



**UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO**  
**PROGRAMA DE MAESTRÍA Y DOCTORADO EN INGENIERÍA**  
**(ENERGÍA) – (SISTEMAS ENERGÉTICOS)**

DISEÑO Y ANÁLISIS DE COMBUSTIBLE DE UN PBMR

TESIS  
QUE PARA OPTAR POR EL GRADO DE:  
MAESTRO EN INGENIERÍA

PRESENTA:  
GUILLERMO ELÍAS BASTIDA ORTIZ

TUTOR PRINCIPAL  
DR. JUAN LUIS FRANÇOIS LACOUTURE  
FACULTAD DE INGENIERÍA

MÉXICO, D. F. AGOSTO 2015



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. Cecilia Martín Del Campo Márquez.

Secretario: M.C. Edgar Salazar Salazar.

1<sup>er</sup> Vocal: Dr. Juan Luis François Lacouture.

2<sup>o</sup> Vocal: Dr. Gilberto Espinosa Paredes.

3<sup>er</sup> Vocal: Dr. Alejandro Núñez Carrera.

Posgrado de la Facultad de Ingeniería, UNAM.

DIRECTOR DE TESIS:

Dr. Juan Luis François Lacouture

---

FIRMA

## Agradecimientos

Gracias a mis profesores por la paciencia y enseñanzas, a mis compañeros por haberme acompañado en esta etapa y a mis sinodales por haber aceptado la invitación de ser parte de este trabajo. En especial a la Dra. Cecilia Martín del Campo y al Dr. Juan Luis François Lacouture por su apoyo y confianza antes y durante el trayecto de mis estudios de maestría, sin ellos no hubiera sido posible.

Agradezco a la Universidad Nacional Autónoma de México y en especial a la Facultad de Ingeniería por permitirme ser parte de ella una vez más, por la educación y recursos que me ha proporcionado y por siempre hacerme sentir como en casa.

Agradezco a la UNAM-DGAPA por el apoyo que recibí del proyecto PAPIIT IN113213 “Estudio y diseño de reactores avanzados de fisión nuclear e híbridos fusión-fisión”.

Agradezco al CONACyT por la beca que recibí en mis estudios de maestría.

Y gracias a todos aquellos que voluntaria, o involuntariamente, hicieron posible este proceso.

# Índice

Índice.....	iv
Índice de figuras.....	vi
Índice de tablas.....	viii
Tabla de Acrónimos .....	ix
RESUMEN .....	1
INTRODUCCIÓN .....	2
CAPÍTULO 1.....	6
EL PBMR.....	6
1.1 Antecedentes .....	6
1.2 Características .....	9
1.2.1 Estructura del reflector principal de cerámica.....	12
1.2.2 Vasija del reactor .....	14
1.2.3 Barril principal metálico.....	15
1.2.4 Sistema de refrigeración de la cavidad de reactor .....	16
1.2.5 Sistema de control de reactividad y de apagado .....	17
1.2.6 Sistema de purificación de helio.....	19
1.2.7 Manejo de combustible y sistema de almacenaje.....	19
1.2.8 Instalación de prueba de transferencia de calor .....	19
1.3 Seguridad en el Combustible.....	21
1.3.1 Filtración de Radiación.....	22
1.3.2 Mecanismos de falla.....	23
1.3.3 Mecanismos estructurales / mecánicos .....	24
1.3.4 Rendimiento de la PyC.....	24
1.3.5 Irradiación inducida por falla de la IPyC produciendo agrietamiento del SiC.....	25
1.3.6 Falla en la vasija de presión .....	25
1.3.7 Mecanismos termoquímicos.....	26
1.3.8 Relación entre los mecanismos de falla de combustible y propiedades de las partículas de combustible.....	28

1.3.9 Diseño del recubrimiento de partículas.....	30
1.3.10 Requisitos de diseño y rendimiento. ....	32
CAPÍTULO 2.....	33
Metodología.....	33
2.1 Método Monte Carlo.....	33
2.1.1 Aplicación en el transporte de neutrones.....	33
2.1.2 Cálculos de Criticidad.....	35
2.2 Código SERPENT.....	36
2.2.1 Dificultades en la realización del modelado. ....	38
CAPÍTULO 3.....	41
Verificación del Modelo.....	41
3.1 Fases 1 y 2. ....	42
3.2 Fase 3.....	48
CAPÍTULO 4.....	54
Casos de Estudio.....	54
4.1 Modelo 3 zonas (Th-Pu-Th).....	54
4.2 Modelo 3 zonas (Pu-Th-Pu).....	62
4.3 Comparación de Modelos Haciendo Uso de Diferente Tipo de <i>Lattice</i> .....	65
4.4 Análisis del Modelo con tres zonas (Pu-Th-Pu).....	69
4.5 Modelo 3 zonas con uranio enriquecido. ....	73
4.6 Modelo Homogéneo Th <sup>232</sup> - U <sup>233</sup> . ....	75
Conclusiones.....	80
Bibliografía .....	82
Apéndice A.....	84
Fabricación del combustible.....	84

# Índice de figuras

Figura 1. Elemento de combustible TRISO.	10
Figura 2. Configuración base de diseño para la planta de un PBMR .	11
Figura 3. Configuración del reactor modular de cama de esferas.	14
Figura 4. Vasija del PBMR.	15
Figura 5. Esquema del sistema de refrigeración del PBMR.	17
Figura 6. Mecanismos de falla de la partícula TRISO.	23
Figura 7. Ataque de productos de fisión localizados en la capa de SiC .	27
Figura 8. Reacción de dispersión elástica de un neutrón recorriendo una longitud $dx$ en un medio.	34
Figura 9. Esquema del modelado de las esferas de combustible para la comparación de las fases 1b y 2b. _	43
Figura 10. Comparación de los valores de $k_{inf}$ entre los participantes y SERPENT.	44
Figura 11. Comparación de los valores de $k_{inf}$ entre los participantes y SERPENT.	45
Figura 12. Comparación de los valores de $k_{inf}$ entre los participantes y SERPENT.	45
Figura 13. Comparación de los valores de $k_{inf}$ entre los participantes y SERPENT.	46
Figura 14. Gráfica comparativa del espectro de neutrones para la fase 1b.	47
Figura 15. Gráfica comparativa del espectro de neutrones para la fase 2b	47
Figura 16. Esquema del modelo del núcleo completo para la comparación de las fases 3 y 4.	48
Figura 17. $k_{eff}$ en función del quemado de combustible para la fase 3 a 293.6 [K].	50
Figura 18. $k_{eff}$ en función del quemado de combustible para la fase 3 a 1,000 [K].	51
Figura 19. Comparación de los valores de $k_{eff}$ entre los participantes y SERPENT – 293.6 [K].	51
Figura 20. Comparación de los valores de $k_{eff}$ entre los participantes y SERPENT – 1000 [K].	52
Figura 21. Gráfica comparativa del espectro de neutrones para la fase 4.	53
Figura 22. Esquema del modelo simulado con 3 zonas de combustible.	54
Figura 23. Comparación de los valores de $k_{eff}$ para los modelos con 3 zonas de combustible.	57
Figura 24. Comparación de la geometría de los núcleos para los modelos “pbmr 28 y “pbmr 294”.	58
Figura 25. Comparación de la geometría de los núcleos para los modelos “pnmr 30”, “pbmr 298 y “pbmr 303”.	59
Figura 26. Comparación de los valores de $k_{eff}$ para los modelos “pnmr 30”, “pbmr 298 y “pbmr 303”.	60
Figura 27. Gráficas comparativas de la evolución del $Th^{232}$ en las zonas exterior e interior para los modelos “pbmr 30”, “pbmr 298 y “pbmr 303”.	61
Figura 28. Gráficas comparativas de la evolución del $U^{233}$ en las zonas exterior e interior para los modelos “pnmr 30”, “pbmr 298 y “pbmr 303”.	61
Figura 29. Esquema del modelo simulado con 3 zonas de combustible (Pu-Th-Pu).	62
Figura 30. Comparación de los valores de $k_{eff}$ para los modelos con 3 zonas de combustible.	63
Figura 31. Evolución del $Th^{232}$ para el modelo “pbmr 2906”.	64
Figura 32. Evolución del $Pa^{233}$ para el modelo “pbmr 2906”.	64
Figura 33. Evolución del $U^{233}$ para el modelo “pbmr 2906”.	65
Figura 34. Comparación del comportamiento de $k_{eff}$ para los modelos con 3 zonas de combustible haciendo uso de diferente lattice.	66
Figura 35. Modelos con la misma cantidad de combustible y diferente distribución.	67
Figura 36. Comparación de los valores de $k_{eff}$ para los modelos con la misma cantidad de combustible y diferente distribución.	68
Figura 37. Comparación de la distribución axial de combustible para los modelos “pbmr 48(1) y “pbmr 49”.	69
Figura 38. Variación de la densidad atómica del $Pu^{239}$ en función del quemado de combustible.	69

Figura 39. Variación de la densidad atómica del $\text{Pu}^{240}$ en función del quemado de combustible.	70
Figura 40. Variación de la densidad atómica del $\text{Pu}^{241}$ en función del quemado de combustible.	70
Figura 41. Variación de la densidad atómica del $\text{Pu}^{242}$ en función del quemado de combustible.	70
Figura 42. Variación de la densidad atómica del $\text{Th}^{232}$ en función del quemado de combustible.	71
Figura 43. Variación de la densidad atómica del $\text{Pa}^{233}$ en función del quemado de combustible.	71
Figura 44. Variación de la densidad atómica del $\text{U}^{233}$ en función del quemado de combustible.	72
Figura 45. Proceso de transmutación del $\text{Th}^{232}$ .	72
Figura 46. Espectro de neutrones correspondiente al modelo "pbmr 2906".	73
Figura 47. Comparación de los valores de $k_{\text{eff}}$ para los modelos con la misma cantidad de combustible y diferente enriquecimiento.	74
Figura 48. Comparación de los valores de $k_{\text{eff}}$ para modelos con diferente cantidad de combustible y mismo enriquecimiento.	75
Figura 49. Esquema del modelo homogéneo "pbmr 75", con combustible compuesto de $\text{Th}^{232} - \text{U}^{233}$ .	76
Figura 50. Esquema del modelo homogéneo "pbmr 75", con combustible compuesto de $\text{Th}^{232} - \text{U}^{233}$ .	76
Figura 51. Gráfica del factor de multiplicación efectivo de neutrones en función del quemado de combustible para el modelo "pbmr 75".	77
Figura 52. Evolución de $\text{Th}^{232}$ para el modelo "pbmr 75".	77
Figura 53. Evolución de $\text{Pa}^{233}$ para el modelo "pbmr 75".	78
Figura 54. Evolución de $\text{U}^{233}$ para el modelo "pbmr 75".	78
Figura 55. Esquema del modelado de las esferas de combustible para el modelo "pbmr 75".	79



## Índice de tablas.

<i>Tabla I Relación entre los mecanismos de falla del combustible y propiedades de partículas del combustible.</i>	29
<i>Tabla II Intercomparación de los métodos.</i>	42
<i>Tabla III Especificaciones de los materiales para el modelo de la fase 1b.</i>	43
<i>Tabla IV Especificaciones de los materiales para el modelo de la fase 2b.</i>	43
<i>Tabla V Valores de <math>k_{inf}</math> para la fase 1b.</i>	45
<i>Tabla VI Valores de <math>k_{inf}</math> para la fase 2b.</i>	46
<i>Tabla VII Número para regiones utilizadas en la Figura 9.</i>	49
<i>Tabla VIII Especificaciones de los materiales para el modelo del núcleo completo.</i>	49
<i>Tabla IX Valores de <math>k_{eff}</math> para la fase 3.</i>	52
<i>Tabla X Especificaciones de los materiales para las zonas central y exterior del modelo.</i>	55
<i>Tabla XI Especificaciones de los materiales para la zona intermedia del modelo.</i>	55
<i>Tabla XII Especificaciones de los materiales para el modelo de 3 zonas.</i>	56
<i>Tabla XIII Especificaciones de los materiales para el modelo de "pbmr 75".</i>	79

## Tabla de Acrónimos

AGR	Advanced Gas Reactor
AVR	Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor
BAF	Bacon Anisotropy Factor
BWR	Boiling Water Reactor
CANDU	CANada Deuterium Uranium
CRDM	Control Rod Drive Mechanism
CVD	Chemical Vapour Deposition
FDL	Fuel Development Laboratory
FHSS	Fuel Handling and Storage System
FHSS	Fuel Handling and Storage System
GFR	Gas-Cooled Fast Reactor
GIF	Generation IV International Forum
GTMHR	Gas Turbine Modular Helium Reactor
HPS	Helium Purification System
HPTU	High Pressure Test Unit
HRB	HochTemperatur Reaktorbau
HTGR	High Temperature Gas-cooled Reactor
HTR	High Temperature Reactor
HTTF	Heat Transfer Test Facility
HTTU	High Temperature Test Unit
IAEA	International Atomic Energy Agency
IPyC	Inner Pyrocarbon
LFR	Lead-Cooled Fast Reactor
LWR	Light Water Reactor
MCB	Metallic Core Barrel

MCNPX	Monte Carlo N-Particle eXtended
MSR	Molten Salt Reactor
NGNP	Next Generation Nuclear Plant
NP-MHTGR	New production modular high-temperature gas-cooled reactor
NRC	Nuclear Regulatory Commission
OCDE	Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económicos
OPyC	Outer pyrocarbon
PBMR	Pebble Bed Modular Reactor
PCUPV	Power Conversion Unit Pressure Vessel
PRIS	Power Reactor Information System
RCCS	Reactor Cavity Cooling System
RCCS	Reactor Cavity Cooling System
RCS	Reactivity Control System
RCSS	Reactivity Control and Shutdown System
RPV	Reactor Pressure Vessel
RSS	Reserve Shutdown System
RUCS	Reactor Unit Conditioning System
RWTH	Rheinisch Westfaelische Technische Hochschule
SAS	Small Absorber Sphere
SCWR	Supercritical Water Cooled Reactor
SFR	Sodium-Cooled Fast Reactor
SiC	Silicon Carbide
THTR	Thorium High Temperature Reactor
TRISO	Tristructural -Isotropic
VHTR	Very High Temperature Reactor
VVER	Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reaktor

## RESUMEN

En este trabajo se presenta un análisis neutrónico del combustible para un reactor modular de cama de esferas (PBMR - *Pebble Bed Modular Reactor*), con base en su composición y distribución geométrica, teniendo como objetivo principal el uso y aprovechamiento de torio, para la producción de nuevo combustible necesario para el funcionamiento de dicho reactor. Para el estudio del comportamiento del combustible es necesario el uso de un código capaz de realizar un cálculo confiable, por lo que, la primera tarea de este trabajo consistió en verificar la conveniencia, o confiabilidad, del uso del código de Monte Carlo SERPENT para el análisis del combustible del PBMR. . Para esto se hicieron comparaciones con los resultados reportados en un informe de la OECD / NEA (*Organisation for Economic Co-operation and Development / Nuclear Energy Agency*), relativo a un reactor de alta temperatura de cama de esferas con plutonio de grado reactor como combustible. Los resultados obtenidos muestran que el uso del método de Monte Carlo es conveniente para simular el transporte de neutrones en el núcleo del reactor, el cual es la base del código SERPENT, y éste es adecuado para la realización del presente trabajo, ya que los resultados obtenidos son semejantes a los reportados por los participantes del informe mencionado.. De los análisis realizados en esta investigación, los resultados obtenidos muestran la conveniencia del uso de torio, ya que presenta buenos niveles de conversión de material fértil a físil, al producir  $U^{233}$  por medio de captura neutrónica, teniendo como un factor muy importante la distribución de los materiales en el núcleo. La configuración que obtuvo mejores resultados, basados en el factor efectivo de multiplicación de neutrones, fue la conformada por 3 cilindros circulares rectos circunscritos, con 3 zonas constituidas por una mezcla de óxido de plutonio en las zonas central y exterior, y óxido de torio en la zona intermedia. En cuanto a la composición de los elementos de combustible en el núcleo, la que presentó buenos resultados fue la conformada por una mezcla de torio y uranio, que componen los elementos de combustible (*pebbles*) distribuidos de forma uniforme y con la misma composición dentro del núcleo del reactor.

## INTRODUCCIÓN

Actualmente el uso de energía se ha incrementado, en particular el de la energía eléctrica, con el inicio de la revolución industrial, en donde tomó fuerza el capitalismo y con éste la degradación humana, al hombre sólo le empezó a importar el dinero y el poder y dejó de pensar en la naturaleza y el ambiente, buscando enriquecerse y degradando su calidad de vida, convirtiendo así, entre otras cosas, al uso de energía como la gran amenaza ambiental en vez de ser un medio para el bienestar humano. El consumismo se convirtió en un factor importante, pues el deseo de poseer del ser humano es infinito, se concentra en comprar sin importar si sus compras sean de necesidad fundamental, llevando así a la generación de basura y cosas inservibles que también son contaminantes ambientales y que cada vez son más, y al uso desmedido de energía, de la cual la mayor parte está destinada a la producción de energía eléctrica, la cual cada vez aumenta su demanda con el uso de aparatos eléctricos y electrónicos, y a los medios de transporte, los cuales usan en su mayoría derivados del petróleo. Dicha demanda de energía eléctrica se ha satisfecho con el uso del carbón, casi la mitad del incremento de la demanda mundial de energía en los últimos años ha sido abastecida por él, avanzando aún más que todas las energías renovables juntas y aunque su abastecimiento es seguro y su existencia abundante, se espera que su uso se limite por las medidas en contra de la contaminación y reducción de emisiones de CO<sub>2</sub>.

El gas y el petróleo, además de no ser renovables y de emitir gases de efecto invernadero, se encuentran inmersos en situaciones como las que se viven en Medio Oriente, o el conflicto entre Rusia y Ucrania, que generan dudas sobre la seguridad en el suministro de estos recursos energéticos; suministro que seguirá siendo requerido, sobre todo por los países en vías de desarrollo. Los problemas sociopolíticos son de suma importancia ya que ningún país es independiente, ni inmune, energéticamente hablando, ante los mercados mundiales; las interacciones entre los diversos combustibles, mercados y precios se han ido intensificando. Si la humanidad pretende limitar el incremento de la temperatura global no se podrá consumir más de un tercio de las reservas probadas de combustibles fósiles, a menos que se adecúe, entre otras cosas, el uso de tecnología de captura y almacenamiento de carbono.

Políticas energéticas, social y ambientalmente sustentables, deben considerar la matriz y distribución de producción energética actual, para poder mejorar la calidad de vida mundial, sin poner en riesgo la vida en el planeta, aunque los que diseñan estas políticas se enfrentan a decisiones cada vez más complejas y, a veces, contradictorias cuando

tratan de conseguir un progreso simultáneo en aspectos como seguridad energética, desarrollo económico y protección medioambiental.

También problemas mundiales y de gran importancia como la escasez de agua se hacen presentes con el aumento en la demanda energética, ya que las necesidades de agua para la producción de energía crecerán más rápido que la propia demanda energética, ya que el agua es esencial para la generación eléctrica; para la extracción, el transporte y el procesamiento de petróleo, gas y carbón; y, cada vez más, para el riego de los cereales empleados para producir biocombustibles. Sería mejor para los seres vivos el poder beber y comer, en vez de que el agua sea utilizada para la generar energía y las cosechas para producir biocombustibles, ya que el crecimiento demográfico y económico ha intensificado la competencia por dichos recursos.

Deberíamos sacrificar nuestros lujos y comodidades a cambio de recuperar la salud de nuestro planeta, enfocar nuestros conocimientos y descubrimientos no al consumo y banalidad, si no a nuevas formas de energía, limpia y renovable, a una cultura de la basura que se rehúse o se reintegre a la naturaleza, que no se interpongan intereses políticos o económicos cuando sean cuestiones ambientales. Deberíamos estar conscientes de que todos habitamos el mismo planeta y que sin él nos sería imposible vivir, por lo menos hoy en día, y tener en cuenta que cada acción que realicemos tiene un efecto y por tanto debemos ser responsables con dichas acciones.

