cr-2WVTa y 9Cr-2WVTa. [1,2]

6.2 Nuevo modelo con ahorro de ensambles reflectores reemplazables de grafito.

Uno de los principales problemas de los reactores moderados por grafito es la acumulación de grafito radiactivo y su disposición final. Un modo de disminuir la cantidad de ensambles reflectores de grafito podría darse con la sustitución de éstos por ensambles de materiales diferentes, y el acomodo de los ensambles combustibles de forma alterna. En la presente tesis el empleo de acero dio los mejores resultados en el desempeño del modelo desarrollado. Es importante mencionar que durante los 60 años de vida útil del reactor, se requiere renovar cada 6 años los ensambles reflectores reemplazables de grafito.

Con el propósito de visualizar la distribución del nuevo modelo con bajo contenido de grafito, respecto al diseño del núcleo del GT-MHR con la distribución de ensambles originales, se codificaron los ensambles con colores según el tipo de ensamble para que puedan ubicarse en el modelo modificado. Originalmente son 36 X 3 X 10 axialmente = 1080 ensambles (ver Figura 6.1). Distribuidos en una malla hexagonal, 36 ensambles del anillo interno IR, dibujados en azul oscuro, 36 ensambles del anillo central CR en color amarillo, y 36 ensambles del anillo externo OR en color naranja, con 10 capas axiales. El grafito reflector está representado de color azul claro.

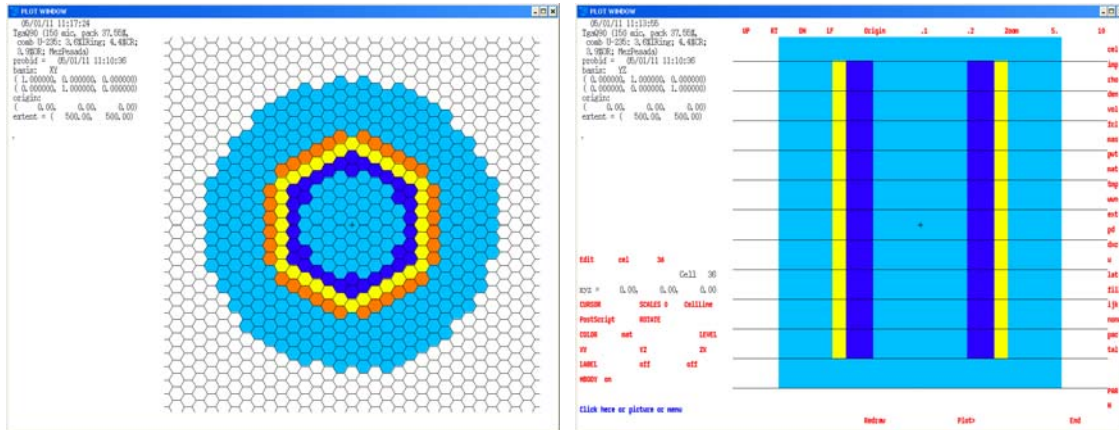
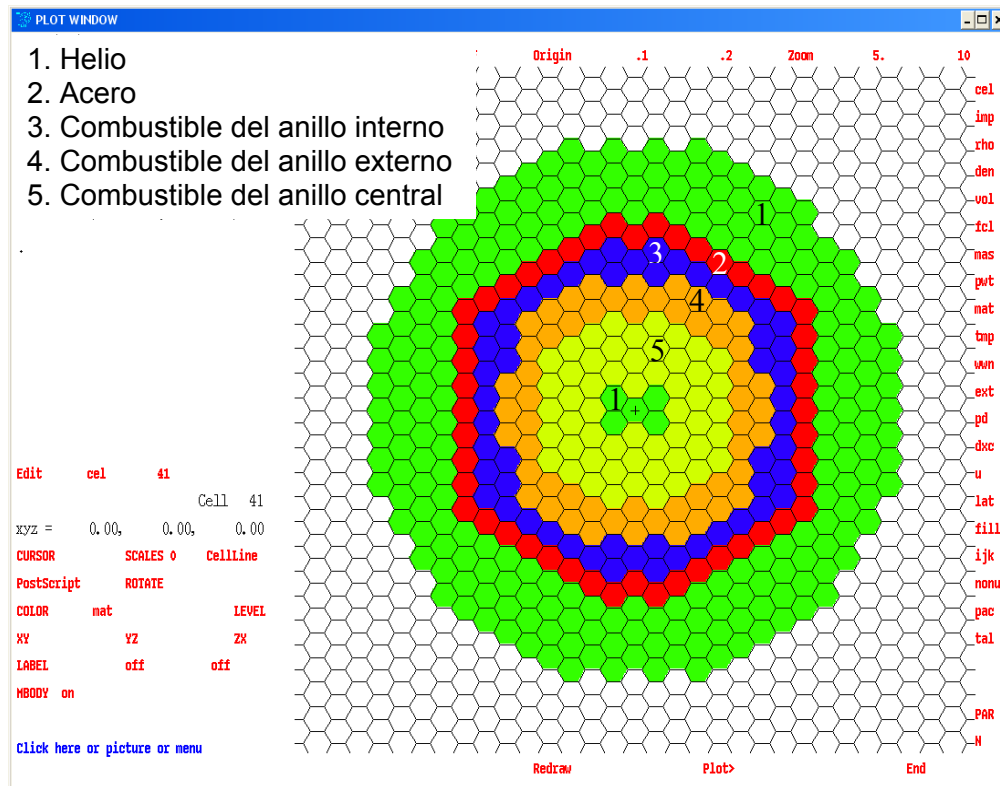


Figura 6.1 Vista del núcleo GT-MHR.