“ ... la tierra tiene que ser respetada. Enseñen a sus hijos lo que los nuestros ya saben: que la tierra es nuestra madre, lo que la tierra padezca será padecido por sus hijos. Cuando los hombres escupen al suelo, se escupen ellos mismos. Nosotros estamos seguros de esto, la tierra no es del hombre sino que el hombre es de la tierra. Nosotros lo sabemos. Todo se armoniza, como la sangre que emparenta a los hombres. Todo se armoniza. El hombre no teje el destino de la vida, el hombre es sólo una hebra de ese tejido. Lo que haga en el tejido se lo hace a sí mismo. El Cara Pálida no escapa a ese destino, aunque hable con su Dios como si fuera su amigo. A pesar de todo, tal vez los Pieles Rojas y los Caras Pálidas seamos hermanos. Pero ya se verá después. Nosotros sabemos algo que los Cara Pálidas quizá descubran algún día: ellos y nosotros veneramos al mismo Dios...

De hoy en adelante la vida ha terminado...

Ahora empieza la sobrevivencia...”

(Carta enviada por el jefe Seattle como respuesta a la petición de compra de sus tierras que le hizo el presidente norteamericano, Franklin Pierce, en 1854)

Aunque el daño ambiental es irremediable, una de las mejores posibilidades, es lograr que, sin sacrificar las necesidades actuales de energía, ésta sea producida sin alterar los

depósitos energéticos que sostienen un equilibrio ecológico, y que su uso sea más eficiente y no provenga de fuentes que contaminen ni aumenten el deterioro actual y futuro del entorno, evitando el mal uso y desperdicio de energía y aprovechando al máximo su producción. La eficiencia energética y los avances tecnológicos son motivos para el optimismo y una opción clave en manos de los que diseñan las políticas, sin embargo, los esfuerzos actuales no son suficientes para explotar todo el potencial de estas opciones, son necesarios más y mejores esfuerzos para cambiar, para bien, las tendencias energéticas.

Pero estas tendencias mundiales son difíciles de cambiar y las preocupaciones sobre seguridad y sostenibilidad del suministro de energía no se resolverán por sí solas. Los responsables del diseño de las políticas energéticas, la industria y otras partes interesadas, bien informados, deben actuar.

La energía se ha convertido en la causa y la respuesta a varios problemas urgentes.

Ante esta situación, las energías de origen renovable adquieren un papel primordial, necesario y urgente tanto en su aplicación como en la difusión de su uso, pero al no tener aún la capacidad y desarrollo de satisfacer las necesidades energéticas mundiales, la energía nuclear es, al parecer y por el momento, la única opción para suministrar la cantidad de energía requerida con el menor daño ambiental posible.

Las centrales nucleares pueden contribuir a la confiabilidad del sistema eléctrico, incrementando la diversidad de tecnologías de generación. Los países que importan energía pueden reducir así su dependencia externa y limitar su exposición a las variaciones de precio de los combustibles en los mercados internacionales. La energía nuclear es una de las pocas opciones disponibles para reducir las emisiones de CO<sub>2</sub> a la vez que se proporciona o reemplaza a otras formas de producción base.

Cerca de 200 reactores (de los 438 operativos hoy en día<sup>1</sup>) se retirarán de aquí a 2040, la mayor parte en Europa, Estados Unidos, Rusia y Japón; el reto de compensar el déficit de generación será especialmente complejo en Europa. Las empresas eléctricas deben empezar a pensar en desarrollar capacidades alternativas o en seguir operando centrales existentes, años antes de que éstas lleguen al final de la duración de sus licencias de operación. Para facilitar este proceso, los gobiernos deben ser claros en materia de prolongación de licencias y explicar en detalle los pasos reglamentarios mucho antes de los posibles cierres de plantas.

También es importante el desarrollo de nuevos diseños, tanto de reactores como de los materiales que utilizan para funcionar, que permitan ampliar el espectro de sus

---

<sup>1</sup> [www.iaea.org/pris/](http://www.iaea.org/pris/)

aplicaciones más allá de la producción eléctrica, como lo son la desalación de agua de mar o la generación de calor para su uso en diferentes procesos, sin excluir que sean amigables con el ambiente.

El uso de torio podría ser una buena opción, ya que es más abundante que el uranio. Se estima que el torio es tres veces más abundante que el uranio, y además se obtiene como subproducto de la minería de metales raros y a diferencia de éste no es un material fisible sino fértil, lo cual podría hacerlo más seguro y dificultar su uso en la producción de armamento bélico, asunto que tampoco se puede dejar de lado en cuanto de energía nuclear se habla debido a su origen y mala fama públicamente. Estos son factores muy importantes a tener en cuenta en la búsqueda mundial de abastecimiento energético futuro. Aunque hay que superar muchos obstáculos, los beneficios en el uso de torio pueden ser importantes y valdría la pena poner interés y esfuerzo en él.

En este trabajo se presenta un análisis neutrónico del combustible para un reactor modular de cama de esferas (*Pebble Bed Modular Reactor-PBMR*), con base en su composición y distribución geométrica, teniendo como objetivo principal el uso y aprovechamiento de torio para la producción del combustible necesario para el funcionamiento de dicho reactor.

Para el estudio de dichas características es necesario el uso de un código capaz de realizar un cálculo confiable de los principales parámetros del combustible. El uso del método de Monte Carlo es conveniente para simular el transporte de neutrones en el núcleo del reactor, el cual es la base del código SERPENT, con el que se harán los cálculos para el análisis.

El presente documento está dividido en 4 capítulos, destinados a describir, lo más detalladamente posible, el reactor modular de cama de esferas, el modelado del mismo con el código SERPENT y su validación, así como el análisis de casos de estudio con diferentes configuraciones de combustible. Así, en el capítulo 1 se describen la historia y las principales características, tanto del reactor, como del combustible que utiliza. El capítulo 2 presenta una descripción del método de Monte Carlo y del código SERPENT. En el capítulo 3 se incluyen las consideraciones, datos de entrada y resultados para la verificación de la conveniencia, o confiabilidad, del uso del código SERPENT con el fin de garantizar resultados favorables, seguido del capítulo 4 en donde se presenta un análisis de los resultados obtenidos en los casos de estudio, y finalizando con las conclusiones más importantes obtenidas en el desarrollo de este trabajo.



# CAPÍTULO 1

## EL PBMR

El desarrollo de reactores nucleares avanzados a altas temperaturas abre la posibilidad para ampliar el uso de energía nuclear a una variedad de sectores industriales y de transporte (además de la generación de energía eléctrica), suministrando calor de proceso limpio para producir productos químicos, combustibles de petróleo líquido e hidrógeno. Sin embargo, todavía se tienen que desarrollar diseños de reactores modernos, seguros y económicos, que satisfagan las necesidades técnicas, provenientes de fuentes fidedignas, que sean capaces de alcanzar las temperaturas requeridas.

La tecnología del *Pebble Bed Modular Reactor* (PBMR) de Sudáfrica cumple con estos requisitos. A causa de sus temperaturas de salida del refrigerante muy altas, de hasta 950[°C], el calor del PBMR se puede aplicar para una variedad de aplicaciones de proceso industrial. Por ejemplo, el vapor producido, mediante un circuito secundario, puede ser usado para extraer el petróleo de arenas de alquitrán, y para muchas otras aplicaciones industriales petroquímicas donde los combustibles fósiles se usan actualmente como la fuente primaria de vapor de proceso; o bien, el hidrógeno que se podría producir, se puede usar para mejorar petróleos crudos de carbón y pesados en productos utilizables, o para el combustible de transporte en el futuro, aliviando la presión que existe en el suministro de gas natural.

### 1.1 Antecedentes

El proyecto del PBMR se fundamenta en un viejo adelanto histórico que comenzó en los 1950, cuando el físico nuclear alemán Rudolf Schulten empezó a idear una fuente de energía nuclear 100% “intrínsecamente segura”, que podría desplegarse por todo el orbe, incluyendo los países en vías de desarrollo, como una fuente eficiente de calor para la industria y la generación de energía eléctrica. Algo clave en la solución ingeniosa de Schulten fue encapsular partículas pequeñas de combustible dentro de materiales cerámicos que pueden soportar altas temperaturas, de tal modo que los productos de fisión nuclear permanecen permanentemente atrapados *in situ*, donde se crean.

Al mismo tiempo, Schulten escogió y diseñó el combustible, el refrigerante de helio y la construcción del reactor específicamente para asegurar un comportamiento favorable único de la reacción nuclear, que excluye el peligro de una reacción en cadena desbocada y permite un funcionamiento de rutina a temperaturas de hasta 1,000 [°C].

El concepto de Schulten se experimentó y probó en los más de 20 años de operación del reactor de prueba AVR (*Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor*), de 30 [MW], en el centro de investigaciones nucleares en Jülich, Alemania <sup>2</sup>.

La compañía General Atomics exploró un tipo de reactor algo diferente, basado en el mismo principio básico de las partículas con una cubierta cerámica, en EE.UU. El GT-MHR de General Atomics usa partículas de combustible diminutas, pero las coloca en pequeñas varillas que se apilan en columnas, no como partículas sueltas.

Lamentablemente, tras el breve funcionamiento de una versión más grande del reactor de alta temperatura (HTR, por sus siglas en inglés) de 300 [MW], todo el trabajo sobre el concepto de Schulten fue abandonado en Alemania, como parte de la virtual cancelación del otrora orgulloso sector nuclear de esa nación por motivos políticos. Al HTR estadounidense no le fue mucho mejor, y es sólo gracias a tres países: Sudáfrica, China y Japón, que esta tecnología se ha mantenido con vida (aunque recientemente, Sudáfrica, por problemas de financiamiento, ha abandonado también el desarrollo de este concepto de reactor).

El conocimiento generado llevó al diseño de un reactor de alta temperatura con combustible de torio (THTR, por sus siglas en inglés) de 300[MW<sub>e</sub>] (750 [MW<sub>t</sub>]) que funcionó entre 1985 y 1988. Después dos grupos: ABB y Siemens siguieron desarrollando la tecnología.

Siemens estaba en proceso de negociar pedidos por varios reactores del, entonces, gobierno alemán oriental, la URSS y una corporación alemana cuando, en 1989, con la caída del Muro de Berlín las negociaciones terminaron. La falta de presupuesto y las acciones antinucleares terminaron con el desarrollo del PBMR.

En 1988, el Dr. Johan Slabber, director técnico del proyecto del PBMR, se encontró con los profesores Rudolf Schulten y Kurt Kugeler de la universidad de Aquisgrán. Durante esta reunión se habló de una oferta para un reactor de cama de esferas, en donde, parte de los componentes de la vasija del reactor podrían ser fabricadas por la industria sudafricana.

A causa del clima económico y sociopolítico de la época, *South African Atomic Energy Corporation* (ahora NECSA), donde el Dr. Slabber trabajaba, paró todos los programas del reactor, pero cuando Slabber se afilió a la casa de ingeniería de sistemas IST, en 1989, introdujo el concepto. Eskom inmediatamente vio la oportunidad de adquirir el acceso a la tecnología totalmente desarrollada y en 1999, obtuvo el derecho de tener

---

<sup>2</sup> "PBMR", <http://www.pbmr.co.za> (consultada en 2014).

acceso a la base de datos técnicos del HTR, que incluye detalles del diseño de Siemens/Interatom HTR-Modul.

En el año 2000, Eskom, *Industrial Development Corporation* de Sudáfrica (IDC), *British Nuclear Fuels* (BNFL) y *the US utility PECO*, firmaron un acuerdo de inversión para construir y vender centrales eléctricas basadas en el PBMR. En enero de 2006 Westinghouse compró el 15% de las acciones que tenía BNFL.

Un estudio de viabilidad y de los proyectos asociados, completados hacia el final de 2002, concluyeron que la tecnología era viable, y que, económicamente, las centrales eléctricas PBMR, también lo eran.

De tal modo que el proveedor estatal de energía, Eskom, es reconocido a nivel internacional como líder en el ámbito de la tecnología del reactor modular de cama de esferas (PBMR), una central nuclear de “nueva generación”. Pero, nuevamente, la falta de presupuesto, principalmente derivada del recorte por parte del gobierno sudafricano, ocasionado por el retraso del proyecto y situaciones sociopolíticas en Sudáfrica, ha hecho que su construcción se haya suspendido indefinidamente. Los planes originales tenían al año 2011 como el año de entrega de la primera planta comercial, cosa que no pudo ser<sup>3</sup>.

EL PBMR de Sudáfrica se encuentra actualmente en un estado de cuidado y mantenimiento. El precepto del PBMR es:

- Preservar al PBMR como persona jurídica.
- Preservar al PBMR como propiedad intelectual.
- Preservar ciertas licencias.
- Preservación y disposición de activos de investigación en conjunto con el Departamento de Empresas Públicas.
- Garantizar el cumplimiento con la legislación pertinente.
- Asegurar que el PBMR sigue siendo un negocio en marcha debido a la disponibilidad de fondos.
- Asegurar que el PBMR está integrado y supervisado por las estructuras de gobierno de Eskom, conforme a los acuerdos en esta materia con Eskom.

---

<sup>3</sup> World Nuclear Association, “Nuclear Power in South Africa”, (March 2015).

- Y para preparar al PBMR en un estado definido: el estado y el tiempo de su puesta en práctica, siendo definido por la compañía según la orientación obtenida del ministro de empresas públicas.

En la ejecución del mandato, PBMR ahora tiene un registro de más de 200 patentes, con casi 40 aún en fase de aplicación. Cuatro marcas también están en proceso de ser registrados en todo el mundo. El proyecto del PBMR continúa en la búsqueda de asegurar su propiedad intelectual, creada durante los nueve años en los que desarrolló el proyecto, además de ser seguro, accesible y recuperable. Esto ha dado lugar a diversas innovaciones en términos de identificación tecnológica, captura, control de la configuración y almacenamiento, y garantía de recuperabilidad.

Se siguen manteniendo las dos instalaciones de prueba principales creadas durante el proyecto, el fondo para la prueba de helio y el desarrollo de los laboratorios de combustible. Ambas instalaciones, con actividades suspendidas, se encuentran en excelentes condiciones para garantizar una puesta en marcha sin problemas, para futuros programas de pruebas o de investigación. El *Helium Test Facility* está equipado para probar a gran escala, la primera de su tipo, a equipos HTGR, utilizado en el diseño del PBMR, a la temperatura normal de funcionamiento del 900 [°C] y 90 [bar] de presión. El FDL (*Fuel Development Laboratory*) está equipado con un dispositivo de recubrimiento de partículas TRISO, un laboratorio de control de calidad a gran escala, y se clasificó para producir combustible de *pebbles*. Las decisiones del gobierno sobre el futuro de estos importantes activos del PBMR probablemente coincidirán con la decisión estratégica sobre el futuro de *PBMR Company*.

El futuro del PBMR aún no está claro. Se requiere una decisión del gabinete sobre el futuro de la atención post PBMR y mantenimiento. Para ello, el Departamento de Empresas Públicas ha estado llevando a cabo, junto con los departamentos del Gobierno de Sudáfrica, pláticas pertinentes sobre las posibles opciones para el PBMR, cuyos resultados se presentarán al Consejo de Ministros para su aprobación<sup>4</sup>.

## 1.2 Características

El concepto tiene una vasija vertical de acero, que contiene y apoya un cilindro principal metálico, que por su parte apoya al núcleo de combustible. Este núcleo de combustible cilíndrico es rodeado por un reflector de grafito externo, también por encima y por debajo, que proporciona funciones de reflexión de neutrones, superiores e inferiores,

---

<sup>4</sup> International Atomic Energy Agency, "Technical Working Group- Gas Cooled Reactors", (February 2015).

similares. Consta de perforaciones verticales del lado del reflector que sirven para los elementos de control de reactividad. Dos sistemas de control de reactividad se proporcionan para controlar el reactor.

El combustible del PBMR se presenta en forma de partículas multicapa (TRISO), que, en general, son de 0.92 [mm] de diámetro. El núcleo de estas partículas (*kernel*), que es el combustible en sí mismo (dióxido de uranio,  $UO_2$ ), está recubierto en primer lugar por una capa de grafito poroso que posee suficiente espacio para retener los gases que se liberan durante la reacción de fisión. En segundo lugar, hay dos capas de carbono pirolítico separadas por una capa intermedia de carburo de silicio (ver Figura 1). En conjunto, las tres últimas capas proporcionan a la partícula una gran resistencia a las altas temperaturas y a los esfuerzos mecánicos, constituyendo una primera barrera de contención de los productos de fisión<sup>5</sup>.

La estructura multicapa de las partículas TRISO garantiza que su integridad estructural no se ve comprometida por debajo de 1600 [°C]. Si además se tiene en cuenta la gran inercia térmica del reactor y su tendencia natural a perder calor por medios pasivos, puede garantizarse que no se alcanzará el límite de 1600[°C], y que, por lo tanto, los productos de fisión quedarán confinados en el interior de las partículas de combustible, evitándose que pasen al refrigerante, ya sea en condiciones de operación normal o de accidente.

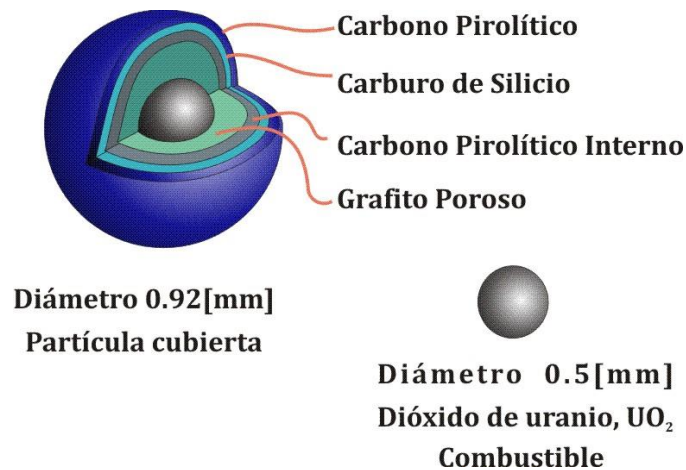


Figura 1. Elemento de combustible TRISO.

<sup>5</sup> International Atomic Energy Agency, "High Temperature Gas Cooled", Vienna (2010).

El núcleo del reactor contiene aproximadamente 360,000 de estas esferas de combustible.

El helio, que se usa como refrigerante, traslada la energía absorbida en el núcleo a un lazo secundario a través de un intercambiador de calor o generador de vapor.

El lado secundario del generador de vapor contiene agua. El calor absorbido, evapora el agua y el vapor generado, por su parte, es usado para hacer girar una turbina acoplada con un generador para producir energía eléctrica, funcionando como cualquier central eléctrica convencional.

El lado secundario del generador de vapor también se puede conectar directamente a una planta de proceso para proporcionar energía en forma de calor de proceso. En esta configuración, el reactor es una planta de producción de energía en forma calor. Otra posibilidad es configurar el PBMR en una planta de co-generación, es decir, que produce tanto energía eléctrica, como calor de proceso.