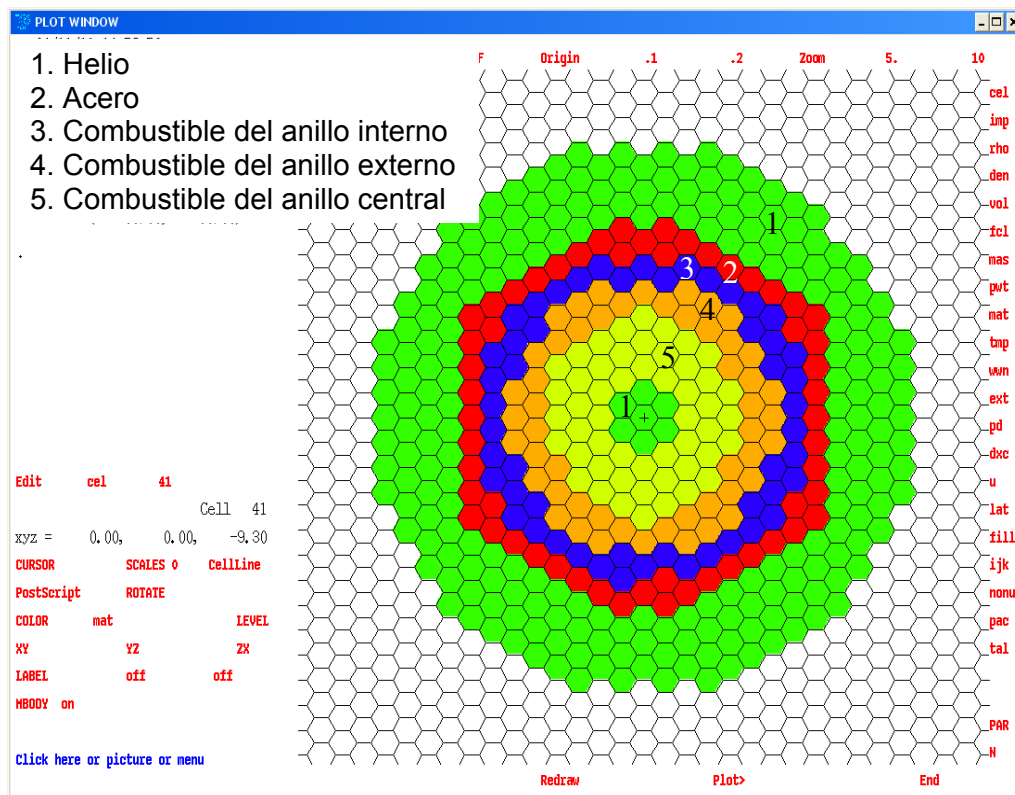
En el concepto original la vasija del reactor está protegida de las colisiones de neutrones rápidos por las capas de grafito que la rodean, que también son necesarias para reflejar a los neutrones. Los prismas hexagonales de acero suplen esta barrera para evitar daños a la vasija por la irradiación. En la nueva configuración, el acero es usado como reflector y como barrera de protección de la vasija, debido a que este tipo de acero tiene un tiempo de vida útil, ya que los bloques deberán ser reemplazados antes de perder sus propiedades de acero de rápida desactivación.

En el modelo desarrollado se mantuvo la misma cantidad de ensamblajes combustibles de los tres anillos, pero reordenándolos en la forma que tuvieran la mejor disposición simétrica. La simetría descrita por la Figura 6.2 B se logró en seis zonas axiales como se observa en la Figura 6.2 C. La zona axial central del núcleo modificado la describe la Figura 6.2 A, que es una zona de ajuste para lograr la mejor simetría del núcleo completo. El empleo de acero como material reflector en sustitución del grafito es con el propósito de incorporar el acero de rápida desactivación, disminuyendo con esto la cantidad de desechos radioactivos de grafito.

Una solución para aumentar la reactividad del núcleo empleando la misma cantidad de ensamblajes combustibles, fue reordenarlos en 7 zonas axiales en lugar de las 10 del diseño original. Se conservó la base y la tapa del reflector de grafito del modelo original, rellenando con helio las tres zonas axiales que quedan sin ensamblajes combustibles, al igual que el espacio central del núcleo, en color verde como se muestra en la Figura 6.2. El anillo reflector es de acero, se muestra en color rojo para las siete zonas axiales. El color de los elementos del núcleo permanece igual que para el modelo del núcleo del GT-MHR (Figura 6.1) y para el modelo del núcleo modificado (Figura 6.2): ensamblajes IR azul oscuro, ensamblajes CR amarillo, ensamblajes OR naranja, grafito en azul claro; y con la incorporación de Helio en color verde.

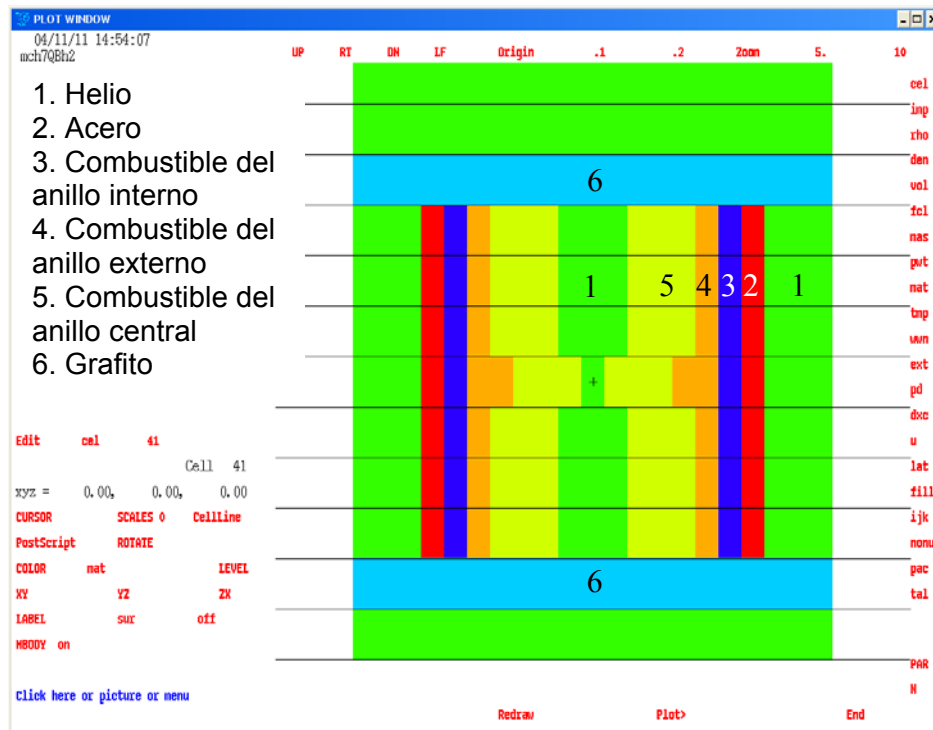


A



B

Figura 6.2 Vista del núcleo modificado.



C

Figura 6.2 Vista del núcleo modificado.

6.3 Factor Efectivo de Multiplicación de Neutrones.

En la Figura 6.3 se observa la salida de la ejecución del modelo de referencia TgaQ90, en el que se simula el quemado del combustible. En la misma gráfica se encuentra la ejecución del modelo de 7 capas llamado mch7QBh2. Ambos fueron simulados con las mismas condiciones de quemado y una potencia de 600 MWth. Se nota que el desempeño del modelo modificado para ahorrar grafito presenta un valor de Keff mayor al modelo original, que se mantiene a lo largo del quemado del combustible.

Otro aspecto importante a señalar es que en el modelo original se incluía la parte del grafito reflector permanente como parte de la malla hexagonal de elementos reflectores (ver detalles en la Figura 1.15), y que no están incorporados en el modelo modificado. Aun con esa falta de grafito reflector el núcleo tiene un comportamiento en reactividad muy bueno, ya que se sustituyó por el acero que es un buen reflector.

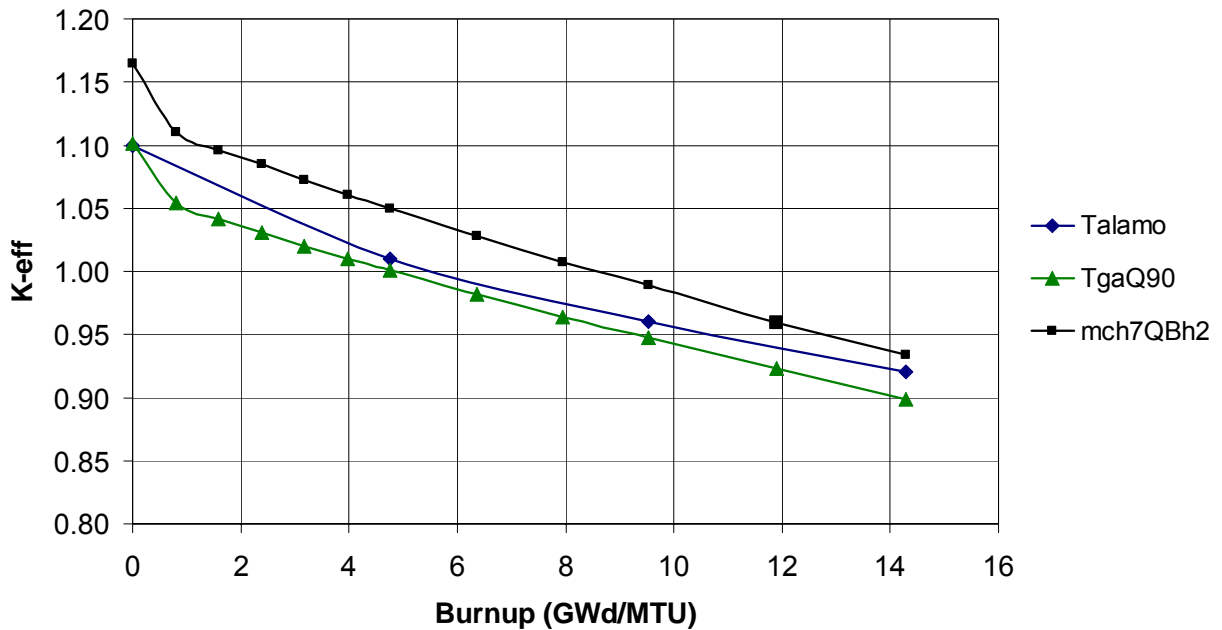


Figura 6.3 Factor de multiplicación de neutrones vs. quemado.

6.4 Coeficientes de Reactividad.

En la Tabla 6.1 se muestran los resultados obtenidos al modificar la temperatura del grafito y de los isótopos del combustible en el modelo de 7 capas con bajo contenido de grafito.

Tabla 6.1 K-efectiva a diferente temperatura de grafito e isótopos del combustible*
mch7QBh2.

Núcleo modificado			
Caso	Keff	Desv.est.	
Base			
mch7QBh2	1.16512	0.00060	Isótopos del combustible (1500 K); grafito (1200 K)
Pert 1	1.23768	0.00058	Isótopos del combustible (293 K); grafito (293 K)
Pert 2	1.18118	0.00061	Isótopos del combustible (293 K); grafito (1200 K)
Pert 3	1.20797	0.00056	Isótopos kernel (1500 K), capas TRISO (1200 K), grafito (293 K)

* Temperatura de Helio y acero = 300 K, en todos los casos.

De los datos obtenidos se calcularon los coeficientes de reactividad debidos a los efectos de la temperatura en el moderador y en el combustible, para la temperatura en que se simuló la operación del núcleo.

Combustible: $\alpha_{\text{comb}} = -1.142 \times 10^{-5} \text{ dk/K}$.

Moderador: $\alpha_{\text{mod}} = -4.055 \times 10^{-5} \text{ dk/K}$.

Oscilación caliente a frío (*Hot to cold swing*) es: -0.07256 dk

A continuación se muestran los coeficientes de reactividad del modelo de referencia TgaQ90 obtenidos a partir de la Tabla 6.2, la temperatura de Helio y acero se evaluaron a 300 K para todos los casos.

Tabla 6.2 K-efectiva a diferente temperatura de grafito e isótopos del combustible TgaQ90.

GT-MHR			
Caso	Keff	Desv.est.	
Base: TgaQ90	1.10169	0.00054	Isótopos del combustible (1500 K); grafito (1200 K)
Pert 1	1.15277	0.00056	Isótopos del combustible (293 K); grafito (293 K)
Pert 2	1.11225	0.00054	Isótopos del combustible (293 K); grafito (1200 K)
Pert 3	1.12343	0.00054	Isótopos kernel (1500 K), capas TRISO (1200 K), grafito (293 K)

Combustible: $\alpha_F = -7.941 \times 10^{-6}$ dk/K

Moderador: $\alpha_m = -2.176 \times 10^{-5}$ dk/K

Oscilación caliente a frío: -0.05108 dk

Como se observa los coeficientes de reactividad por temperatura del núcleo modificado permanecen negativos y semejantes a los del modelo de referencia.

6.5 Ahorro de grafito durante la vida útil del reactor GT-MHR.

Durante la vida útil del núcleo del reactor, evaluada en 60 años de operación, y considerando tiempos de irradiación de 6 años para los reflectores de grafito reemplazables, se tiene que habrá 10 ocasiones de reemplazos [3]. En el modelo mch7QBh2 de la Figura 6.2 se observa que no quedó ningún ensamble reemplazable de grafito en las zonas axiales con ensambles combustible. Tampoco quedó ningún bloque prismático de grafito en las tres zonas axiales llenadas con helio.

Por lo tanto se eliminó totalmente el reflector reemplazable interno y externo, permaneciendo la base y la tapa de grafito del núcleo del reactor. Considerando un volumen de 0.089 metros cúbicos por bloque prismático de grafito, y que se eliminaron 1,570 reflectores reemplazables, se ahorran 139.73 metros cúbicos de grafito por cada reemplazo. Diez reemplazos producen 15,700 reflectores, lo que implica 1,397.36 metros cúbicos de grafito irradiado.