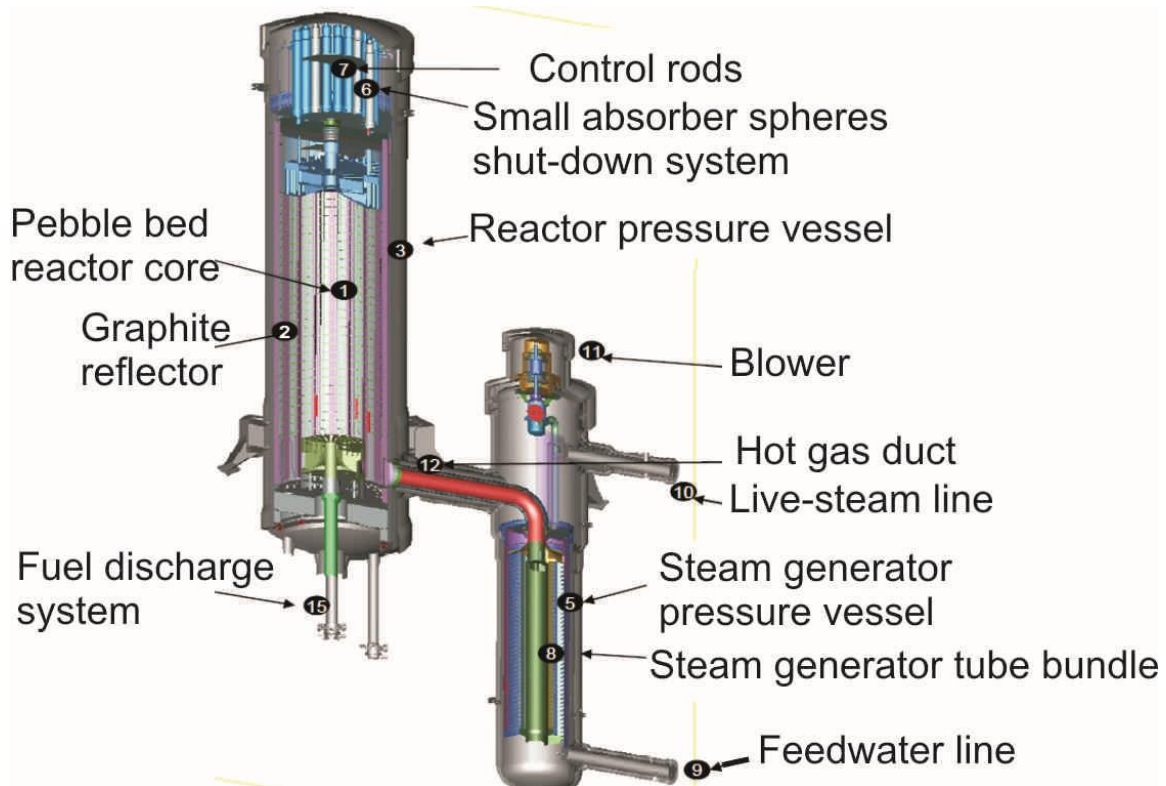


Figura 2. Configuración base de diseño para la planta de un PBMR <sup>6</sup>.

<sup>6</sup> Idaho International Laboratory, "Mechanistic Source Terms White Paper", July 2010.

El diseño es tal que los módulos se pueden combinar para satisfacer los requisitos de energía específicos del usuario. Un rasgo significativo del diseño es que, tanto el generador de vapor, como el almacenamiento del combustible gastado, se alojarán en un edificio llamado la “isla nuclear”, mientras toda la planta relacionada con el lado secundario del generador de vapor se alojará en un edificio (o edificios) llamados “isla convencional”. El reabastecimiento de combustible en línea es una característica clave del PBMR. Los elementos de combustible frescos se añaden por arriba del reactor mientras el combustible usado se extrae por el fondo mientras el reactor está en operación. El objetivo es funcionar ininterrumpidamente durante seis años antes de que el reactor se apague para el mantenimiento previsto. El cierre-apagado se haría insertando las barras de control.

### 1.2.1 Estructura del reflector principal de cerámica

La estructura del reflector principal de cerámica consiste en un cilindro interior de bloques de grafito de alta calidad rodeados en el fondo y en los lados por bloques de grafito.

La estructura del reflector interior y externa consiste de 36 columnas verticales. Los bloques dentro de una columna se relacionan verticalmente vía un sistema de clavija. Azimutalmente, los bloques de grafito interiores se localizan dentro de los bloques de carbón vía un sistema radial.

La filosofía del diseño del reflector principal debe asegurar que las columnas individuales tengan flexibilidad térmica y se puedan acomodar con cambios dimensionales inducidos por irradiación, independientes de columnas contiguas, bajo todas las condiciones de funcionamiento normales y en fallas.

Las 36 columnas del reflector interiores tienen agujeros, 35 de los cuales acomodan el RCSS (*Reactivity Control and Shutdown System*). Estos agujeros tienen un diámetro de 130 [mm] y se localizan a una distancia del centro de 1,875 [mm]. Las barras de control pasan por el reflector y llegan un poco por debajo del núcleo. La estructura del reflector principal de cerámica se puede dividir en tres secciones:

- La estructura del reflector del fondo.
- La estructura del reflector lateral.
- La estructura del reflector superior.

La estructura del reflector del fondo proporciona las funciones de:

- Reflexión de neutrones
- Apoyo de la cama de esferas

- Descarga de combustible
- Apoyo del reflector lateral
- Conectividad al MCB (*Metallic Core Barrel*)
- Dirección, contención y separación de la entrada y flujos de gas de salida
- Aislamiento térmico
- Protección de neutrones

El reflector del fondo se extiende de la base del MCB al borde externo de la sección cónica en la base del núcleo de la cama de esferas.

La sección inferior del reflector del fondo comprende una zona interior de bloques del grafito arreglados en 36 segmentos y una zona externa arreglada en 12 segmentos.

La capa del fondo de bloques se compensa con relación al resto de la columna, para prevenir los huecos verticales continuos de los plenos calientes y fríos que entran en contacto directo con las estructuras de apoyo metálicas en el fondo.

La sección cónica bajo el núcleo de la cama de esferas, es formada por bloques superiores biselados en un ángulo de 300°. Los bloques están radialmente juntos.

La estructura del reflector lateral proporciona varias funciones esenciales:

- Reflexión de neutrones
- Apoyo de la cama de esferas
- Apoyo para el reflector superior
- Pasos del flujo para el helio de entrada
- Protección de neutrones
- Camino de retiro/control



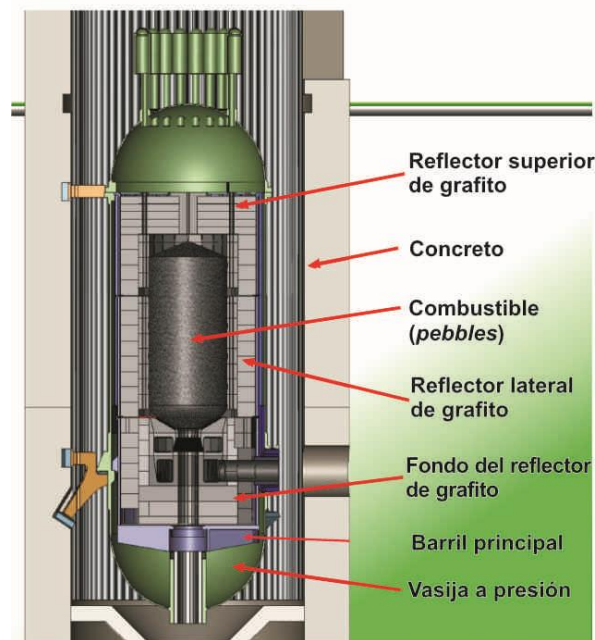


Figura 3. Configuración del reactor modular de cama de esferas.

### 1.2.2 Vasija del reactor

El volumen interno de la *Reactor Pressure Vessel* (RPV) se separa del volumen interno de la *Power Conversion Unit Pressure Vessel* (PCUPV) por medio de una estructura. Esta separación es necesaria para mantener la pared de la RPV a una temperatura diferente a la de la PCUPV.

Durante operación normal, la temperatura de la pared de la RPV se mantiene en entre 280[°C] y 300 [°C] por medio de una combinación del diseño de transferencia de calor y de las estructuras principales, *Reactor Unit Conditioning System* (RUCS) y *Reactor Cavity Cooling System* (RCCS).

La función principal de la RPV es de contener el helio de alta presión, proporcionar el apoyo y la alineación para las estructuras principales y sus subsistemas, y mantener la geometría principal dentro de límites aceptables, bajo todas las condiciones.

La RPV consiste en una sección cilíndrica principal con cabezas superiores e inferiores toriesféricas. La cabeza superior incorpora penetraciones para los mecanismos de reactividad (*Reactivity Control System* (RCS)), *Reserve Shutdown System* (RSS), y para la instrumentación en el núcleo. Una apertura se proporciona en el centro de la cabeza superior para permitir el acceso a las estructuras principales superiores.

La cabeza inferior se suelda a la sección principal y tiene aperturas para el FHSS (*Fuel*

*Handling and Storage System*) y el RSS, una apertura grande para el Sistema de Descarga de Combustible y una apertura para el acceso a las estructuras del núcleo en el fondo. Esta apertura de acceso se quiere para el uso sólo durante operaciones de instalación iniciales.

La RPV (ver Figura 4) tiene un diámetro interno de 6.2 [m] y un grosor nominal de 120 [mm]. Las partes superiores y reforzadas tienen un grosor de 220 [mm]. La cabeza de la vasija tiene un radio interno de 3.8 [m] y un grosor nominal de 140 [mm], y para la cúpula del fondo, estas medidas son 5.23 [m] y 120 [mm] respectivamente. El diámetro externo máximo de la RPV es aproximadamente 7 [m] y su longitud total es aproximadamente 21.88 [m]. La masa de la RPV con la cabeza de la vasija se estima en 724 [t].



Figura 4. Vasija del PBMR.

### 1.2.3 Barril principal metálico

El MCB (*Metallic Core Barrel*) comprende un cilindro circular recto de acero reforzado de 5.85 [m] de diámetro, 15.67 [m] de alto, y 50 [mm] de espesor. Está apoyado dentro de la RPV por una serie de rodillos del mismo diseño que los usados en el THTR-300. Nueve rodillos de 240 [mm] de diámetro, son usados para apoyar el reflector y la carga principal.

Esta combinación se requiere para guardar tensiones de contacto suficientemente bajas (aproximadamente 600 [MPa]) para impedir a cualquier elemento ceder en los porta-cojinetes. Los bloques de cierre temporales se encajan en los ensambles del rodillo antes de la instalación del barril principal en la RPV, a fin de impedir que dichos ensambles se muevan de su posición. Estos bloques se quitan a mano después de la instalación del barril principal en la RPV.

#### 1.2.4 Sistema de refrigeración de la cavidad de reactor

La función del RCCS (*Reactor Cavity Cooling System*) es de disipar el calor del reactor durante el funcionamiento normal, incluso en el apagado. El sistema también ayuda a disipar el calor del decaimiento durante la pérdida de las funciones de transferencia de calor del PCU (pérdida de la refrigeración forzada). El objetivo es proteger la vasija del reactor (incluso accesorios), apoyos en la RPV, instrumentación y las paredes, de exceder los límites de temperatura de diseño para todos los modos de funcionamiento.

El RCCS incluye tres sistemas independientes, de los cuales, cada uno consiste en un circuito cerrado, de baja presión, conducido por la bomba en el sistema de refrigeración, con un intercambiador de calor de “agua a agua” interno. El calor se transfiere vía estos intercambiadores de calor a un recorrido de agua abierto, que entonces descarga el calor a un disipador térmico último, que puede ser un cuerpo de agua grande o la atmósfera. Cuarenta y cinco cámaras acuáticas, cada una de 500 [mm] de diámetro y aproximadamente 24 a 30 [m] de largo, según la posición, se arreglan verticalmente alrededor de la RPV. Cada tercera cámara se relaciona para separar entradas y salidas con el fin de crear los tres sistemas de refrigeración independientes, cada uno capaz de absorber el 50% del calor de desecho rechazado por la vasija.

En el caso en donde las bombas del circuito cerrado o los intercambiadores de calor se pierden, las torres de refrigeración, situadas en la parte superior del módulo, automáticamente asumen la función de refrigerar los sistemas. En el caso donde todas las unidades refrigerantes, incluso las torres de refrigeración, se pierden, el calor del reactor se absorbe calentándose y luego hirviendo el agua en las cámaras. El vapor de baja presión generado se suelta a la atmósfera.

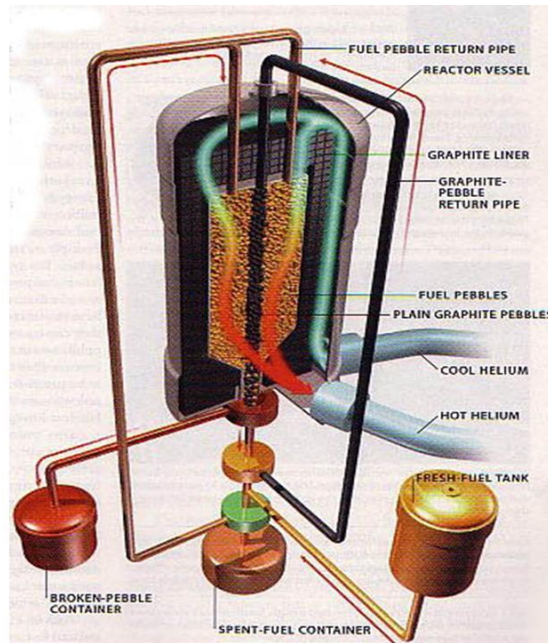


Figura 5. Esquema del sistema de refrigeración del PBMR.

### 1.2.5 Sistema de control de reactividad y de apagado

El *Reactivity Control and Shutdown System* (RCSS) consiste en dos sistemas independientes:

- El sistema de control de reactividad (RCS, por sus siglas en inglés): controla el sistema de barras de control.
- El *Reserve Shutdown System* (RSS) : utiliza esferas absorbentes.

El RCSS tiene las siguientes funciones:

- Cada sistema debe, independientemente, ser capaz de llevar al reactor a un estado subcrítico, y mantenerlo durante un período indefinido en la temperatura de funcionamiento normal.
- Ambos sistemas (combinados) deben permitir que el reactor esté en un estado subcrítico debajo de 50[°C], y mantenerlo durante un período indefinido de tiempo a esta temperatura.

El RCS consiste en 18 sistemas de barras de control. El RCS está basado en la tecnología de HTR/ABB existente y consiste en:

- Control de barras.
- Mecanismo de las barras de control (CRDM, por sus siglas en inglés), con indicador de la posición.
- Amortiguador de emergencia de la barra.

Cada barra de control consiste en varios segmentos que contienen el material absorbente en forma de anillos entre dos tubos coaxiales. Los huecos entre los tubos y los anillos previenen fuerzas de coacción debido al incremento de volumen inducido por la radiación del material.

Las barras, libremente, se suspenden en los agujeros que están en el reflector del lado interno del núcleo. Tanto el interior, como el exterior de la barra de control son enfriados por una corriente, en la entrada, de helio.

Las funciones principales del CRDM son:

- Levantar y bajar las barras de control en la mitad superior del núcleo, y mantener la posición.
- Garantizar la inserción de las barras, en caso de algún problema, las barras pueden caer debido a la fuerza gravitatoria.

Existe un sistema de apagado, *Small Absorber Sphere* (SAS) que funciona como un RSS (*Reserve Shutdown System*). El RSS es completamente diferente en diseño y materiales a las barras de control que forman el RCS. El RSS consiste en 17 sistemas SAS mutuamente independientes. El único componente compartido es un canal de gas, que es usado para quitar las esferas del amortiguador de los agujeros en el reflector del lado y devolverlos a los contenedores de almacenaje.

Las funciones principales del equipo del RSS son:

- Almacenar el SAS y asegurar introducción, a petición, soltando las esferas de cierre en los agujeros del reflector del lado
- Quitar las esferas de los agujeros en el reflector del lado y transportarlos atrás, a los contenedores de almacenaje.

El diseño del RSS está basado en una tecnología de *HTR-Modul* existente y consiste en:

- Contenedor de almacenamiento
- Descarga en el contenedor
- Conexiones del tubo
- Sistema del soplador
- Esferas de apagado con un diámetro de contenido de 10 [mm] de B<sub>4</sub>C.

Los componentes del RSS se instalan dentro de la RPV. El accionador para la válvula del contenedor de almacenaje y Sistema del Soplador de Gas, sin embargo, se instala fuera de la RPV. Las pequeñas esferas se almacenan en un contenedor de almacenamiento en

el espacio que hay debajo de la cabeza de la RPV. A petición, la válvula del contenedor de almacenaje se abrirá y las esferas caerán libremente (por efecto gravitatorio) en los agujeros que hay en el reflector del lado. En el caso en que se interrumpa el suministro de energía eléctrica a la válvula magnética, la válvula abrirá y el SAS se soltará en el reflector lateral. Un sistema neumático es usado para regresar las esferas de apagado en cantidades controladas hacia el agujero situado en el reflector lateral.

Un tubo, del mismo tamaño que el agujero en el reflector lateral, une el agujero del reflector con el contenedor de descarga. Durante el transporte de las esferas de apagado, las esferas son separadas de la corriente de gas.

Los métodos diversos y redundantes se emplean para prevenir el retiro simultáneo de esferas de dos o más columnas de esferas de apagado en el reflector lateral.

#### 1.2.6 Sistema de purificación de helio.

El objetivo principal del HPS (*Helium Purification System*) es de purificar el gas helio. El HPS saca un flujo parcial de helio de un punto de alta presión y lo regresa purificado a la cubierta del generador. La función del HPS se hace constantemente durante la operación de la planta y retira los contaminantes gaseosos como el agua, el monóxido de carbono, dióxido de carbono, hidrógeno, metano y tritio.

#### 1.2.7 Manejo de combustible y sistema de almacenaje

El objetivo principal del FHSS (*Fuel Handling and Storage System*) es poner en circulación los elementos de combustible esféricos y los elementos de grafito, a través del núcleo del reactor mientras éste opera a potencia.

El FHSS consiste en el almacenamiento de combustible fresco y sistema de alimentación, el abastecimiento de combustible y sistema de descarga, el sistema de combustible gastado y el sistema de recolección de combustible. El sistema de almacenaje consiste en almacenamiento del combustible nuevo, del grafito, del combustible gastado y del combustible dañado. Las partes principales del sistema de manejo de combustible se localizan en compartimentos protegidos, individuales, debajo del reactor.

#### 1.2.8 Instalación de prueba de transferencia de calor

La *Heat Transfer Test Facility* (HTTF) en Potchefstroom, cerca de Johannesburgo, es una

instalación de base para probar el comportamiento del núcleo a altas temperaturas en condiciones similares a las condiciones del reactor PBMR. El HTTF se usó entre 2000 y 2004 para realizar pruebas de transferencia de calor. Las temperaturas en el reactor deben ser hasta 1600 [°C], que es mayor al punto de fusión de la mayor parte de los metales. Esto significa que es muy importante diseñar el reactor PBMR de modo que sea capaz de manejar estas temperaturas sin ningún peligro.

Otro hecho importante sobre la instalación de prueba de transferencia de calor es que imitó el área interna del reactor PBMR, que está lleno de esferas de combustible del grafito. El área interna del reactor PBMR es un gran espacio de forma anular en forma de cilindro (también llamado *annulus*) y se construye con ladrillos del grafito. El *annulus* está lleno de miles de esferas de combustible (casi del tamaño de pelotas de tenis) que proporcionan el calor generado a través del proceso de fisión del uranio enriquecido. Una vez que estas miles de esferas de combustible se apilan una encima de la otra en el espacio anular, es difícil predecir cómo se distribuye o se transfiere el calor a través de los diferentes componentes, o partes, por medio de los 3 mecanismos de transferencia de calor básicos (conducción, convección y radiación). Esto es porque, como es el caso con un contenedor lleno de esferas, hay vacíos o huecos entre las partículas. Estos vacíos son en general, irregulares y de tamaños diferentes, según la posición en el espacio anular.

Es relativamente fácil para los ingenieros calcular la transferencia de calor para componentes individuales de partes y materiales, pero, el hecho que el reactor conste de miles de esferas apiladas, juntas, y con vacíos variados entre sí, hace mucho más difícil predecir el comportamiento de transferencia de calor. La función principal del HTTF es proporcionar, por lo tanto, una instalación que puede ser usada para crear condiciones similares a las del núcleo del reactor PBMR. Esto permite a ingenieros comprobar sus cálculos de transferencia de calor y asegurarse que están en lo correcto.

El HTTF consistió en dos unidades de prueba, *High Pressure Test Unit* (HPTU) y *High Temperature Test Unit* (HTTU). Ambos, con condiciones específicas encontradas en el reactor PBMR.

El HPTU usa alta presión para observar cada uno de los tres mecanismos de transferencia de calor, en posiciones diferentes en el espacio anular del reactor. Es la más pequeña de las dos instalaciones, y es esencialmente un lazo controlado que proporciona condiciones de flujo sujetas a una sección de prueba principal. Produjo una variedad de condiciones del flujo a fin de crear correlaciones significativas en la vasija de prueba principal. Se diseñaron doce secciones de prueba intercambiables para

el PBMR, proporcionando oportunidades de probar los diferentes mecanismos de transferencia de calor de diferentes modos.