6.6 Costo de disposición del grafito ahorrado.

Si se toma la cifra de 170,000.00 US \$ por metro cúbico por costos de disposición de grafito irradiado de nivel intermedio en el año 2006 [4], el costo por disposición de un ensamble es \$15,130.66, para un reemplazo de 1570 piezas se obtiene un costo de \$23,755,129.06. Y finalmente, para los 60 años de la vida útil del reactor el costo sería \$237,551,290.64, suponiendo el costo por metro cúbico constante.

Adicionalmente se evita la acumulación de material irradiado. De los cálculos de activación para el grafito reemplazable de un núcleo HTGR, que emplea bloques prismáticos de grafito, se obtuvo la gráfica de la Figura 6.4, basada en los datos de actividad promedio para 3, 10 y 60 años de irradiación [3]. En nuestro caso el tiempo de reemplazo es de 6 años que corresponde a una actividad de 3.18×10^6 Bq/g para el grafito irradiado durante seis años. Para 1570 piezas irradiadas obtenemos 7.73×10^{14} Bq. Para los diez reemplazos de reflector se obtienen 7.73×10^{15} Bq acumulados. El ^{14}C es el principal radionúclido en el grafito irradiado, su vida media es de 5,530 años.

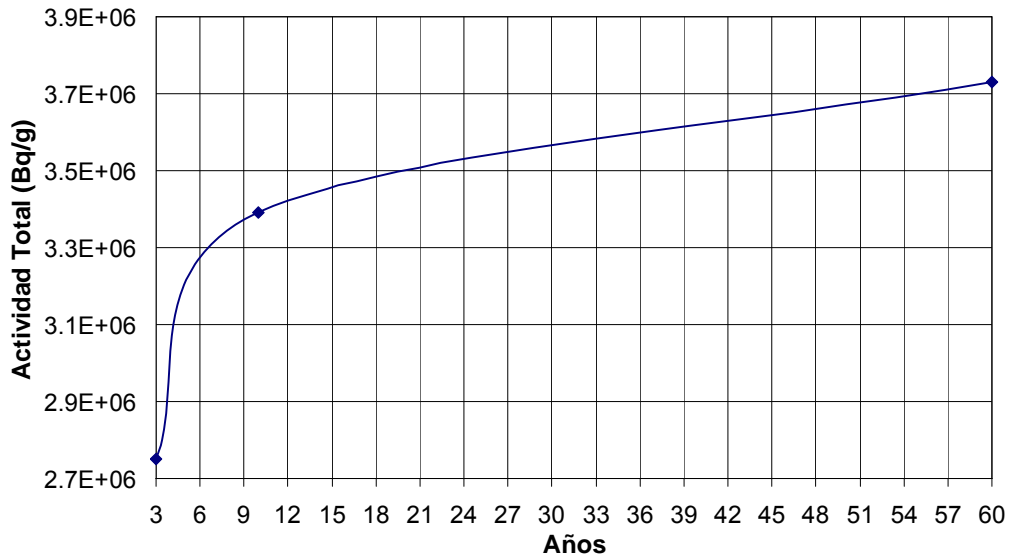


Figura 6.4 Actividad total en el reflector de grafito (Bq/g) vs. Años de irradiación.

Conclusiones

De acuerdo a la investigación realizada en esta tesis, los modelos de física de reactores empleando el código MCNPX cumplen el propósito de analizar el núcleo del reactor y proponer diseños alternativos. La adecuación del diseño basado en la información disponible en la literatura abierta permitió elaborar y validar el modelo neutrónico mediante la simulación del comportamiento del núcleo del reactor GT-MHR.

Una particularidad que caracteriza la neutróica del GT-MHR, probada en los modelos, es el uso de partículas fisiles recubiertas por múltiples capas incrustadas en matrices de grafito para formar bloques de combustible hexagonal. Estas barreras de contención impiden eficazmente la liberación de radioactividad al medio ambiente, pero crea la heterogeneidad del combustible, la cual fue modelada explícitamente, y también con el método de equivalencia RPT. De acuerdo a la referencia utilizada de Alberto Talamo, se utilizó un combustible basado en Uranio-235 como material físil y Torio-232 como material fértil. Se modelaron tres anillos con distinto porcentaje de enriquecimiento por tipo de anillo, para crear el núcleo anular y el empleo de grafito como moderador y reflector. Se modeló el largo del núcleo con sus diez zonas axiales, sus tres anillos combustibles por zona radial, y la totalidad de sus ensambles reflectores de grafito, radial y axial del núcleo. El modelo desarrollado con MCNPX se validó con los resultados de la referencia, encontrándose un muy buen acuerdo para el factor de multiplicación de neutrones contra el quemado.

El empleo de TRISOS de 150 micras presenta problemas para que el reactor mantenga un tiempo de operación extenso, debido a que no hay material suficiente para mantenerlo crítico más de 35 días, pero da elementos de análisis del funcionamiento completo del núcleo. La selección de un TRISO de 300 micras da un mayor volumen de combustible que permite extender el tiempo de operación del reactor en términos de meses, y no de días como es el caso analizado para partículas de 150 micras. El desarrollo de los elementos que configuran el núcleo proporcionó modelos independientes, que por sí mismos tienen valor para diseñar cada elemento, desde la partícula TRISO en forma individual hasta el núcleo completo, que puede modificarse en sus características e incorporarse en el diseño integral. Como combustible básico del reactor, la partícula TRISO tiene diversas definiciones y composición de combustible alojado en el kernel; aun con el modelo más simple obtenido, la versatilidad de las modificaciones permite investigar sobre la variación de sus parámetros, densidades y materiales, que forman el recubrimiento de las capas de la partícula TRISO y sus efectos sobre la reactividad.

Al tratar la doble heterogeneidad del combustible, simplificándolo con el método RPT, se tuvo un efecto de distorsión en las características neutrónicas que afectaron la evolución del factor de multiplicación de neutrones y del quemado de combustible.

Los resultados obtenidos empleando modelos simplificados, basados en modelos fraccionales, permiten concluir que lo ideal es manejar el modelo del combustible y la geometría del núcleo sin simplificaciones, para obtener los resultados más fieles con la

simulación. El incremento en la capacidad de cómputo permite evitar las simplificaciones que tienen costos sobre la confianza de los resultados.

Con la incorporación de la opción de quemado pudo seguirse paso a paso la evolución del desempeño de la reactividad y del quemado de combustible, para obtener un resultado que se pudiera comparar con el publicado en el quemado de partículas TRISO de 150 micras, con las condiciones de temperatura del GT-MHR. Con un resultado detallado en pasos de 5 días se obtuvo la respuesta de Talamo, que define pasos de quemado de 30 días.

Con la ayuda de los modelos desarrollados en esta tesis, se investigó la viabilidad de modificar el núcleo del GT-MHR para disminuir la cantidad de grafito de desecho generado por el núcleo durante los 60 años de vida útil, manteniendo los principales parámetros de diseño neutrónico como son: enriquecimiento de combustible, desempeño de reactividad, y seguridad, mediante un reacomodo de ensambles, la eliminación de ensambles reflectores de grafito y su sustitución por ensambles de acero. Una nueva disposición de ensambles que usa acero como reflector permite la eliminación sustancial de grafito con un pequeño incremento en la reactividad. La disminución de grafito radiactivo implica disminuir costos, y disminuir desechos radiactivos en la vida útil de la planta.

Se obtuvieron los coeficientes de reactividad por temperatura del combustible y del moderador del núcleo del reactor GT-MHR y del núcleo modificado, ambos con reactividad negativa en el combustible y en el moderador, lo que significa que ambos núcleos tienen autocontrol de reactividad cuando aumenta la temperatura. La investigación deja abierta la posibilidad de probar otras configuraciones del núcleo respecto a la disposición de los ensambles en el núcleo, la incorporación de nuevos materiales sustitutos para probar otras configuraciones que requieren modificaciones al definir partículas TRISO de 300 micras, cambios en el enriquecimiento de combustible, modificación de los isótopos componentes del combustible, modificación en el factor de empaquetamiento de las partículas respecto a la matriz de grafito. Algunas adecuaciones mayores también son posibles, lo que incluye transformar el modelo del núcleo del GT-MHR. Por ejemplo, AREVA propone un diseño alterno con una potencia de operación diferente, modificando las densidades de los materiales y seleccionando temperaturas de operación diferentes.

El desarrollo del modelo detallado del núcleo por ensambles independientes permite obtener resultados de quemado por ensamble individual, y recombinar los ensambles gastados con ensambles frescos para un ciclo de quemado posterior. Siguiendo el mismo procedimiento descrito en esta tesis, y definiendo los materiales en forma individualizada, se puede obtener, con el uso de CINDER90, el efecto de irradiación en los materiales de los ensambles de grafito, y en el caso del modelo con bajo contenido de grafito, el efecto en los ensambles reflectores de acero.

Referencias

Introducción

1. <http://pris.iaea.org/public/> Marzo, 2012.
2. Ingersoll, D.T. ,”Reactor Technology Options Study for Near-Term Deployment of GNP Grid-Appropriate Reactors”. OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY, September 26, 2007.
3. U.S. DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum. “A Technology Roadmap for generation IV Nuclear Energy Systems”. GIF-002-00. December 2002.
4. International Atomic Energy Agency. Nuclear Technology review 2008.
5. <http://www.world-nuclear.org/info/inf33.html>
6. Acosta, Beatriz. “Desarrollo y validación de una nueva técnica de ensayo no destructivo, basada en el potencial termoeléctrico, para el conocimiento del envejecimiento de los aceros de vasija de reactores nucleares”, tesis doctoral, Universidad Politécnica de Madrid, 2001.
7. Kim K.S. et al., 2006. Development of Two-step Procedure for the VHTR physics analysis. In: Proceedings of the PHYSOR-2006, ANS Topical Meeting on Reactor Physics, Vancouver, BC, Canada, September 10-14.
8. Kim Y. H., et al., 2005. Reactivity-Equivalent Physical Transformation for Elimination of Double Heterogeneity. Trans. Am. Nucl. Soc., 93, 959-960.
9. Kuijper, J.C., et al., 2006. HTGR reactor physics and fuel cycle studies. Nuclear Engineering and Design 236, 615–634.
10. 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.
11. Kloosterman, J.L., 2003. Application of boron and gadolinium burnable poison particles in UO₂ and PUO₂ fuels in HTRs. Ann. Nucl. Energy.30, 1807–1819.
12. Von Lensa, W., et al., 2003. European programme on high temperature reactor nuclear physics waste and fuel cycle studies. In: Proceedings of the 2003 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP’03), Cordoba, Spain, May 4–7.
13. 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.

Capítulo 1

1. Simon, W.A., Shenoy, A.S., International Cooperation in Developing the GT-MHR Evolution and Program Status, ECN-R-98-004, Petten (1998)

2. Kiryushin A. I., Kodochogov N. G. “GT-MHR Project”: Doklad. Pervaya konferentsia po teme: “HTR-2002”. The Netherlands, April 22 – 24, 2002.
3. Fundamental thermal fluid physics of high temperature flows in advanced reactor systems. Nuclear Energy Research Initiative (NERI) program. Interoffice Work Order (IWO) MSF99-0254. Final report for period 1 August 1999 to 31 December 2002
4. Página de General Atomics, <http://gt-mhr.ga.com/description.php> (JULIO 2011)
5. Ed Blandford, et al. “Preliminary Safety Analysis Report for the General Atomic Gas-Turbine Modular Helium Reactor”, NE 167/267 Final Report, May 14th, 2007.
6. C.B. BAXI, et al, “Evolution of the power conversion unit design of the GT-MHR”, General Atomics Report, April 2006, GA–A25381
7. V.I.Kostin, et al, “Power conversion unit with direct gas-turbine cycle for electric power generation as a part of GT-MHR reactor plant”, 2nd International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology, Beijing, China, September 22-24, 2004.

Capítulo 2

1. Briesmeister, J.F. “MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code.”. Los Alamos, Manual La-12625-M, Version 4B, March 1997.
2. Kramer, G.H., et al. “Investigating the impossible: Monte Carlo simulations”. Human Monitoring Laboratory, Radiation Protections Bureau. Canada.
3. Pelowitz, D. B. “MCNPX user’s manual. Version 2.6.0”. Report LA-CP-07-1473. April 2008.