El HTTU usa altas temperaturas para imitar las condiciones reales encontradas en el reactor. También proporciona un espacio anular lleno como se da en el reactor y prueba tres mecanismos de transferencia de calor juntos en condiciones diferentes. Tiene una sección de 1.2 [m] de alto con un núcleo del reactor anular, rodeado de grafito y 28,000 esferas de grafito. El calor es proporcionado por nueve calentadores con una capacidad de alcanzar aproximadamente 1,650 [°C].

La fase de pruebas del HTTF se concluyó en más de tres años de operaciones, durante las cuales el equipo logró la simulación de casi 50,000 horas de accidentes y produjo 18 informes de las pruebas y más de 150 notas técnicas.

### 1.3 Seguridad en el Combustible

El diseño del combustible del PBMR hace fácil de almacenar sus residuos, porque la cubierta de carburo de silicio de las esferas mantendrá a las partículas radioactivas aisladas por lo menos durante un millón de años<sup>7</sup>, que es mucho más que la vida media del plutonio. Además, el combustible del PBMR puede ser almacenado "in situ" por lo menos durante 80 años, por lo que los contenedores especiales para el transporte del combustible gastado y su almacenamiento no tendrán que ser comprados o fabricados en el corto plazo. La partícula recubierta de combustible gastado puede ser almacenada en un repositorio subterráneo profundo.

No hay intención de reprocesar el combustible gastado ya que esto es más difícil de hacer que con el tipo de combustible de pastillas, y lo hace menos valioso para reciclar. La mayor parte del uranio útil presente en el combustible es usado mientras está dentro del reactor.

El PBMR es del tipo de alta seguridad, o "*walk-away safe*". Su seguridad es el resultado del diseño, los materiales empleados y los procesos físicos, más que de los sistemas de seguridad incorporados, como en el caso del reactor tipo BWR.

Las temperaturas pico que se pueden alcanzar en el núcleo del reactor (1600 [°C] bajo las condiciones más severas) están muy por debajo de las temperaturas sostenidas de 2500 [°C] que dañarían al combustible. La razón para esto es que los materiales

---

<sup>7</sup> "PBMR", <http://www.pbmr.co.za> (consultado en 2014).



cerámicos en el combustible, tal como el grafito y el carburo de silicio, son más fuertes que el diamante.

Aun si una reacción en el núcleo no puede ser detenida por el grafito en las pequeñas esferas o enfriada por el helio, el reactor se enfriará de manera natural en muy poco tiempo. Esto es porque el aumento de la temperatura hace menos eficiente a la reacción en cadena y por consiguiente disminuye la generación de energía.

El tamaño del núcleo es tal que tiene una gran relación superficie/volumen. Esto significa que las pérdidas de calor a través de su superficie es más que el calor generado por el decaimiento de los productos de fisión en el núcleo. De allí que el reactor no puede, debido a su inercia térmica, alcanzar la temperatura en la que ocurriría una fundición del núcleo. La planta no puede estar tan caliente, durante el tiempo suficiente, para causar daños al combustible<sup>8</sup>.

### 1.3.1 Filtración de Radiación

El mismo helio, que es usado para enfriar la reacción, es químicamente y radiológicamente inerte: no se puede combinar con otros productos químicos, no es combustible, y no es radioactivo.

Como el oxígeno no puede penetrar al helio, el oxígeno del aire no puede llegar al núcleo de alta temperatura para corroer al grafito usado en el reactor e iniciar un incendio. Si, a través de algún accidente, el conducto de helio se rompe, llevaría unas seis horas para que el aire natural circule a través del núcleo. Aun si esto llegase a ocurrir, conduciría a la liberación diaria de menos de  $1 \times 10^{-6}$  (un millonésimo) de la radioactividad del núcleo. Esto significa que la cantidad de radioactividad liberada en 24 horas bajo esta severa (y recuperable) situación sería 10,000 veces menos que las que requerirían acciones de emergencia en sitios fuera de la planta. Para evitar dicha falla de los conductos de gas, éstos se diseñan para que filtren antes de que se rompan, de manera que la despresurización será gradual y no se alcanzará el punto de ruptura. La presión del helio dentro de la turbina de ciclo cerrado es mayor que la presión fuera de ella, de modo que nada puede ingresar dentro del circuito nuclear para contaminarlo<sup>6</sup>.

---

<sup>8</sup> "PBMR", <http://www.pbmr.co.za> (2014).

### 1.3.2 Mecanismos de falla.

Los siguientes mecanismos de falla han sido identificados como capaces de causar falla parcial o total del sistema TRISO-recubrimiento bajo irradiación y/o durante accidentes postulados:

- Vasija de presión, falla de partículas ("intactos") del estándar (partículas sin defectos de fabricación).
- Vasija de presión, falla de partículas con revestimientos defectuosos o faltantes.
- Irradiación inducida, falla del recubrimiento OPyC.
- Irradiación inducida, falla del recubrimiento del IPyC y potencial de agrietamiento del SiC.
- Falla del revestimiento de SiC causada por la migración del núcleo en presencia de un gradiente de temperatura.
- Falla de revestimiento de SiC causada por productos de fisión / interacciones de SiC.
- Falla de revestimiento de SiC causada por interacciones de CO/SiC.
- Falla del revestimiento de SiC resultante de la descomposición térmica.
- Falla del revestimiento de SiC causado por la dispersión en el buffer del metal pesado y capas de revestimiento de IPyC.

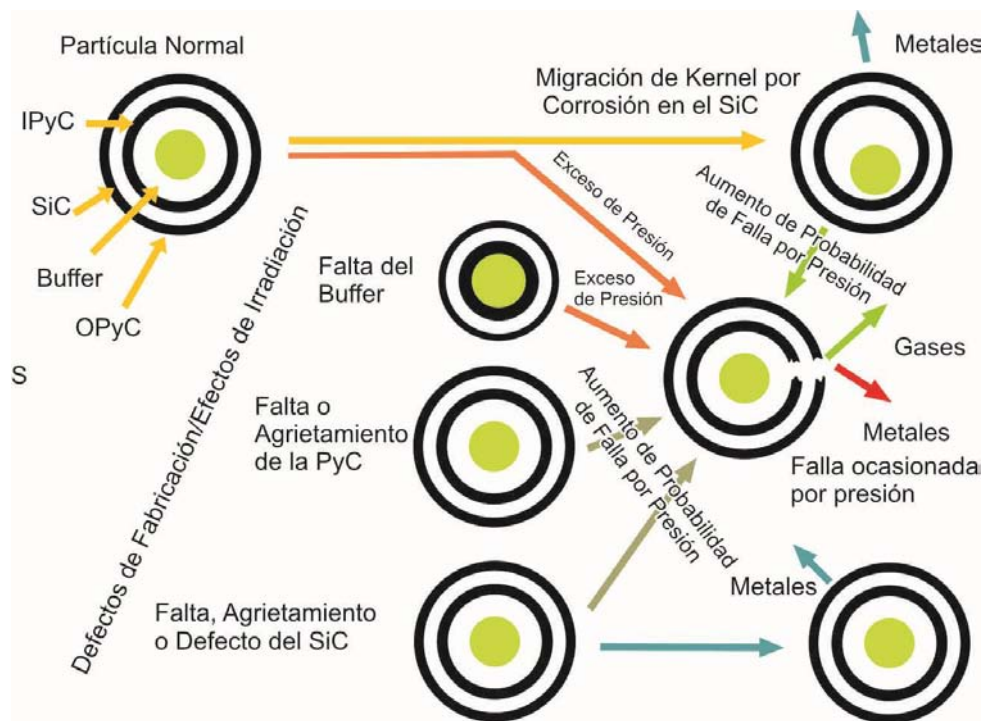


Figura 6. Mecanismos de falla de la partícula TRISO.

La contaminación de metales pesados, como el fabricado, no es un mecanismo de falla en operación, pero es muy importante con respecto a la liberación de productos de fisión. Es un caso extremo de defectos de recubrimiento como manufacturados, por lo que pequeñas cantidades de metales pesados no están encapsulados por una sola capa de recubrimiento intacto (análogo al “*tramp uranium*” en el combustible de los LWR). Las especificaciones modernas de producción de combustible sólo permiten pequeñas fracciones de contaminación por metales pesados ( $10^{-5}$  es un valor típico); sin embargo, son una fuente importante de liberación de productos de fisión.

Los mecanismos de falla observados para el combustible TRISO se pueden categorizar como estructural / mecánico o termoquímico. Estos mecanismos de falla, en ambas categorías, pueden ser afectados por la liberación de un exceso de oxígeno durante la fisión y la posterior formación de monóxido de carbono.

### 1.3.3 Mecanismos estructurales / mecánicos

Durante la irradiación, gases de fisión estables se liberan en el núcleo, lo que aumenta la presión interna del gas. Para algunos diseños de partículas (por ejemplo,  $UO_2$  TRISO), el monóxido de carbono también puede ser generado durante la irradiación, lo que aumenta aún más la presión del gas. Debido a que la capa de SiC tiene un módulo elástico mucho mayor que las capas de carbón pirolítico (PyC), soporta la mayor parte de la fuerza que ejerce la presión interna, y que produce una tensión de tracción si los cambios inducidos por la radiación dimensionales de la PyC y SiC son similares. Sin embargo, las capas PyC se someten a la contracción durante la irradiación, que produce fuerzas de compresión en la capa de SiC. Desde una perspectiva estructural / mecánica, la capa de SiC permanecerá intacta siempre que permanezca la compresión o tensión de tracción en la capa de SiC y no exceda su fuerza.

### 1.3.4 Rendimiento de la PyC

La contracción de las capas PyC durante la irradiación es un atributo favorable en términos de las fuerzas de compresión aplicadas a la capa de SiC. Sin embargo, la contracción PyC produce tensiones de tracción en las capas PyC, que pueden conducir a la falla de estas capas. Las cepas y los esfuerzos generados en las capas PyC son funciones complejas de fluencia de neutrones rápidos, temperatura de irradiación, y las propiedades de recubrimiento de materiales.

Una propiedad que afecta en gran medida el rendimiento PyC es la anisotropía, que se puede cuantificar usando rayos X o las técnicas de difracción óptica. La anisotropía se expresa habitualmente en términos del Factor de Anisotropía de Bacon (BAF). Para un

material perfectamente isótropo, BAF = 1, y por un medio perfectamente orientado, BAF = ∞.

Las capas PyC suficientemente isotrópicas (BAF ≤1.035) son capaces de un funcionamiento adecuado a altas fluencias de neutrones rápidos, porque las deformaciones y tensiones inducidas por la radiación son detenidas en cierta medida por la fluencia inducida por irradiación.

#### 1.3.5 Irradiación inducida por falla de la IPyC produciendo agrietamiento del SiC

Exámenes post-irradiación de combustible de irradiación para partículas revestidas de combustible UCO (HRB-21 y NP-MHTGR), junto con los análisis mecánicos, mostraron que las fallas de partículas de combustible en estos experimentos de irradiación fueron causados por la falla inducida por irradiación (cracking) de la IPyC anisotrópica que conduce a la intensificación de tracción de estrés en la capa adyacente, y causando un posterior agrietamiento de las siguientes capas, de SiC<sup>9 10</sup>.

Estos análisis llevaron a los cambios en las condiciones de recubrimiento utilizados en la fabricación de partículas de combustible en el NGNP / AGR *Combustible Program*<sup>11</sup> para garantizar que los recubrimientos con IPyC produjeran una isotropía adecuada.

#### 1.3.6 Falla en la vasija de presión

En ausencia de fuerzas de compresión de las capas PyC, la tensión de tracción en la capa de SiC puede ser calculada con una precisión razonable usando la aproximación “*thin-shell*”,

$$\sigma_{SiC} = \frac{Pr_{SiC}}{2t_{SiC}}$$

donde:

P = presión interna dentro de la partícula

---

<sup>9</sup> Hobbins, R. R. and R. K. McCardell, 1993, “Summary of NP-MHTGR Fuel Failure Evaluation,” EGG-NPR-10967, September 1993.

<sup>10</sup> General Atomics, *MHTGR TRISO-P Fuel Failure Evaluation Report*, DOE-HTGR-90390, Rev. 0, October 1993.

<sup>11</sup> Petti, D. A., et. al., eds., 2008, *Technical Program Plan for the Next Generation Nuclear Plant/Advanced Gas Reactor Fuel Development and Qualification Program*, INL/EXT-05-00465, Rev. 2, July 2008.

$r_{SiC}$  = radio medio de la capa de SiC

$t_{SiC}$  = espesor de la capa de SiC.

La falla de la vasija de presión se produce cuando la tensión de tracción en la capa de SiC excede la resistencia de la capa de SiC. La fracción de partículas con un defecto en la capa de SiC,  $f_{SiC}$ , se calcula utilizando la teoría de la fuerza estadística Weibull, suponiendo defectos de volumen y una distribución uniforme de la tensión en la capa de SiC

$$f_{SiC} = 1 - \exp \left[ - \left( \frac{\sigma_{SiC}}{\sigma_o} \right)^m V_{SiC} \right]$$

where

$\sigma_o$  = Weibull characteristic strength

$m$  = Weibull modulus

$V_{SiC}$  = volume of the SiC layer.

### 1.3.7 Mecanismos termoquímicos.

La falla de combustible causada por mecanismos termoquímicos se puede controlar en gran medida mediante el diseño nuclear y termohidráulico del núcleo del reactor. Para que el combustible pueda satisfacer los criterios de rendimiento, las temperaturas máximas de combustible deben mantenerse suficientemente bajas, y la fracción de combustible que experimentan temperaturas relativamente altas durante períodos de tiempo largos deben mantenerse lo suficientemente pequeñas. A continuación se describen los mecanismos de falla termoquímicos, que se han observado que se producen en el combustible de partículas revestidas..

#### 1.3.7.1 Migración del kernel

Las temperaturas locales y los gradientes de temperatura a través del combustible pueden ser relativamente altos cuando el reactor está en operación. Bajo estas condiciones, los *kernels* de óxido y de carburo pueden migrar conforme el gradiente de temperatura. Este fenómeno se denomina como "efecto ameba" y puede conducir a una falla completa del sistema de revestimiento. Para *kernels* de óxido, la migración puede ser causada por difusión de carbono o difusión de la fase gaseosa de CO u otros compuestos de carbono gaseosos. La falla por este mecanismo se correlaciona como una función de la temperatura, el gradiente térmico y los grosores del *buffer* y las capas de IPyC. Se supone que la falla ocurra cuando la capa de SiC entre en contacto con el material del *kernel*. Las variaciones de partícula a partícula en el *buffer* y los espesores del IPyC se contabilizan en el cálculo de la probabilidad de falla.

### 1.3.7.2 Ataque químico al SiC

Los metales nobles (por ejemplo, Ru, Rh, Pd y Ag) se producen con rendimiento relativamente alto durante la fisión de los combustibles de uranio. Durante la irradiación, las condiciones termoquímicas no son propicias, para estos elementos, para formar óxidos estables, y pueden migrar fácilmente fuera del *kernel* independientemente de su composición.

Se han observado reacciones de SiC con Pd. Aunque la cantidad de Pd es pequeña en comparación con la masa de la capa de SiC, la reacción está muy localizada, y la penetración completa de la capa de SiC puede ocurrir si las altas temperaturas permanecen durante un período suficiente de tiempo (ver Figura 7). La velocidad de reacción es altamente dependiente de la temperatura, por lo que el tiempo requerido para penetrar la capa de SiC disminuye rápidamente al aumentar la temperatura por encima de, aproximadamente, 1300 [°C].

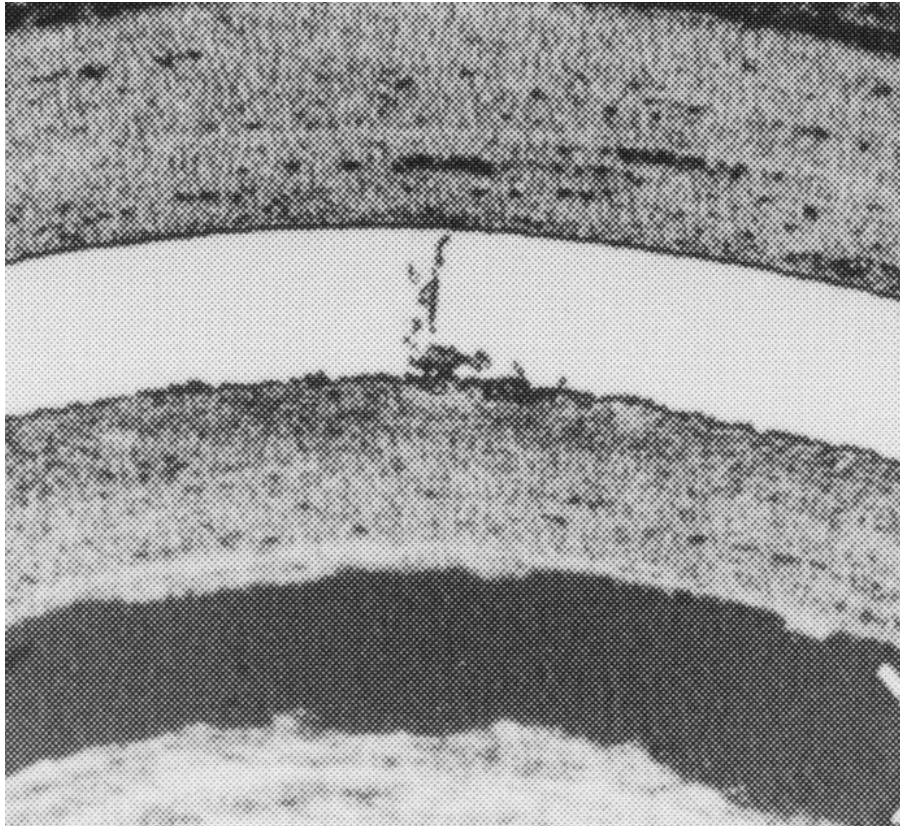


Figura 7. Ataque de productos de fisión localizados en la capa de SiC <sup>12</sup>.

<sup>12</sup> Idaho National Laboratory, "NGNP Fuel Qualification White Paper" (2010).

El exceso de oxígeno se produce en un núcleo de  $UO_2$  durante la irradiación debido a que el oxígeno liberado por la fisión no se consume completamente por reacciones con productos de fisión. A quemado bajo, parte del exceso de oxígeno puede permanecer atrapado en el núcleo. Sin embargo, en alto grado de quemado, el núcleo se vuelve más poroso, y es probable que casi todo el oxígeno se escape en un núcleo de  $UO_2$ , por lo cual, reaccionará rápidamente con el carbono en el buffer formando, predominantemente, CO. Este CO excesivo no sólo aumenta la presión y las probabilidades de falla de migración en el *kernel*, sino que también puede corroer la capa de SiC a temperaturas de condición de accidente.

El “ataque químico” de la capa de SiC por CO ha sido observado en las partículas de  $UO_2$  irradiadas a temperaturas por encima de, aproximadamente, 1400 [°C]. La degradación se produjo cerca de los lugares donde estaba rota la capa IPyC.

Los núcleos de partículas con capas de SiC degradados, fueron examinados con una microsonda de electrones, que mostró la presencia de silicio en forma de siliciuros productos de fisión. Cálculos termoquímicos, apoyaron la hipótesis de que el silicio se transporta al núcleo en forma de gas SiO producido por la reacción de CO con el SiC, que luego reacciona con los productos de fisión.

#### 1.3.7.3 Descomposición térmica de la capa de SiC

A temperaturas muy altas, el SiC se descompone en sus elementos constitutivos. El silicio se evapora, dejando una estructura de carbono poroso. Sobre la base de los cálculos realizados para diseños básicos anteriores, este mecanismo de falla no es un contribuyente importante a la falta de combustible a temperaturas normales de funcionamiento. Sin embargo, relativamente, altas tasas de falla pueden ocurrir si las temperaturas son superiores a 1,700 o 1,800 [°C] durante largos períodos de tiempo, y la descomposición térmica del SiC se produce rápidamente a temperaturas superiores a 2000 [°C].