Capítulo 3

1. Williams D. F., 2002. “TRISO Fuel Status report (ORNL/GA)”. AAA Technical Quarterly Review. July 9.
2. Schroeder N., Attrep M., “Recovery of Technetium and Iodine from Spent ATW TRISO Type Fuels”. Accelerator Transmutation of Waste Program Final report for WBS 1.24.02.02. Los Alamos National Laboratory (C-INC).
3. Talamo A., Gudowski W., 2005. Performance of the gas turbine-modular helium reactor fuelled with different types of fertile TRISO particles. Ann. Nucl. Energy.32, 1719-1749.
4. Chang, H., Raepsaet, X., et al., 2004. Analysis of HTR-10 first criticality with Monte Carlo code TRIPOLI-4.3. In: Proceedings of the Second International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology (HTR’2004), Beijing, PR China, September 22–24.

Capítulo 4

1. Kim K. S., et al., “Development of a physics analysis procedure for the prismatic very high temperature gas-cooled reactors”. Ann, Nucl. Energy. (2007), doi:10.1016/j.anucene.2007.04.013
2. Chang, H., Raepsaet, X., et al., 2004. Analysis of HTR-10 first criticality with Monte Carlo code TRIPOLI-4.3. In: Proceedings of the Second International Topical Meeting

on High Temperature Reactor Technology (HTR'2004), Beijing, PR China, September 22–24.

3. Talamo A., Gudowski W., "Performance of the gas turbine-modular helium reactor fuelled with different types of fertile TRISO particles". *Ann. Nucl. Energy*.32, 1719-1749 (2005).

Capítulo 5

1. Talamo A., Gudowski W., "Performance of the gas turbine-modular helium reactor fuelled with different types of fertile TRISO particles". *Ann. Nucl. Energy*.32, 1719-1749 (2005).
2. Damian, F., Groizard M., et al., 2005. VHTR Neutronic calculation scheme: validation elements using MCNP and Tripoli4 Monte-Carlo codes. American Nuclear Society. Avignon, France, September 12-15, 2005.

Capítulo 6

1. Kluch, R. L., "High-chromium ferritic and martensitic steels for nuclear applications". ASTM stock number: MONO3. 2001.
2. F. Morin et al, "Status of the ETDR preconceptual design studies". 18th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 18), Beijing, China, August 7-12, 2005.
3. Bourdeloie, Ch., Marimbeau P. "Determination of a HTGR radioactive material inventory". 2nd International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology. Beijing, China, September 22-24, 2004, #Paper C13.
4. Graphite Decommissioning: Options for Graphite Treatment, Recycling, or Disposal, including a discussion of Safety-Related Issues. EPRI, Palo Alto, CA: 2006. 1013091.

Acrónimos

APT	Accelerator Production of Tritium Project
BWR	Boiling Water Reactor
CR	Central Ring
CWS	Cooling Water System
ENDF	Evaluated Nuclear Data File
FBR	Fast Breeder Reactor
GA	General Atomics
GCR	Gas-Cooled Reactor
GIF	Generation IV International Forum
GT-MHR	Gas turbine- Modular Helium Reactor
HTGR	High Temperature Gas Reactor
IHX	Intermediary Heat Exchanger
IPyC	Pyrocarbon (inner layer)
IR	Inner Ring
LFR	Lead-cooled Fast Reactor
LWGR	Light Water, Graphite-moderated Reactor
MCNPX	Monte Carlo N-Particle eXtended code
MINATOM	Ministerio para la Energía Atómica de La Federación Rusa
MSR	Molten Salt Reactor
OKBM	Oficina de diseño experimental de construcción de maquinaria
OPyC	Pyrocarbon (outer layer)
OR	Outer Ring
PBMR	Pebble Bed – Modular Reactor
pcm	Por cien mil (10^{-5})
PCU	Power Conversion Unit
PHWR	Pressurized Heavy-Water Reactor
PWR	Pressurized Light-Water Reactor
RAF/Ms	Reduced Activation Ferritic/Martensitic Steels
RCCS	Reactor Cavity Cooling System
RPT	Reactivity-equivalent physical transformation
RSICC	Radiation Safety Information Computational Center
SCS	reactor Shutdown Cooling System
SCWR	Supercritical Water-Cooled Reactor
SiC	Silicon Carbide
SFR	Sodium-cooled Fast Reactor
TRISO	TRIPle ISOTropic coated fuel particle
VHTR	Very-High Temperature Reactor
VWH	Volume-weighted homogenization
XS	Cross Section
XTM	Transport Methods Group

Apéndice A. Tarjetas de superficie MCNPX 2.6.0.

Tabla A.1 Tarjetas de superficie MCNPX 2.6.0.