#### 1.3.8 Relación entre los mecanismos de falla de combustible y propiedades de las partículas de combustible.

Las condiciones de servicio del combustible y las de las partículas del combustible que influyen en los mecanismos de la falla del combustible se resumen en la Tabla I. Las partículas de combustible deben ser diseñadas y fabricadas de tal manera que las propiedades que se definen en la Tabla I se encuentran dentro de los límites que

resultan en un rendimiento de combustible aceptable. Los mecanismos de falla se correlacionan con las condiciones de servicio del reactor en los modelos que se utilizan para predecir el rendimiento de combustible.

Tabla I Relación entre los mecanismos de falla del combustible y propiedades de partículas del combustible<sup>13</sup>.

Mecanismo de falla	Parámetros que influyen fuertemente en el mecanismo de falla	
	Condiciones de servicio	propiedades de las partículas de combustible
Falla en la vasija de presión	Temperatura, quemado, fluencia rápida	Resistencia de SiC Densidad del <i>buffer</i> (volumen vacío) Liberación de gases por fisión Tipo de <i>kernel</i> (producción de CO) Espesores de las capas Funcionamiento de las IPyC y OPyC
Irradiación inducida por falla de la IPyC produciendo agrietamiento del SiC	Fluencia rápida, temperatura	Cambio dimensional de la PyC Deformación de la PyC por irradiación Anisotropía de la PyC Resistencia de la PyC Espesor de la PyC Densidad de la PyC Arietamiento externo del SiC en la IPyC por tensión Resistencia del SiC
Despegue parcial de la IPyC	Temperatura, fluencia rápida	Naturaleza de la interfaz de la IPyC y el SiC Resistencia entre fases Cambio dimensional de la IPyC Deformación de la IPyC por irradiación
Migración del <i>kernel</i>	Temperatura, quemado, gradiente de temperatura	Tipo de <i>kernel</i> (UO <sub>2</sub> , UCO, etc.) Espesor del <i>buffer</i> y de la IPyC
Liberación difusiva a través de capas intactas	Temperatura, quemado, gradiente de temperatura, temperatura a tiempos respectivos.	Comportamiento químico de los productos de fisión Microestructura del SiC Espesor del SiC
Ataque de productos de fisión al SiC	Temperatura, quemado, gradiente de temperatura, temperatura a tiempos respectivos.	Comportamiento químico de los productos de fisión Tipo de <i>kernel</i> (UO <sub>2</sub> , UCO, etc.) Microestructura de la IPyC y del SiC
Corrosión del SiC por CO	Temperatura, quemado, temperatura a tiempos respectivos.	Tipo de <i>kernel</i> (UO <sub>2</sub> , UCO, etc.) Integridad de la IPyC
Descomposición térmica de SiC	Temperatura, temperatura a tiempos respectivos.	Espesor de SiC Microestructura de SiC
Degradación del SiC	Quemado, temperatura, fluencia rápida.	Microestructura del SiC Espesor del SiC Permeabilidad del SiC

<sup>13</sup> Idaho National Laboratory, "NGNP Fuel Qualification White Paper" (2010).



### 1.3.9 Diseño del recubrimiento de partículas.

La amplia experiencia en la fabricación de combustible de partículas recubiertas y las pruebas de irradiación del mismo, combinado con los intercambios internacionales de información, ha dado lugar a un consenso sobre las propiedades básicas del recubrimiento de partículas entre los programas de desarrollo en curso de este tipo de combustible. Este enfoque común de diseño del recubrimiento de partículas mitiga o elimina la posibilidad de falla en los mecanismos e incorpora los siguientes elementos:

- Kernel - El núcleo del combustible esférico consta de alta densidad y bajo enriquecimiento (<20%  $^{235}\text{U}$ )  $\text{UO}_2$  o UCO.

El núcleo sirve como una importante barrera para la liberación de radionúclidos mediante la inmovilización de muchos de los productos de fisión y del retraso de la liberación de los demás, lo que reduce sustancialmente la liberación de las partículas por la retención en el núcleo y la desintegración radiactiva antes de la liberación en el *kernel*. Los captadores de exceso de oxígeno producido por la fisión, en UCO, limita la generación de CO y  $\text{CO}_2$  y el aumento de presión producida por el gas asociado en la migración de partículas y núcleo, permitiendo así mayores límites de quemado y gradientes térmicos asociados con los diseños prismáticos hechos en Estados Unidos. El diámetro del *kernel* está influenciado por los límites de diseño relacionados con el quemado y con el enriquecimiento; para un mayor enriquecimiento y quemado, los diseños suelen tener diámetros pequeños.

- Buffer - La capa del *buffer* está formada de carbón pirolítico isotrópico de baja densidad (aproximadamente 50% de la densidad teórica). El propósito principal del buffer es proporcionar volumen vacío a los productos de fisión gaseosos, para limitar la acumulación de presión dentro de la partícula recubierta. Como un material compresible, sirve para desacoplar mecánicamente el núcleo de la capa interna de carbón pirolítico, para acomodar el incremento de volumen del núcleo, reduciendo así la acumulación de tensión en las capas de recubrimiento exteriores durante la irradiación. La capa amortiguadora también absorbe los productos de fisión cercanos a la superficie del núcleo, protegiendo así la capa interna de carbón pirolítico de la partícula recubierta. El espesor promedio del *buffer* es, generalmente, de 90 a 100 micras.

- Capa interna de carbón pirolítico - La alta densidad interior de la capa isotrópica de IPyC (aproximadamente 85% de la densidad teórica) forma la primera barrera de soporte de carga contra la presión ejercida por los productos de fisión gaseosos y productos de reacción (CO,  $\text{CO}_2$ ) dentro del núcleo del combustible y el *buffer*. La capa IPyC también sirve para proteger el núcleo de los gases corrosivos (HCl,  $\text{Cl}_2$ ) liberados durante el proceso de revestimiento de SiC. Tanto las capas IPyC y OPyC retienen los

productos de fisión gaseosos, pero se vuelven menos eficaces en la retención de los productos de fisión metálicos a temperaturas más altas. La anisotropía de la capa de IPyC se limita a controlar los cambios dimensionales durante la irradiación donde las capas IPyC y OPyC donde se encogen al principio, pero pueden expandirse de nuevo si se alcanzan niveles de dosis suficientemente altos de neutrones rápidos. La interacción entre la IPyC y las capas de carbono pirolítico de alta densidad OPyC y la capa de SiC, intercalada entre ellas, juega un papel importante para mantener la capa de SiC bajo tensión de compresión durante la irradiación. El espesor promedio del IPyC suele ser de 35 a 40 micras.

- Carburo de silicio - Como se señaló anteriormente, las capas IPyC y OPyC se vuelven menos eficaces en la retención de los productos de fisión metálicos a temperaturas más altas. Un propósito principal de la capa de SiC es para evitar la liberación de estos productos de fisión en la matriz de grafito y luego en el flujo de helio en el reactor. Así, la capa de SiC actúa como la principal barrera de retención de productos de fisión metálicos en la partícula recubierta.

La capa de SiC también tiene resistencia suficiente para soportar la presión interna producida durante la irradiación; sin embargo, la estructura de la partícula revestida y la estabilidad dimensional de la capa de SiC bajo irradiación, en combinación con la contracción inducida por irradiación de la IPyC y OPyC, se mantiene bajo compresión durante la irradiación. Esto proporciona un alto nivel de seguridad, de que la capa de SiC se mantendrá intacta. El espesor promedio de la capa de SiC es de ~ 35 micras.

- Capa exterior de carbón pirolítico - La función principal de la capa OPyC es proteger la capa de SiC contra el daño en los procesos de fabricación de combustible tras el proceso de recubrimiento. También proporciona pretensado en el exterior de la capa de SiC, debido a su contracción neta bajo irradiación de neutrones rápidos, durante la vida útil de combustible en el reactor; de ese modo, la tensión de tracción en la capa de SiC sirve como una barrera redundante para la expulsión de productos de fisión gaseosos. La anisotropía de la capa de OPyC se limita a controlar los cambios dimensionales durante la irradiación. La media del espesor del OPyC es de 35 a 40 micras.

### 1.3.10 Requisitos de diseño y rendimiento.

Las siguientes características inherentes de seguridad pasiva del núcleo del reactor y del combustible de un HTGR muestran las condiciones para prevenir un desempeño bajo del combustible, tanto en el funcionamiento normal como para accidentes:

- Núcleo del HTGR:

- Baja densidad de potencia y alta capacidad calorífica: limita la razón de cambio de temperatura debido al desequilibrio entre la generación y la remoción de calor.
- Alto coeficiente negativo de reactividad por temperatura: mitiga la respuesta a una inserción positiva de reactividad o a la disminución de la remoción de calor en el núcleo (por ejemplo: pérdida de flujo del refrigerante o de presión).
- Longitud de migración de los neutrones grande: limita el pico local de potencia.
- Refrigerante monofásico: elimina los cambios térmicos y de potencia asociados con el cambio de fase.
- Refrigerante inerte neutrónicamente y químicamente: elimina la variación de la potencia asociada con el cambio de densidad y las interacciones entre el combustible y el refrigerante.
- Alta conductividad térmica efectiva, con o sin refrigerante, a un sumidero final de calor pasivo: favorece la remoción de calor después del apagado.

- Combustible de partículas recubiertas:

- Alto grado de retención de productos de fisión.
- Márgenes grandes de sobrepotencia: acomoda los aumentos de potencia.
- Márgenes grandes de temperatura a corto plazo.

## CAPÍTULO 2

### Metodología

#### 2.1 Método Monte Carlo.

El nombre y el comienzo del desarrollo sistemático del método Monte Carlo datan aproximadamente de 1944, época en la que se realizaron las investigaciones relacionadas con las primeras bombas atómicas. En tales investigaciones, llevadas a cabo principalmente en el laboratorio americano de Los Álamos, los procesos de absorción de neutrones se simularon mediante un conjunto de ruletas adecuadamente graduadas, que originaron el nombre de "Monte Carlo" con el que Von Neuman y sus colaboradores designaron a esta técnica.

##### 2.1.1 Aplicación en el transporte de neutrones

El código de Monte Carlo se puede usar para simular el camino y las interacciones de un gran número de partículas, en este caso neutrones, recolectando los resultados individualmente como si se tratara de un experimento físico. Así pues la fortaleza del método reside en que permite realizar estimaciones estadísticas de las tasas de reacción integrales sin necesidad de calcular la distribución del flujo.

Básicamente, la idea es simular el movimiento de un neutrón a través de la geometría del sistema y asociar una probabilidad a cada evento posible durante toda su vida, ya sea una reacción de dispersión elástica, fisión, captura, etc. Mediante la generación de números pseudoaleatorios, y utilizados al azar, se evalúa cuál de estos eventos sucede en cada caso.

Un proceso estocástico relacionado con una variable aleatoria "x", se caracteriza por una función de distribución  $f(x)$ , de manera que la probabilidad de que un suceso tenga lugar entre  $x$  y  $x+dx$  viene dada por:

$$dP = f(x) dx$$

Así la probabilidad de que el suceso tenga lugar en un intervalo  $[a,b]$  de la variable es:

$$P(a < x < b) = \int_a^b f(x) dx$$

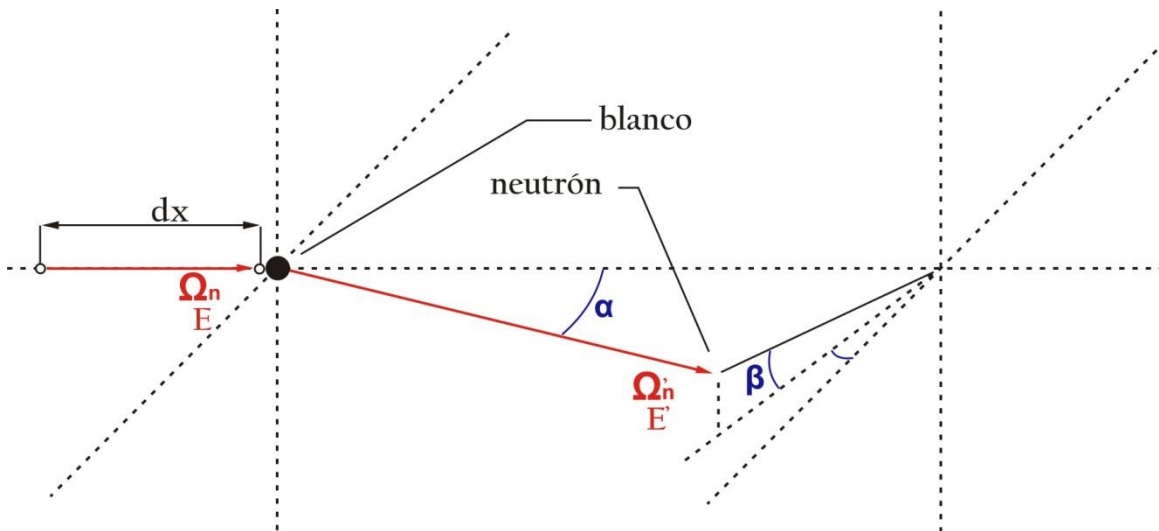


Figura 8. Reacción de dispersión elástica de un neutrón recorriendo una longitud  $dx$  en un medio.

Es evidente que aunque el método se basa en la simulación de sucesos discretos, el tratamiento estadístico de un elevado número de éstos proporciona la información necesaria para determinar las magnitudes físicas que interesan para el cálculo del transporte neutrónico.

Una de las ventajas es la posibilidad de trabajar con una resolución de la energía de los neutrones tan precisa como se desee, o como permitan los datos de interacción neutrónica, dado que a cada neutrón que es simulado se le asocia un valor de energía determinado por una función de distribución de probabilidad y un número pseudoaleatorio, y tras cada colisión que sufre el neutrón, la energía de éste se vuelve a determinar de igual forma. De esta manera, no hay una posible pérdida de la información durante la simulación.

La principal desventaja es que requiere recursos de computación, ya sea en tiempo o hardware, varios órdenes de magnitud por encima de los métodos deterministas, por lo que su aplicación ha quedado tradicionalmente limitada a cálculos a pequeña y media escala, o como herramienta de validación de códigos deterministas.

### 2.1.2 Cálculos de Criticidad<sup>14</sup>.

Como se sabe, en cálculos de criticidad es de gran importancia estimar el valor del factor efectivo de multiplicación de neutrones ( $k_{\text{eff}}$ ). En estos cálculos, un grupo de historias de neutrones se refiere a un ciclo de  $k_{\text{eff}}$  (en teoría de reactores se define como una generación de neutrones), donde el factor de multiplicación está dado por la razón del número de neutrones generados en los eventos de fisión que se presentan en el ciclo, entre el número de neutrones cuyas historias son evaluadas en este ciclo (es decir, el número de neutrones al inicio de la generación). El valor esperado del factor de multiplicación se estima promediando sobre los eventos en el ciclo de  $k_{\text{eff}}$ . 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  $k_{\text{eff}}$  usualmente disminuye conforme el número de ciclos de  $k_{\text{eff}}$  aumenta, por lo que se necesita un gran número de ciclos para obtener una buena estimación. El factor de multiplicación se estima mediante la siguiente expresión:

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

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

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

1. Para el primer ciclo del cálculo del factor de multiplicación de neutrones ( $k_{\text{eff}}$ ), 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).

---

<sup>14</sup> François J. L., "Apuntes de la asignatura de Análisis de Reactores Nucleares", Facultad de Ingeniería, UNAM, 2014.

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

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

## 2.2 Código SERPENT<sup>15</sup>

Para la realización de este trabajo se utilizó el código SERPENT, es un software de cálculo de transporte neutrónico y de quemado, basado en el método de Monte Carlo en energía continua, método numérico que, como ya se mencionó, permite resolver problemas físicos y matemáticos mediante la simulación de variables aleatorias y su importancia actual se basa en la existencia de problemas que tienen difícil solución por métodos exclusivamente analíticos o numéricos, pero que dependen de factores aleatorios o se pueden asociar a un modelo probabilístico artificial (resolución de integrales de muchas variables, minimización de funciones, etc.).

---

<sup>15</sup> "SERPENT, a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics \_Burnup Calculation Code", <http://montecarlo.vtt.fi> (2015).

SERPENT fue desarrollado en el *VTT: Technical Research Centre of Finland* y está especializado en cálculos para geometrías bidimensionales que se encuentran generalmente en la física de reactores (*lattices*), como barras y elementos de combustible. Sin embargo, la descripción geométrica que implementa está basada en universos, y permite modelar geometrías tridimensionales complejas.

Las principales características que componen el núcleo del código, y que permiten realizar el presente trabajo, están validadas, aunque su desarrollo continúa hoy en día añadiendo nuevas funcionalidades y subrutinas sugeridas por los usuarios, siendo la experiencia acumulada tanto por éstos como por los desarrolladores, mutuamente enriquecedora.

Las aplicaciones más usuales de SERPENT son:

- Generación de constantes de grupo homogeneizadas para cálculos con simuladores de reactores deterministas.
- Estudios de ciclo de combustible que involucra cálculos detallados de quemado a nivel de elemento de combustible.
- Validación de códigos de transporte deterministas.
- Física de reactores de núcleo completo y cálculos de quemado para reactores de investigación.
- Propósitos académicos y demostración de fenómenos de física de reactores.

Debido a que SERPENT no resuelve la ecuación del transporte de neutrones, sino que simula el camino recorrido y las interacciones de un gran número de éstos, utilizando complejas variaciones en espacio y energía, almacena individualmente los resultados como si de un experimento físico real se tratase.

Algunas de sus características fundamentales son:

- Características geométricas específicas para el diseño del combustible.
- Transporte de neutrones basado en el método convencional *ray-tracking* en combinación con el método *Woodcock delta-tracking*.
- Tratamiento continuo de la energía de los neutrones.
- Formato de red de energía modificado.
- Rutina de ensanchamiento Doppler.
- Cálculos de quemado de combustible resolviendo las ecuaciones de *Bateman* por dos métodos diferentes.



- Posibilidad de paralelizar los cálculos empleando varios CPU's.
- *Output* escrito en formato “.m” (interpretable por MATLAB u OCTAVE).

### 2.2.1 Dificultades en la realización del modelado.

La versatilidad de SERPENT permite la posibilidad de simular fenómenos neutrónicos para diversos modelos con geometrías y composiciones muy diferentes, como para reactores LWR, CANDU, VVER, HTGR, reactores quemadores, rápidos, etc., sin embargo, la realización de dichos modelos pueden presentar dificultades en su desarrollo, de las cuales en esta sección se tratarán de describir las más importantes que se tuvieron para la realización de este trabajo.

La primera dificultad para el modelado se tiene con las partículas TRISO, ya que éstas están distribuidas de forma aleatoria dentro de una matriz de grafito que compone la *pebble*. Para esto SERPENT posee dos funciones ex profesas para el modelado de partículas TRISO, la primera (“*pbed*”, modelo explícito) basada en la lectura de la posición de cada partícula TRISO a través de una tabla de datos que contiene, en coordenadas cartesianas, dicha posición. Esta tabla puede ser generada por el usuario con la ayuda de cualquier método y/o programa computacional o utilizar la que viene dentro de los ejemplos del autor en el manual del código SERPENT, ya que el *input* del modelo lee la tabla desde un archivo de texto, sin embargo, tablas generadas con Matlab y Excel presentaron diferencias significativas en los resultados comparados con los resultados obtenidos con la tabla original. La segunda función (“*disp*”, modelo implícito) hace el muestreo y seguimiento de partículas nuevas en el proceso de transporte, conservando sus dimensiones y fracción de empaquetamiento y aunque, según el creador de SERPENT, no es exacta ya que existen diferencias significativas comparado con el modelo explícito (función “*pbed*”), al parecer el modelo implícito trabaja mejor para fracciones de empaquetamiento bajas<sup>16</sup> y fue la que se utilizó para la realización de los modelos de este trabajo, ya que presentó mejores resultados comparados con los obtenidos en la referencia consultada para la verificación de la conveniencia del uso de SERPENT, como se verá en el capítulo 3. Otra dificultad que se tuvo es relacionada con estas funciones, ya que, en la versión 2.0 de SERPENT los modelos no “corren” si se utilizan dichas funciones, sólo es posible utilizarlas en las versiones anteriores, las cuales son más limitadas en cuanto a tiempo de simulación y versatilidad de geometrías, haciendo más lentas y complicadas las simulaciones.

---

<sup>16</sup> Leppänen, Jaakko, “Serpent – a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code, User’s Manual”, March 6, 2013.

La siguiente dificultad se presentó al hacer el modelo en tres dimensiones, esto está relacionado con el conocimiento y entendimiento del concepto de “universos” en el uso del código, ya que es esencial para poder desarrollar el modelo tridimensional. Es relativamente fácil hacer una malla en dos dimensiones, el problema existe cuando se quiere extender el modelo hacia la dimensión restante, es decir, hacer el modelo hacia arriba o poder apilar las “rebanadas” que lo conforman. En la realidad, las esferas quedan dispersas con cavidades distintas entre ellas, en SERPENT es imposible representar con exactitud esto, pero la búsqueda de una geometría adecuada resulta vital, para ello existen distintas *lattices* que hacen posible esta tarea, pero no resulta fácil, ya que, además del acomodo de las esferas, las cuales pueden ser contenidas en mallas hexagonales, cúbicas o anulares, se tiene que seguir una lógica en la generación de los elementos que componen el modelo, en el entendido de que se tiene que ir de lo más particular a lo general, ya que de otra forma el código no genera el modelo deseado.

Teniendo en cuenta que los modelos de elementos de combustible se desarrollan con la intención de tener un modelo de núcleo completo y que un excesivo detalle de éstos causaría más recursos computacionales, se tiene que hacer uso del mismo elemento de combustible para todo el modelo. Al tener un modelo con los mismos elementos de combustible pero en diferentes zonas, como se podrá ver en el capítulo 4, es importante hacer distinción entre ellos para poder tener resultados más acertados debido a que el código podría eximir cálculos relacionados a las diferentes posiciones de éstos, y esto también presenta complicaciones debido a que se tiene que definir todos los elementos y geometrías utilizadas en la generación del modelo a usar.

Para caracterizar los elementos de combustible el código precisa de la siguiente información:

- Dimensiones de las partículas TRISO: Diámetro del *kernel*, PyC interno y externo y SiC, además del radio total de la partícula, así como su fracción de empaquetamiento y universo.
- Dimensiones de las *pebbles*.
- Composición de los materiales (combustible, refrigerante, moderador, reflector, etc.).
- Densidades y temperaturas de los distintos materiales.
- Disposición geométrica de los elementos que conforman el modelo.
- *Pitch* o separación (paso) entre las *pebbles*.

SERPENT admite la definición de la composición de los materiales en fracción másica o bien en fracción atómica, pero no una descripción mixta, esto presenta alguna dificultad

debido al tipo de datos disponibles respecto a la composición del combustible y algunos materiales.

Como se mencionó, existen diferentes tipos de *lattices*, y su uso, quizás sea la parte más importante en la definición de los modelos utilizados en este trabajo, ya que de ella depende el acomodo más idóneo de las *pebbles* en el núcleo, la posibilidad de poder realizar el modelo en tres dimensiones y los correctos resultados en algunas variables de salida como la distribución de potencia.

## CAPÍTULO 3

### Verificación del Modelo

Con el fin de verificar que los resultados obtenidos con el uso del código SERPENT fuesen confiables, se realizaron algunos ejercicios comparativos con otros resultados documentados en el *benchmark*: “Physics of Plutonium Recycling” Volume VIII Results of a Benchmark Considering a High-temperature Reactor (HTR) Fuelled with Reactor-grade Plutonium” (ISBN 978-92-64-99007-4).

Este informe contiene los resultados de cinco fases de la referencia de la OECD / NEA (*Organisation for Economic Co-operation and Development / Nuclear Energy Agency*), relativa a un reactor de alta temperatura, alimentado con plutonio de grado reactor, de las cuales para la realización de este trabajo se tomaron sólo cuatro (1b, 2b, 3 y 4), y fueron presentados por los siguientes participantes:

- *Participante A*: J.G. Hosking and T.D. Newton, Serco Assurance, UK.
- *Participante B*: O. Koberl, CEA, France.
- *Participante C*: U. Colak, Nuclear Engineering Dept., Hacettepe University, Turkey.
- *Participante D*: M. Tombakoglu, Nuclear Engineering Dept., Hacettepe University, Turkey.
- *Participante E*: P. Morris, Nexia Solutions, UK (formerly BNFL R&T, UK).
- *Participante F*: S. Goluoglu, Nuclear Science & Technology Division, ORNL, USA.

En la siguiente tabla se muestran los códigos utilizados por cada participante, así como el método en el que están basados dichos códigos y la librería empleada.

Tabla II Intercomparación de los métodos<sup>17</sup>.

Participante		Tipo de Cálculo	Código utilizado	Librería utilizada
A	Serco Assurance	Determinista	WIMS9	WIMS9 basado en JEFF2.2
		Monte Carlo	MONK9	BINGO basado en JEFF2.2
B	CEA	Determinista	APOLLO2	CEA93.V6 basado en JEFF2.2
		Monte Carlo	TRIPOLI4	JEFF2.2
C	Hacettepe University U. Colak	Monte Carlo	MCNP-4B	ENDF-B/VI
D	Hacettepe University M. Tombakoglu	Monte Carlo	MCNP-4B+BURN-HUNEM (para calcular el agotamiento)	ENDF-B/VI.2 y V
E	Nexia Solutions	Determinista	VSOP-99	Basado en ENDF/B-V y JEF1
F	ORNL	Determinista	XSDRNPM en SCALE	Basado en ENDF/B-V
		Monte Carlo	KENO V.a en SCALE	Basado en ENDF/B-V
Facultad de Ingeniería, UNAM		Monte Carlo	SERPENT	JEFF2.2

### 3.1 Fases 1 y 2.

La primera comparación se realizó con una sola esfera (*pebble*) con uranio como combustible contenida en un cubo lleno de helio en un medio infinito (fase 1b del benchmark). La segunda comparación (fase 2b) similar, pero con plutonio como material físil y diámetro menor del *kernel*.

Las esferas son de grafito y contienen 15,000 partículas TRISO inmersas en posiciones aleatorias. En la Figura 9 se muestran la geometría y dimensiones para estos casos y en las tablas III y IV la composición y densidades atómicas de las diferentes capas de las partículas TRISO.

<sup>17</sup> "Physics of Plutonium Recycling" Volume VIII Results of a Benchmark Considering a High-temperature Reactor (HTR) Fuelled with Reactor-grade Plutonium" (ISBN 978-92-64-99007-4).

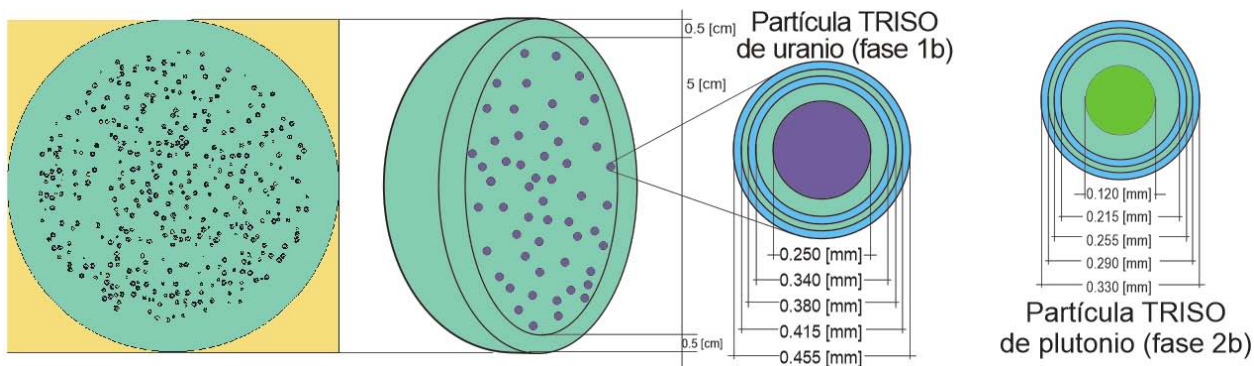


Figura 9. Esquema del modelado de las esferas de combustible para la comparación de las fases 1b y 2b.

Tabla III Especificaciones de los materiales para el modelo de la fase 1b.

Región	Núclido	Densidad $\left[ \frac{\text{átomos}}{\text{barn} \cdot \text{cm}} \right]$
Kernel (UO <sub>2</sub> )	<sup>238</sup> U	2.12877E-02
	<sup>235</sup> U	1.92585E-03
	O	4.64272E-02
	<sup>10</sup> B	1.14694E-07
	<sup>11</sup> B	4.64570E-07
Buffer	C	5.26449E-02
Carbón pirolítico	C	9.52621E-02
SiC	Si	4.77240E-02
	C	4.77240E-02
Matriz	C	8.77414E-02
	<sup>10</sup> B	9.64977E-09
	<sup>11</sup> B	3.90864E-08
Helio	<sup>3</sup> He	3.71220E-11
	<sup>4</sup> He	2.65156E-05

Tabla IV Especificaciones de los materiales para el modelo de la fase 2b.

Región	Núclido	Densidad $\left[ \frac{\text{átomos}}{\text{barn} \cdot \text{cm}} \right]$
Kernel (PuO <sub>2</sub> )	<sup>238</sup> Pu	6.01178E-04
	<sup>239</sup> Pu	1.24470E-02
	<sup>240</sup> Pu	5.44599E-03
	<sup>241</sup> Pu	3.00965E-03
	<sup>242</sup> Pu	1.54539E-03
	O	4.60983E-02

	<sup>10</sup> B	1.14694E-07
	<sup>11</sup> B	4.64570E-07
Buffer	C	5.26449E-02
Carbón pirolítico	C	9.52621E-02
SiC	Si	4.77240E-02
	C	4.77240E-02
Matriz	C	8.77414E-02
	<sup>10</sup> B	9.64977E-09
	<sup>11</sup> B	3.90864E-08
Helio	<sup>3</sup> He	3.71220E-11
	<sup>4</sup> He	2.65156E-05

Se calcularon los valores del factor infinito de multiplicación de neutrones ( $k_{inf}$ ), sin pasos de quemado, para las fases 1b y 2b, considerando 293.6 [K] y 1,000 [K] como temperaturas del sistema y haciendo uso de la biblioteca europea JEF2.2, la cual fue utilizada por la mayoría de los participantes en el benchmark. Para esto se siguieron 5,000 historias de neutrones durante 220 ciclos, de los cuales, por fines estadísticos del cálculo de criticidad, los primeros 20 no se tomaron en cuenta, por lo cual, en total se simularon un millón de historias. En las figuras 10 y 11 se muestran las comparaciones entre los resultados obtenidos con el código SERPENT y los resultados de algunos participantes documentados en el benchmark.

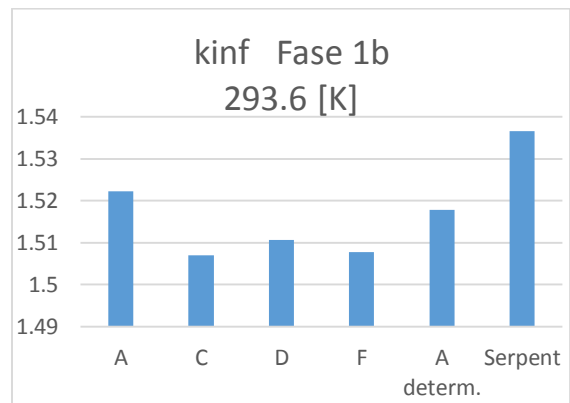


Figura 10. Comparación de los valores de  $k_{inf}$  entre los participantes y SERPENT.

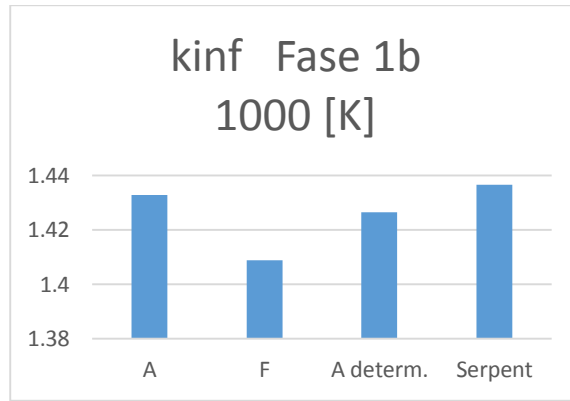


Figura 11. Comparación de los valores de  $k_{inf}$  entre los participantes y SERPENT.

Tabla V Valores de  $k_{inf}$  para la fase 1b.

Fase 1b				
Participante	Temperatura 293.6 [K]		Temperatura 1,000 [K]	
	$k_{inf}$	%EE	$k_{inf}$	%EE
A	1.5222	0.94797	1.4329	0.265894
B	-	-	-	-
C	1.50697	1.968188	-	-
D	1.5107	1.716423	-	-
E	-	-	-	-
F	1.5077	1.918817	1.40889	1.974604
A determ.	1.51785	1.237276	1.42668	0.703031
SERPENT	1.53663	0	1.43671	0
$\%EE = \left  \frac{(k_{infPart} - k_{infSERPENT})}{k_{infPart}} \right  * 100$				

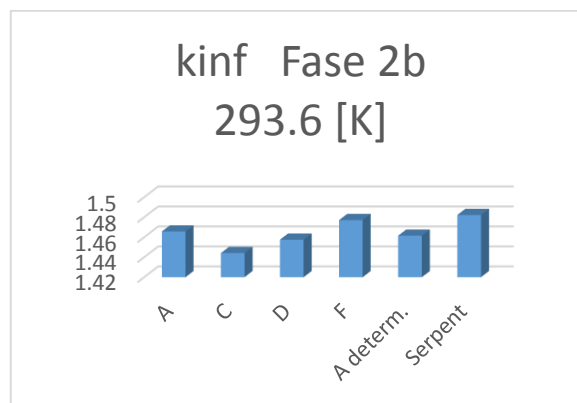


Figura 12. Comparación de los valores de  $k_{inf}$  entre los participantes y SERPENT.



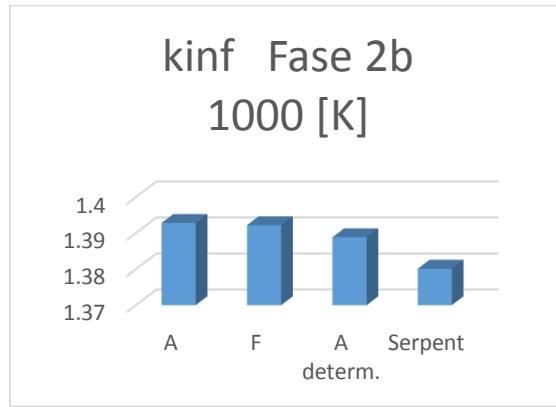


Figura 13. Comparación de los valores de  $k_{inf}$  entre los participantes y SERPENT.

Tabla VI Valores de  $k_{inf}$  para la fase 2b.

Fase 2b				
	Temperatura 293.6 [K]		Temperatura 1,000 [K]	
Participante	$k_{inf}$	%EE	$k_{inf}$	%EE
A	1.4657	1.128471	1.3928	0.911114
B	-	-	-	-
C	1.44418	2.635406	-	-
D	1.4575	1.697427	-	-
E	-	-	-	-
F	1.47717	0.343224	1.39218	0.866986
A determ.	1.46154	1.416314	1.38884	0.628582
SERPENT	1.48224	0	1.38011	0
$\%EE = \left  \frac{(k_{inf}^{Part} - k_{inf}^{SERPENT})}{k_{inf}^{Part}} \right  * 100$				

En las figuras 12 y 13, así como en la Tabla VI, se muestran los resultados reportados por los participantes que utilizaron códigos basados, al igual que SERPENT, en el método de Monte Carlo, y uno (el participante “A”) con un código determinista, para tomarlo como referencia para los resultados reportados con este tipo de códigos. Cabe notar la variabilidad de los resultados producidos por códigos basados en el mismo método; de donde se destaca la importancia del código usado, así como la biblioteca empleada.

Además del cálculo del factor infinito de multiplicación de neutrones, se realizaron y compararon las gráficas, correspondientes a cada fase, del flujo de neutrones en función de la energía, las cuales se muestran a continuación:

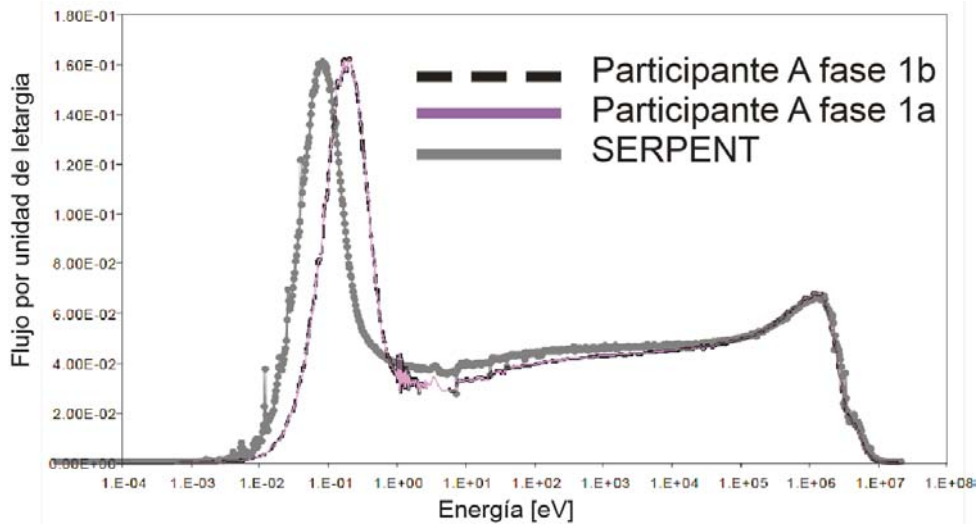


Figura 14. Gráfica comparativa del espectro de neutrones para la fase 1b.

En la Figura 14 aparece el espectro de neutrones correspondiente a la fase 1a presentada por el participante “A”, ya que es la figura presentada en el benchmark y contiene ambos resultados (fase 1a y 1b) para dicho participante.

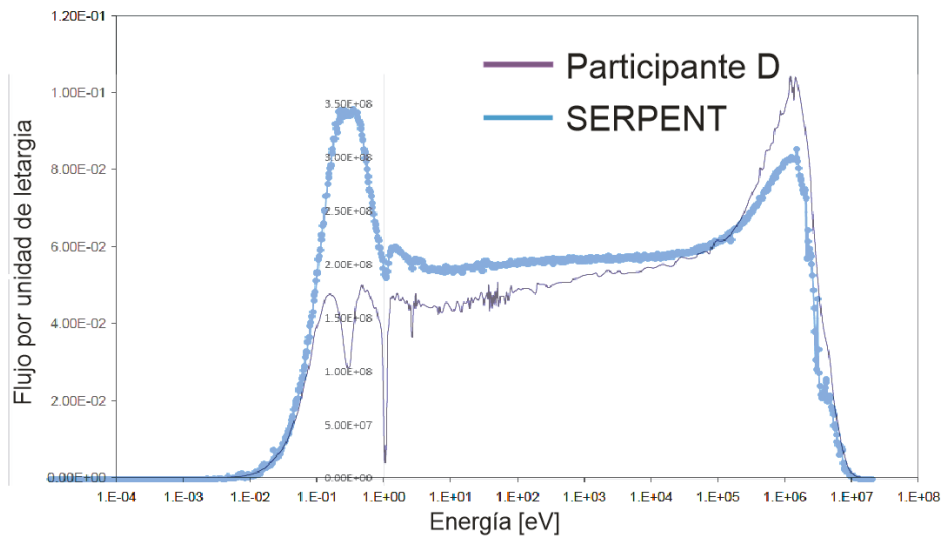


Figura 15. Gráfica comparativa del espectro de neutrones para la fase 2b

Se pueden apreciar que ambos espectros de neutrones corresponden al de un reactor térmico, los cuales están formados por neutrones de fisión que han sufrido colisiones con un moderador provocando la reducción de su energía hasta los rangos térmicos, del orden de  $1 \times 10^0$  [eV], lo cual coincide con los valores esperados y los reportados en el benchmark, principalmente para la fase 1b. Para el espectro correspondiente a la fase

2b, el resultado del participante "D" no muestra el comportamiento esperado de un reactor térmico, mientras que el de SERPENT se apega más a lo esperado para un reactor térmico.