Mnemonic	Type	Description	Equation	Card Entries
P	Plane	General	$Ax + By + Cz - D = 0$	A B C D
PX		Normal to x-axis	$x - D = 0$	D
PY		Normal to y-axis	$y - D = 0$	D
PZ		Normal to z-axis	$z - D = 0$	D
SO	Sphere	Centered at Origin	$x^2 + y^2 + z^2 - R^2 = 0$	R
S		General	$(x - \bar{x})^2 + (y - \bar{y})^2 + (z - \bar{z})^2 - R^2 = 0$	$\bar{x} \ \bar{y} \ \bar{z} \ R$
SX		Centered on x-axis	$(x - \bar{x})^2 + y^2 + z^2 - R^2 = 0$	$\bar{x} \ R$
SY		Centered on y-axis	$x^2 + (y - \bar{y})^2 + z^2 - R^2 = 0$	$\bar{y} \ R$
SZ		Centered on z-axis	$x^2 + y^2 + (z - \bar{z})^2 - R^2 = 0$	$\bar{z} \ R$
C/X	Cylinder	Parallel to x-axis	$(y - \bar{y})^2 + (z - \bar{z})^2 - R^2 = 0$	$\bar{y} \ \bar{z} \ R$
C/Y		Parallel to y-axis	$(x - \bar{x})^2 + (z - \bar{z})^2 - R^2 = 0$	$\bar{x} \ \bar{z} \ R$
C/Z		Parallel to z-axis	$(x - \bar{x})^2 + (y - \bar{y})^2 - R^2 = 0$	$\bar{x} \ \bar{y} \ R$
CX		On x-axis	$y^2 + z^2 - R^2 = 0$	R
CY		On y-axis	$x^2 + z^2 - R^2 = 0$	R
CZ		On z-axis	$x^2 + y^2 - R^2 = 0$	R
K/X	Cone	Parallel to x-axis	$\sqrt{(y - \bar{y})^2 + (z - \bar{z})^2} - t(x - \bar{x}) = 0$	$\bar{x} \ \bar{y} \ \bar{z} \ t^2 \ \pm 1$
K/Y		Parallel to y-axis	$\sqrt{(x - \bar{x})^2 + (z - \bar{z})^2} - t(y - \bar{y}) = 0$	$\bar{x} \ \bar{y} \ \bar{z} \ t^2 \ \pm 1$
K/Z		Parallel to z-axis	$\sqrt{(x - \bar{x})^2 + (y - \bar{y})^2} - t(z - \bar{z}) = 0$	$\bar{x} \ \bar{y} \ \bar{z} \ t^2 \ \pm 1$
KX		On x-axis	$\sqrt{y^2 + z^2} - t(x - \bar{x}) = 0$	$\bar{x} \ t^2 \ \pm 1$
KY		On y-axis	$\sqrt{x^2 + z^2} - t(y - \bar{y}) = 0$	$\bar{y} \ t^2 \ \pm 1$
KZ		On z-axis	$\sqrt{x^2 + y^2} - t(z - \bar{z}) = 0$	$\bar{z} \ t^2 \ \pm 1$
				± 1 used only for 1 sheet cone
BQ	Ellipsoid Hyperboloid Paraboloid	Axis not parallel to x-, y-, or z-axis	$A(x - \bar{x})^2 + B(y - \bar{y})^2 + C(z - \bar{z})^2 + 2D(x - \bar{x}) + 2E(y - \bar{y}) + 2F(z - \bar{z}) + G = 0$	A B C D E F G $\bar{x} \ \bar{y} \ \bar{z}$
GQ	Cylinder Cone Ellipsoid Hyperboloid Paraboloid	Axes not parallel to x-, y-, or z-axis	$Ax^2 + By^2 + Cz^2 + Dxy + Eyz + Fzx + Gx + Hy + Jz + K = 0$	A B C D E F G H J K
TX	Elliptical or Circular Torus.	Axis is parallel to x-, y-, or z-axis	$(x - \bar{x})^2/B^2 + (\sqrt{(y - \bar{y})^2 + (z - \bar{z})^2} - A^2)/C^2 - 1 = 0$	$\bar{x} \ \bar{y} \ \bar{z} \ A \ B \ C$
TY			$(y - \bar{y})^2/B^2 + (\sqrt{(x - \bar{x})^2 + (z - \bar{z})^2} - A^2)/C^2 - 1 = 0$	$\bar{x} \ \bar{y} \ \bar{z} \ A \ B \ C$
TZ			$(z - \bar{z})^2/B^2 + (\sqrt{(x - \bar{x})^2 + (y - \bar{y})^2} - A^2)/C^2 - 1 = 0$	$\bar{x} \ \bar{y} \ \bar{z} \ A \ B \ C$
X Y Z P	Surfaces defined by points (See Sections 5.2.2.2 and 5.2.2.3)			
BOX RPP SPH RCC RHP or HEX REC TRC ELL WED ARB	Surfaces defined by macrobodies (See Section 5.2.2.4)			

Tabla A.1 Tarjetas de superficie MCNPX 2.6.0. (continuación)

Mnemonic	Type	Description	Equation	Card Entries
P	Plane	General	$Ax + By + Cz - D = 0$	A B C D
PX		Normal to x-axis	$x - D = 0$	D
PY		Normal to y-axis	$y - D = 0$	D
PZ		Normal to z-axis	$z - D = 0$	D
SO	Sphere	Centered at Origin	$x^2 + y^2 + z^2 - R^2 = 0$	R
S		General	$(x - \bar{x})^2 + (y - \bar{y})^2 + (z - \bar{z})^2 - R^2 = 0$	$\bar{x} \ \bar{y} \ \bar{z} \ R$
SX		Centered on x-axis	$(x - \bar{x})^2 + y^2 + z^2 - R^2 = 0$	$\bar{x} \ R$
SY		Centered on y-axis	$x^2 + (y - \bar{y})^2 + z^2 - R^2 = 0$	$\bar{y} \ R$
SZ		Centered on z-axis	$x^2 + y^2 + (z - \bar{z})^2 - R^2 = 0$	$\bar{z} \ R$
C/X	Cylinder	Parallel to x-axis	$(y - \bar{y})^2 + (z - \bar{z})^2 - R^2 = 0$	$\bar{y} \ \bar{z} \ R$
C/Y		Parallel to y-axis	$(x - \bar{x})^2 + (z - \bar{z})^2 - R^2 = 0$	$\bar{x} \ \bar{z} \ R$
C/Z		Parallel to z-axis	$(x - \bar{x})^2 + (y - \bar{y})^2 - R^2 = 0$	$\bar{x} \ \bar{y} \ R$
CX		On x-axis	$y^2 + z^2 - R^2 = 0$	R
CY		On y-axis	$x^2 + z^2 - R^2 = 0$	R
CZ		On z-axis	$x^2 + y^2 - R^2 = 0$	R
K/X	Cone	Parallel to x-axis	$\sqrt{(y - \bar{y})^2 + (z - \bar{z})^2} - t(x - \bar{x}) = 0$	$\bar{x} \ \bar{y} \ \bar{z} \ t^2 \ \pm 1$
K/Y		Parallel to y-axis	$\sqrt{(x - \bar{x})^2 + (z - \bar{z})^2} - t(y - \bar{y}) = 0$	$\bar{x} \ \bar{y} \ \bar{z} \ t^2 \ \pm 1$
K/Z		Parallel to z-axis	$\sqrt{(x - \bar{x})^2 + (y - \bar{y})^2} - t(z - \bar{z}) = 0$	$\bar{x} \ \bar{y} \ \bar{z} \ t^2 \ \pm 1$
KX		On x-axis	$\sqrt{y^2 + z^2} - t(x - \bar{x}) = 0$	$\bar{x} \ t^2 \ \pm 1$
KY		On y-axis	$\sqrt{x^2 + z^2} - t(y - \bar{y}) = 0$	$\bar{y} \ t^2 \ \pm 1$
KZ		On z-axis	$\sqrt{x^2 + y^2} - t(z - \bar{z}) = 0$	$\bar{z} \ t^2 \ \pm 1$
				± 1 used only for 1 sheet cone
SQ	Ellipsoid Hyperboloid Paraboloid	Axis not parallel to x-, y-, or z-axis	$A(x - \bar{x})^2 + B(y - \bar{y})^2 + C(z - \bar{z})^2 + 2D(x - \bar{x}) + 2E(y - \bar{y}) + 2F(z - \bar{z}) + G = 0$	A B C D E F G $\bar{x} \ \bar{y} \ \bar{z}$
GQ	Cylinder Cone Ellipsoid Hyperboloid Paraboloid	Axes not parallel to x-, y-, or z-axis	$Ax^2 + By^2 + Cz^2 + Dxy + Eyz + Fzx + Gx + Hy + Jz + K = 0$	A B C D E F G H J K
TX	Elliptical or Circular Torus.	Axis is parallel to x-, y-, or z-axis	$(x - \bar{x})^2/B^2 + \left(\sqrt{(y - \bar{y})^2 + (z - \bar{z})^2} - A^2\right)/C^2 - 1 = 0$	$\bar{x} \ \bar{y} \ \bar{z} \ A \ B \ C$
TY			$(y - \bar{y})^2/B^2 + \left(\sqrt{(x - \bar{x})^2 + (z - \bar{z})^2} - A^2\right)/C^2 - 1 = 0$	$\bar{x} \ \bar{y} \ \bar{z} \ A \ B \ C$
TZ			$(z - \bar{z})^2/B^2 + \left(\sqrt{(x - \bar{x})^2 + (y - \bar{y})^2} - A^2\right)/C^2 - 1 = 0$	$\bar{x} \ \bar{y} \ \bar{z} \ A \ B \ C$
X Y Z P	Surfaces defined by points (See Sections 5.2.2.2 and 5.2.2.3)			
BOX RPP SPH RCC RHP OR HEX REC TRC ELL WED ARB	Surfaces defined by macrobodies (See Section 5.2.2.4)			