### 3.2 Fase 3.

La siguiente comparación fue con los valores presentados correspondientes al modelo del núcleo completo (fase 3 del benchmark), que, de la misma manera que con las otras fases, se compararon los valores obtenidos del factor de multiplicación de neutrones, en este caso efectivo. En la siguiente figura se muestra la geometría y dimensiones correspondientes a este caso.

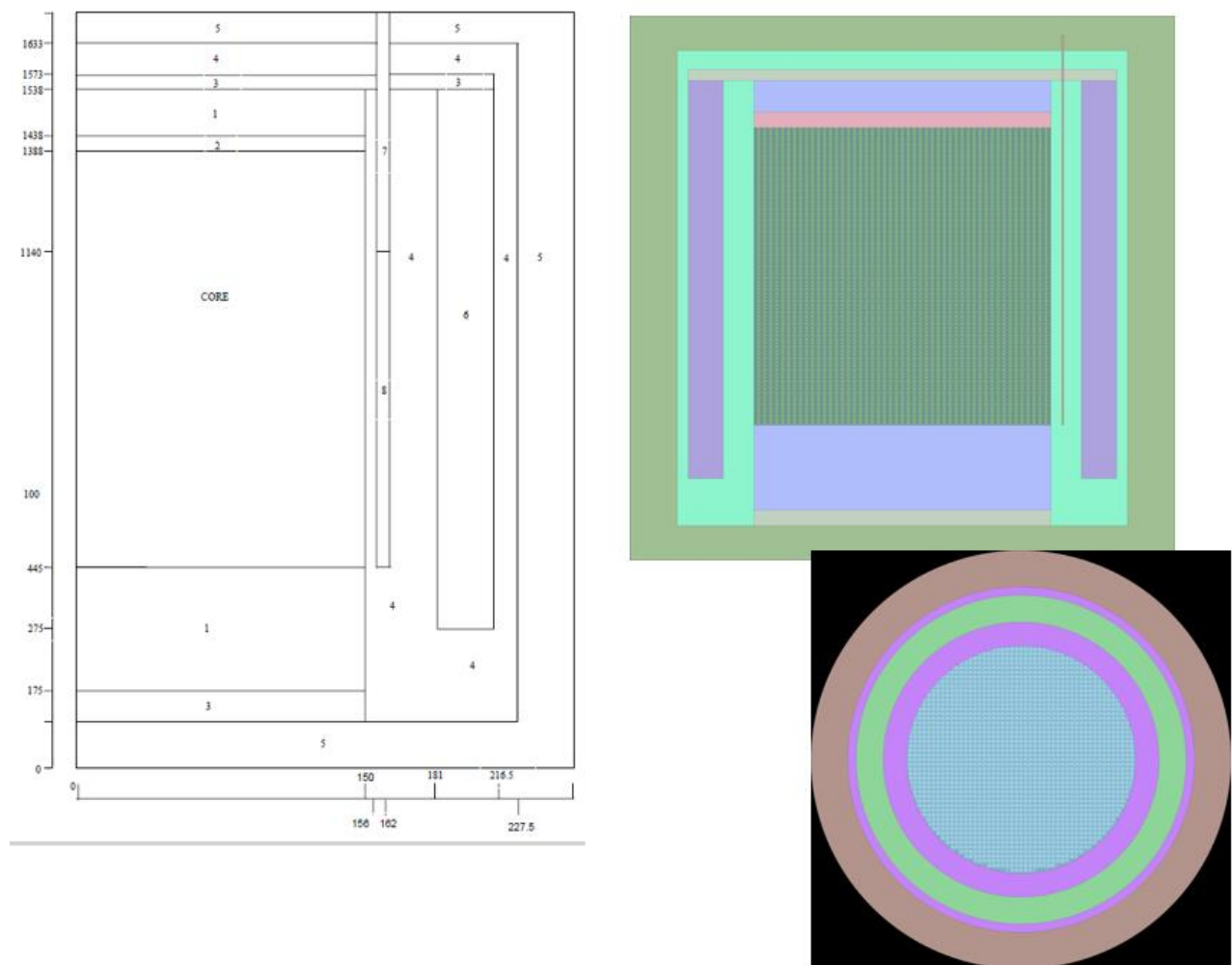


Figura 16. Esquema del modelo del núcleo completo para la comparación de las fases 3 y 4.

Tabla VII Número para regiones utilizadas en la Figura 9.

Región	Número utilizado en el diagrama
Reflector 1	1
Vacío	2
Vacío + grafito	3
Reflector 2	4
Capa de carbono que rodea al sistema	5
Reflector + canales de refrigeración	6
Reflector + barras de control	7

Tabla VIII Especificaciones de los materiales para el modelo del núcleo completo.

Región	Núclido	Densidad $\left[ \frac{\text{átomos}}{\text{barn} \cdot \text{cm}} \right]$
Reflector 1	C	7.72000E-02
	<sup>10</sup> B	3.39617E-08
	<sup>11</sup> B	1.37562E-07
Vacío	<sup>4</sup> He	1.0000E-11
Vacío + grafito	C	2.00000E-03
	<sup>10</sup> B	8.79837E-10
	<sup>11</sup> B	3.56378E-09
Reflector 2	C	9.03000E-02
	<sup>10</sup> B	3.97246E-08
	<sup>11</sup> B	1.60905E-07
Reflector + canales de refrigeración	C	7.02000E-02
	<sup>10</sup> B	3.08823E-08
	<sup>11</sup> B	1.25089E-07
Capa de carbono que rodea al sistema	C	8.53000E-03
	<sup>10</sup> B	3.75250E-08
	<sup>11</sup> B	1.51995E-07
Reflector + barras de control	C	3.51000E-02
	<sup>10</sup> B	1.54411E-08
	<sup>11</sup> B	6.25444E-08

Las Tablas VII y VIII muestran la posición y composición de los materiales utilizados para el modelo del núcleo completo.

Para este caso se realizaron 36 pasos de quemado; por cada paso se calcularon los valores del factor efectivo de multiplicación de neutrones ( $k_{eff}$ ), en función del quemado del combustible (ver figuras 17 y 18), de los cuales se tomó el primer valor para hacer las comparaciones mostradas en las figuras 19 y 20, y en la Tabla IX. Cabe hacer notar que para los resultados de  $k_{eff}$  en función del quemado no hay valores de los participantes del benchmark. De los resultados reportados se observa que para el caso con temperatura de 293.6 [K] se obtiene un valor muy cercano a los reportados por los participantes del benchmark, y en especial con los que utilizaron Monte Carlo. En el caso con temperatura de 1,000 [K] existe una diferencia con respecto a la mayoría de los resultados obtenidos con códigos basados en el método de Monte Carlo (ver Figura 20 y Tabla IX), pero con un porcentaje de error de 2.67% con respecto al promedio de los demás participantes, lo cual se puede considerar como aceptable.

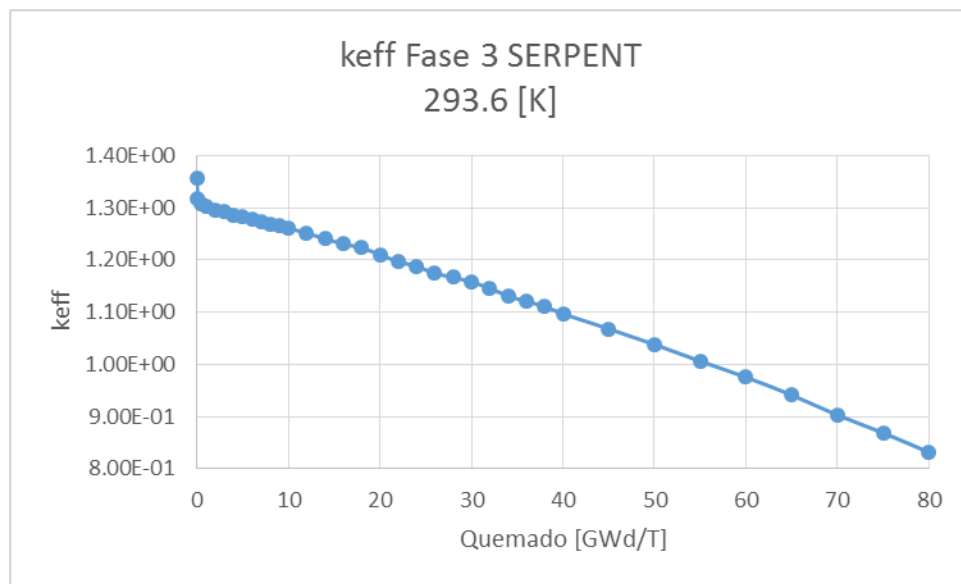


Figura 17.  $k_{eff}$  en función del quemado de combustible para la fase 3 a 293.6 [K].

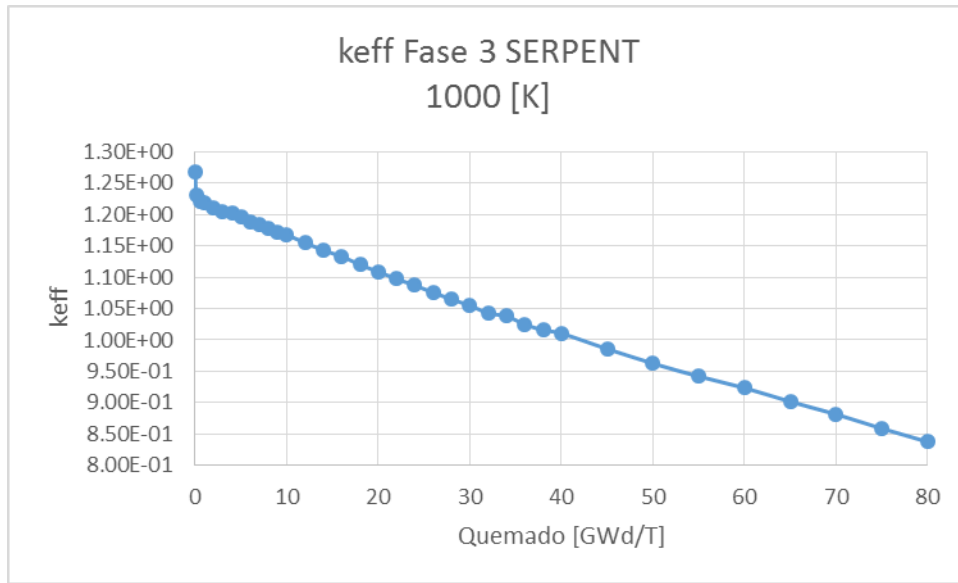


Figura 18.  $k_{eff}$  en función del quemado de combustible para la fase 3 a 1,000 [K].

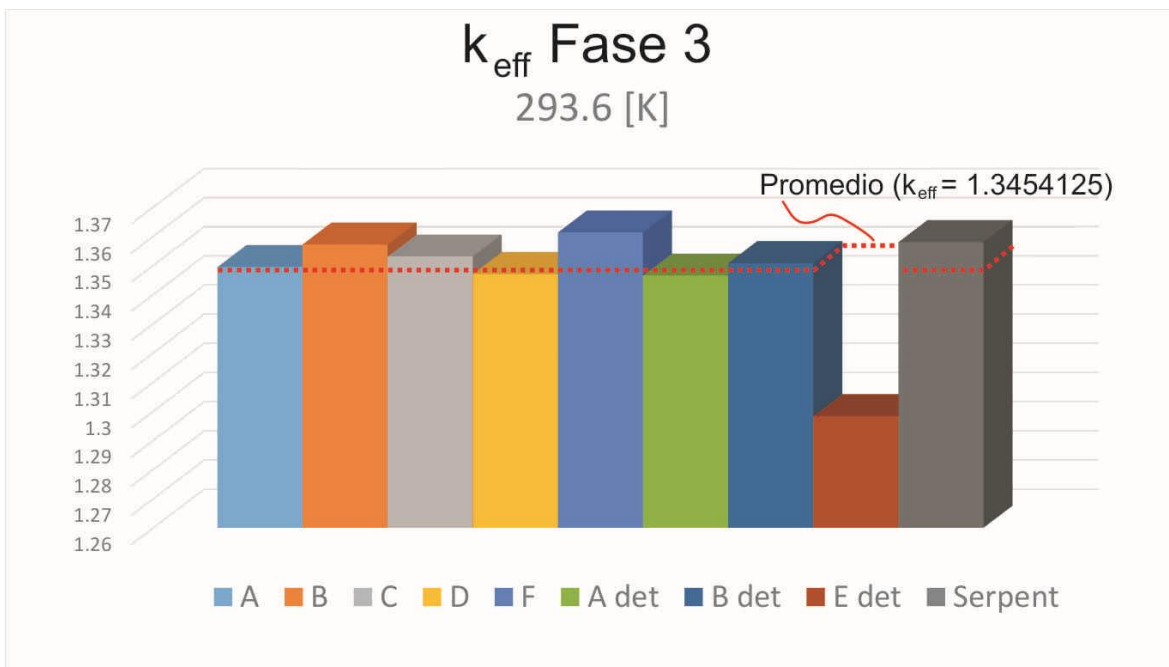


Figura 19. Comparación de los valores de  $k_{eff}$  entre los participantes y SERPENT – 293.6 [K].

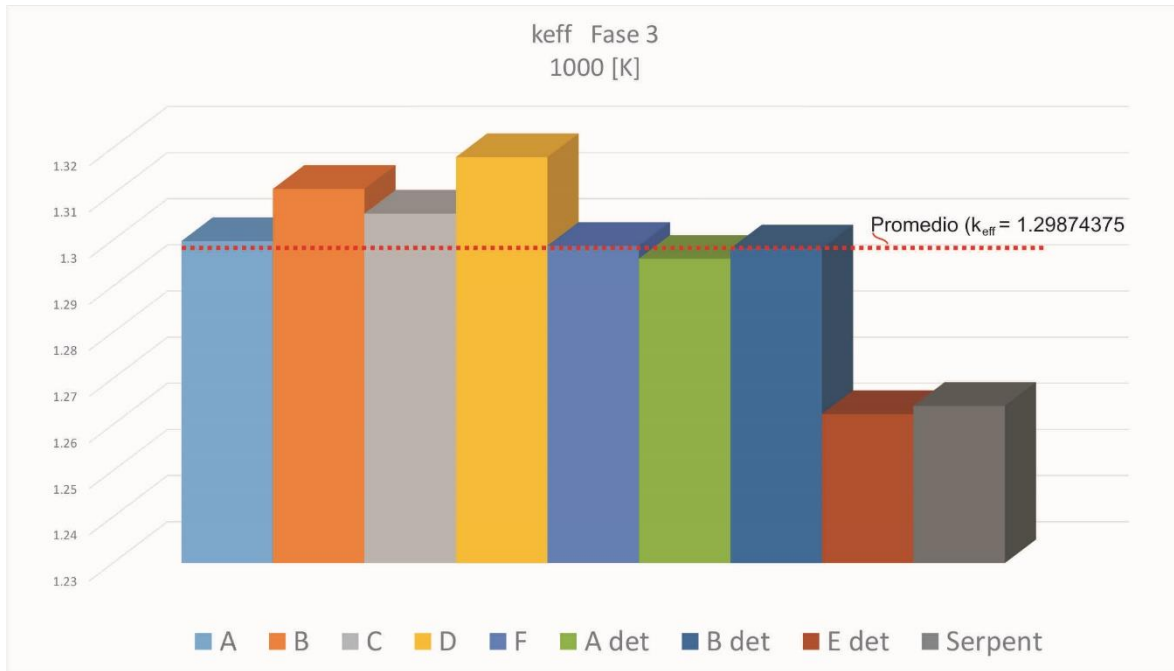


Figura 20. Comparación de los valores de  $k_{eff}$  entre los participantes y SERPENT – 1000 [K].

Tabla IX Valores de  $k_{eff}$  para la fase 3.

fase 3				
Participante	Temperatura 293.6 [K]		Temperatura 1,000 [K]	
	kinf	%EE	kinf	%EE
A	1.3494	0.635097	1.2998	2.747346
B	1.35714	0.061158	1.31111	3.586274
C	1.35302	0.365848	1.30577	3.191986
D	1.347	0.814402	1.318	4.090288
F	1.36127	0.242421	1.29879	2.671718
A det	1.34645	0.855583	1.29598	2.460686
B det	1.35075	0.534518	1.2982	2.627484
E det	1.29827	4.598427	1.2623	0.141805
SERPENT	1.35797	0	1.26409	0

Por último, se tomó la fase 4 para hacer la comparación entre los espectros de neutrones correspondientes al caso del núcleo completo y combustible de uranio enriquecido; misma composición que la fase 1b, la cual resultó también, a pesar de

algunas diferencias con los resultados correspondientes a la energía alta de los neutrones, satisfactoria, como se puede apreciar en la Figura 21.

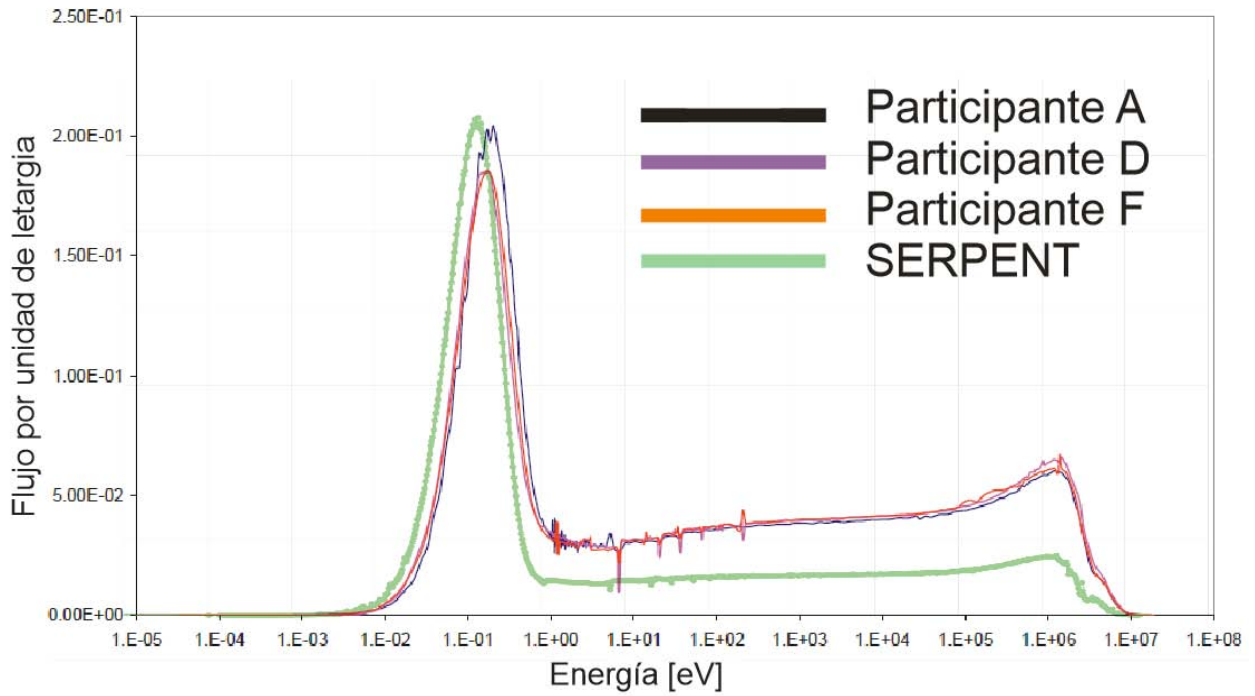


Figura 21. Gráfica comparativa del espectro de neutrones para la fase 4.