Apéndice B. Nombre de los modelos MCNPX por capítulo.

Capítulo 3

cubo: Modelo de una partícula TRISO en una matriz de grafito cúbica.

compacto: Modelo de oblea basada en TRISOS en lattice rectangular.

comp5j: Modelo del combustible Compacto basada en TRISOS con distribución de lattice hexagonal en una matriz de grafito.

comp5l(dtr8_f)si3: El modelo Compacto con condiciones de reflexión en medio infinito.

comp5(dtr8_f)(si3)si4: Modelo de ensamble combustible hexagonal básico.

comp5(dtr8_f)si3_2: Modelo detallado del ensamble combustible hexagonal básico.

comp5(dtr8 f)(si3 3)si3 31: Modelo del ensamble combustible hexagonal con incorporación de canales de refrigerante, bordes del prisma y definición del centro del prisma.

si3_31(ns1)ns3_2: Estructura de la lattice hexagonal sobre la que se desarrolla la sección horizontal del núcleo.

ns1(n1)(n2)(n3)n4: Modelo del núcleo del reactor GT-MHR sin reflector superior e inferior.

n3_2 n5: Modelo del núcleo del reactor con reflectores superior e inferior.

n3_5: Modelo refinado del núcleo completo del GT-MHR.

Capítulo 4

combust: Modelo del combustible PIN homogéneo.

TGu3H: Modelo de ensamble hexagonal que incorpora el PIN homogéneo.

TGuE1: Modelo heterogéneo de ensamble tipo IR con 3.6% de enriquecimiento.

IRuH1: Primera aproximación del modelo homogéneo IR por método RPT al TGuE1.

IRuH2: Segunda aproximación del modelo homogéneo IR por método RPT al TGuE1.

IRuH2: Tercera aproximación del modelo homogéneo IR por método RPT al TGuE1.

TGuE2: Modelo heterogéneo de ensamble tipo CR con 4.4% de enriquecimiento.

CRuH1: Primera aproximación del modelo homogéneo CR por método RPT al TGuE2.

CRuH2: Segunda aproximación del modelo homogéneo CR por método RPT al TGuE2.

CRuH3: Tercera aproximación del modelo homogéneo CR por método RPT al TGuE2.

CRuH4: Cuarta aproximación del modelo homogéneo CR por método RPT al TGuE2.

TGuE3: Modelo heterogéneo de ensamble tipo OR con 3.9% de enriquecimiento.

ORuH1: Primera aproximación del modelo homogéneo OR por método RPT al TGuE3.

ORuH2: Segunda aproximación del modelo homogéneo OR por método RPT al TGuE3.

ORuH3: Tercera aproximación del modelo homogéneo OR por método RPT al TGuE3.

150k37u: Modelo del núcleo simplificado del GT-MHR con ensambles de anillos IR, CR y OR con combustible homogéneo.

Tga3A1: Modelo del núcleo GT-MHR con combustible heterogéneo.

NUC_8J3: Modelo del núcleo GT-MHR con combustible homogéneo, ajustado por método RPT al Tga3A1.

NUCQa62: Modelo del núcleo completo con combustible homogéneo.

cor4: Modelo del núcleo GT-MHR con ensambles definidos individualmente.

cor4PI: Modelo formado por una única capa de ensambles combustibles axialmente infinita, geoméricamente simplificado 1/6 radialmente. Debido a que es infinito axialmente no tiene tapas de grafito reflector.

cor4P_: Modelo de 10 capas axiales, con grafito reflector superior e inferior, geoméricamente 1/6 radial, con combustible homogéneo.

cor6AQ: Modelo de ensambles definidos individualmente en las diez capas de ensambles combustibles, geoméricamente 1/6 radial, reflector superior e inferior de grafito de 1/6 de núcleo radialmente, con combustible homogéneo.

cor4PR: Modelo de una única capa de ensambles combustibles equivalente a la altura de 10 capas de ensambles de combustibles, geoméricamente 1/6 radial y 1/2 axial, con reflector superior de grafito, con combustible homogéneo.

Capítulo 5

TgaQ90: Modelo del núcleo completo, con combustible heterogéneo.

corQ90: Modelo del núcleo completo, con combustible heterogéneo con ensamblajes definidos individualmente.

Capítulo 6

Talamo: Modelo de referencia de núcleo completo con combustible homogéneo con partículas TRISO de 150 μm , obtenido de los datos de los artículos del autor.

mch7QBh2: Modelo con los ensamblajes combustibles reordenados en 7 capas axiales en lugar de las 10 del diseño original, emplea acero de bajo nivel de activación como reflector y tiene bajo contenido de grafito reflector.

Pert 1: Modelo de 7 capas con isótopos del combustible (293 K), grafito (293 K), Helio y acero (300 K).

Pert 2: Modelo de 7 capas con isótopos del combustible (293 K), grafito (1200 K), Helio y acero (300 K).

Pert 3: Modelo de 7 capas con isótopos kernel (1500 K), capas TRISO (1200 K), grafito (293 K), Helio y acero (300 K).

Pert-1: Modelo de 10 capas con isótopos del combustible (293 K), grafito (293 K).

Pert-2: Modelo de 10 capas con isótopos del combustible (293 K), grafito (1200 K).

Pert-3: Modelo de 10 capas con isótopos kernel (1500 K), capas TRISO (1200 K), grafito (293 K).