# CAPÍTULO 4

## Casos de Estudio

### 4.1 Modelo 3 zonas (Th-Pu-Th)

Las siguientes simulaciones se hicieron para comparar los diferentes resultados que tendría un reactor con 3 zonas de combustible, cambiando la composición de éste. Se utilizaron dos composiciones diferentes de combustible, una con oxido de plutonio grado reactor y otra con oxido de torio, con el fin de que el plutonio proporcione la potencia necesaria para el arranque del reactor, mientras que el torio produce nuevo material físil para la subsecuente operación del reactor. La siguiente figura muestra la geometría del modelo:

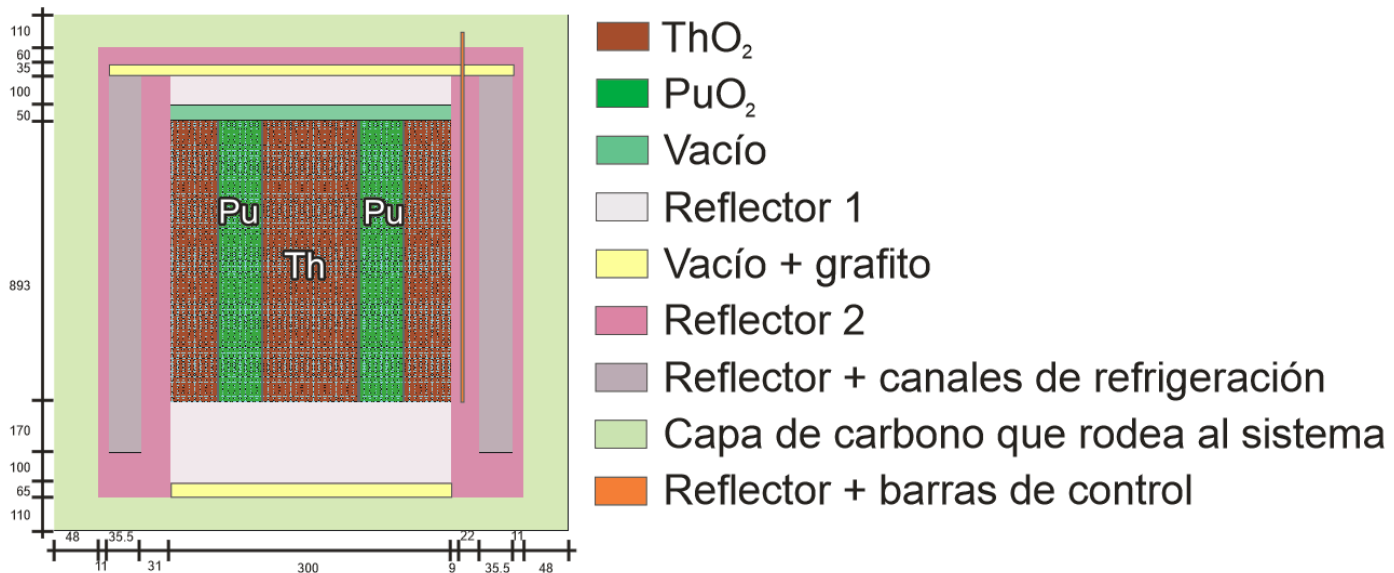


Figura 22. Esquema del modelo simulado con 3 zonas de combustible.

Tabla X Especificaciones de los materiales para las zonas central y exterior del modelo.

Región	Núclido	Densidad $\left[\frac{g}{cm^3}\right]$
<u>Kernel</u> (ThO <sub>2</sub> )	<sup>232</sup> Th	0.8788391995
	O	0.1211608005
Región	Núclido	Densidad $\left[\frac{\text{átomos}}{\text{barn}\cdot\text{cm}}\right]$
Buffer	C	5.26449E-02
<u>Carbón pirolítico</u>	C	9.52621E-02
<u>SiC</u>	Si	4.77240E-02
	C	4.77240E-02
Matriz	C	8.77414E-02
	<sup>10</sup> B	9.64977E-09
	<sup>11</sup> B	3.90864E-08
Helio	<sup>3</sup> He	3.71220E-11
	<sup>4</sup> He	2.65156E-05

Tabla XI Especificaciones de los materiales para la zona intermedia del modelo.

Región	Núclido	Densidad $\left[\frac{g}{cm^3}\right]$
<u>Kernel</u> (PuO <sub>2</sub> )	<sup>238</sup> Pu	0.0226885744622263
	<sup>239</sup> Pu	0.473716430453557
	<sup>240</sup> Pu	0.209008242578159
	<sup>241</sup> Pu	0.116472733850922
	<sup>242</sup> Pu	0.0603935461704385
	O	0.117720472484697
Región	Núclido	Densidad $\left[\frac{\text{átomos}}{\text{barn}\cdot\text{cm}}\right]$
Buffer	C	5.26449E-02
<u>Carbón pirolítico</u>	C	9.52621E-02
<u>SiC</u>	Si	4.77240E-02
	C	4.77240E-02
Matriz	C	8.77414E-02
	<sup>10</sup> B	9.64977E-09
	<sup>11</sup> B	3.90864E-08
Helio	<sup>3</sup> He	3.71220E-11
	<sup>4</sup> He	2.65156E-05

Tabla XII Especificaciones de los materiales para el modelo de 3 zonas.

Región	Núclido	Densidad $\left[ \frac{\text{átomos}}{\text{barn*cm}} \right]$
Reflector 1	C	7.72000E-02
	<sup>10</sup> B	3.39617E-08
	<sup>11</sup> B	1.37562E-07
Vacío	<sup>4</sup> He	1.0000E-11
Vacío + grafito	C	2.00000E-03
	<sup>10</sup> B	8.79837E-10
	<sup>11</sup> B	3.56378E-09
Reflector 2	C	9.03000E-02
	<sup>10</sup> B	3.97246E-08
	<sup>11</sup> B	1.60905E-07
Reflector + canales de refrigeración	C	7.02000E-02
	<sup>10</sup> B	3.08823E-08
	<sup>11</sup> B	1.25089E-07
Capa de carbono que rodea al sistema	C	8.53000E-03
	<sup>10</sup> B	3.75250E-08
	<sup>11</sup> B	1.51995E-07
Reflector + barras de control	C	3.51000E-02
	<sup>10</sup> B	1.54411E-08
	<sup>11</sup> B	6.25444E-08

En las Tablas X, XI y XII se muestran las composiciones de los materiales empleados en este modelo, las cuales corresponden a las mismas utilizadas en el *benchmark*: "Physics of Plutonium Recycling" Volume VIII Results of a Benchmark Considering a High-temperature Reactor (HTR) Fuelled with Reactor-grade Plutonium" (ISBN 978-92-64-99007-4), utilizado en el capítulo 3.

Una vez definido el modelo se fueron variando las dimensiones de las 3 zonas, sin cambiar el volumen total, para modificar la cantidad de esferas tanto con material fértil, como las de fértil, con el fin de encontrar el mejor comportamiento del factor de multiplicación de neutrones, es decir, el que tuviera una pendiente más suave en función de los pasos de quemado y con poco exceso de reactividad al inicio de vida del núcleo, dado que se trata de un reactor de recarga continua de combustible. La siguiente gráfica muestra algunos de los resultados obtenidos.

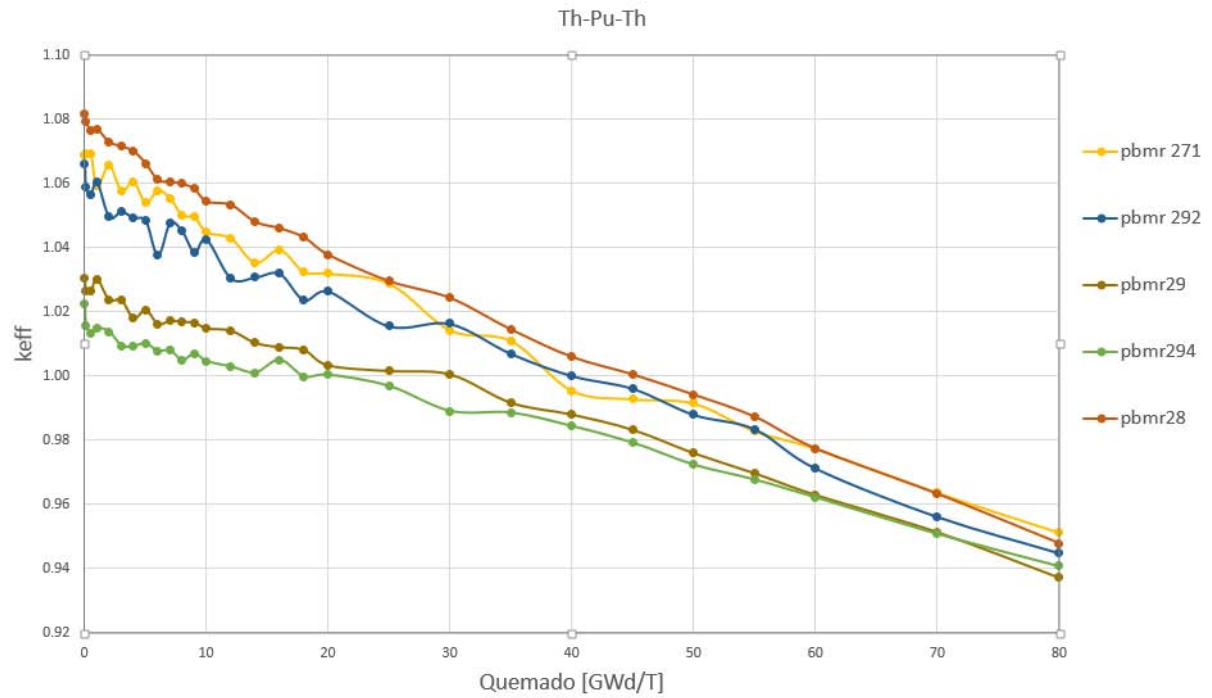


Figura 23. Comparación de los valores de  $k_{eff}$  para los modelos con 3 zonas de combustible.

Se puede ver que los modelos “pbmr 29” y “pbmr 294” son los que mejor se comportan conforme a lo que se esperaba, sin embargo, alcanzan la subcriticidad muy rápidamente (alrededor de 20 [GWd/T]). Por otro lado, el modelo “pbmr 28”, aunque alcanza la subcriticidad aproximadamente al doble de quemado (45 [GWd/T]) tiene un exceso de reactividad inicial demasiado alto. La diferencia en la geometría de estos modelos se puede observar en la Figura 24.

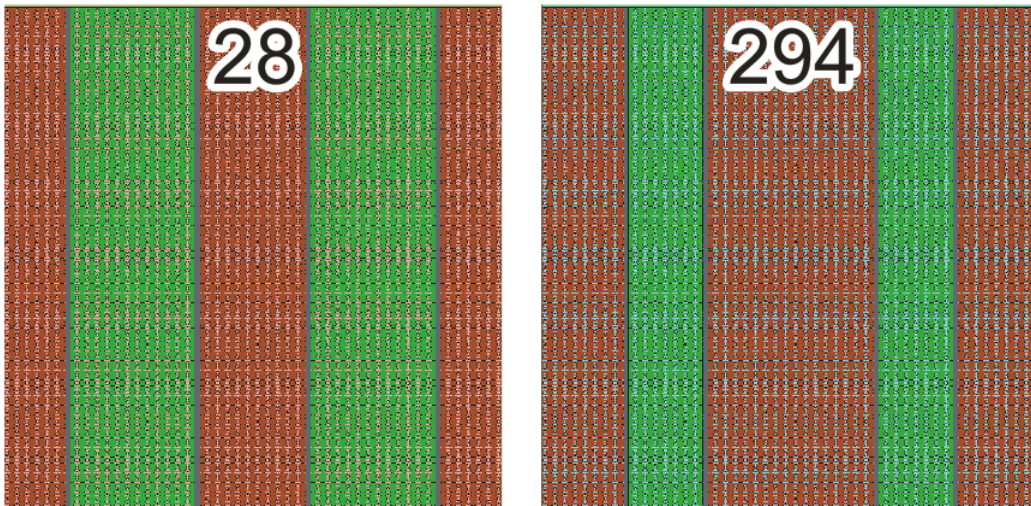
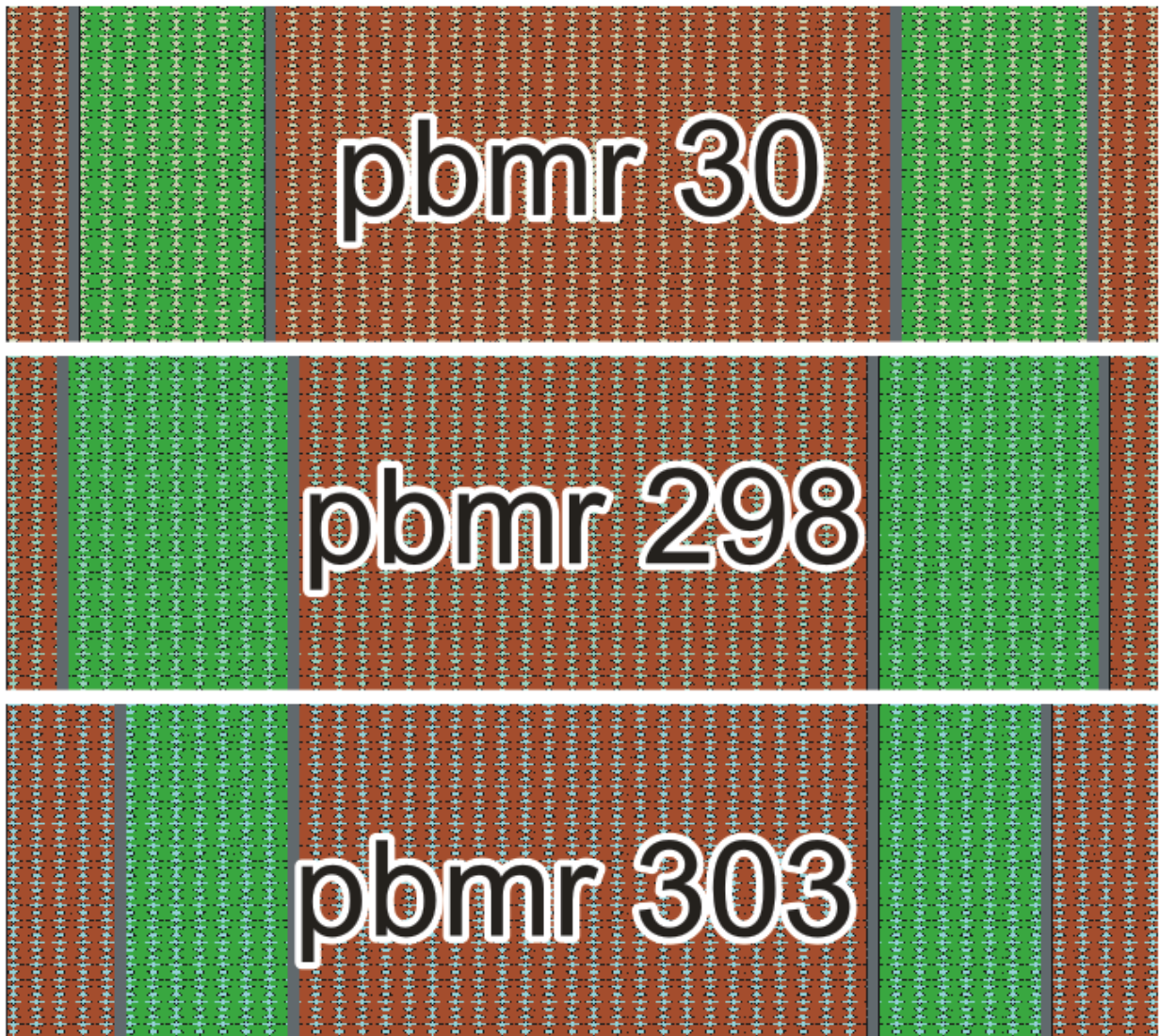


Figura 24. Comparación de la geometría de los núcleos para los modelos “pbmr 28 y “pbmr 294”.

La figura anterior es de gran ayuda para apreciar que se puede modificar la zona del núcleo, sin alterar las dimensiones del modelo, la composición de los materiales y conservando las tres regiones de combustible, en general, de dos formas:

- “Ensachar” la región central, es decir, aumentar el radio externo de la región central y/o disminuir su radio interno.
- “Desplazar” la región central, es decir, aumentar o disminuir los radios, tanto interno como externo, de la zona central, sin perder su proporción.

Como se puede ver en los modelos de la siguiente figura:



*Figura 25. Comparación de la geometría de los núcleos para los modelos "pbmr 30", "pbmr 298 y "pbmr 303".*

Dichos modelos presentan el siguiente comportamiento del factor efectivo de multiplicación de neutrones en función del quemado de combustible:

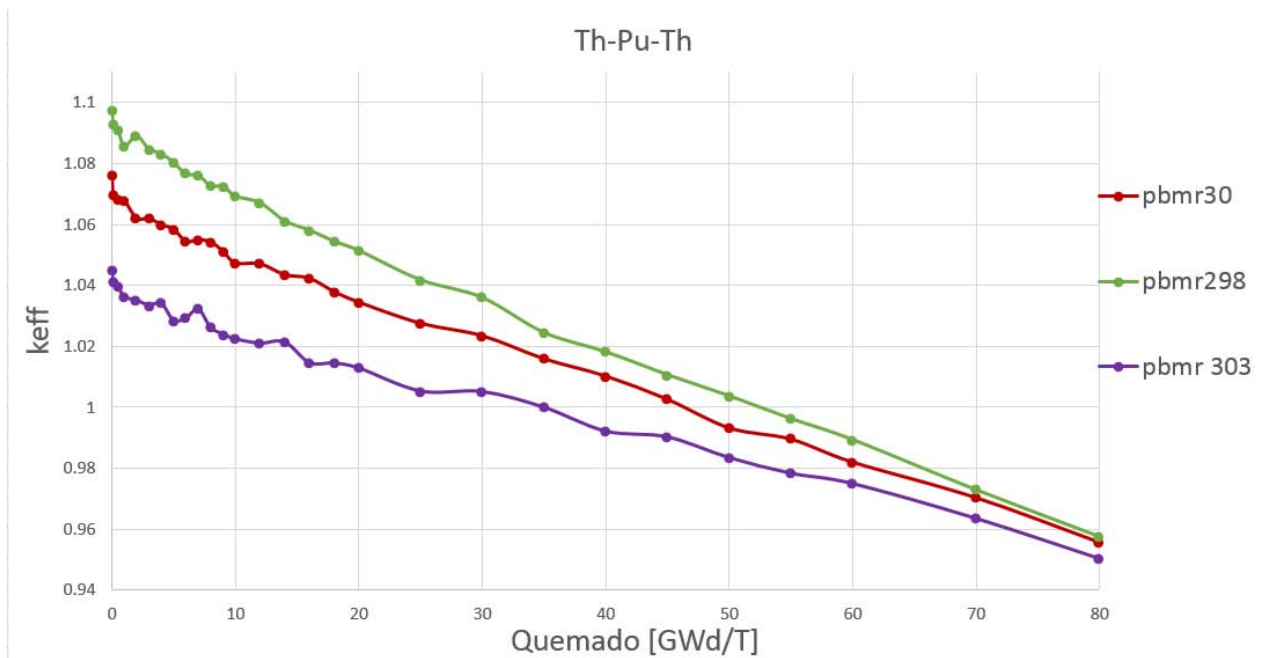


Figura 26. Comparación de los valores de  $k_{eff}$  para los modelos "pbmr 30", "pbmr 298 y "pbmr 303".

Se puede apreciar que la curva correspondiente al modelo "pbmr 303" tiene el mejor comportamiento con respecto a las demás, ya que hay un menor exceso de reactividad y los valores se mantienen más constantes conforme los pasos de quemado, sin embargo, alcanza la criticidad a un quemado relativamente bajo: 35 [GWd/T] . Este comportamiento tiene una relación muy importante con la evolución de los isótopos que conforman el material original de las *pebbles* en las zonas central y exterior, como se puede apreciar en las Figuras 27 y 28.

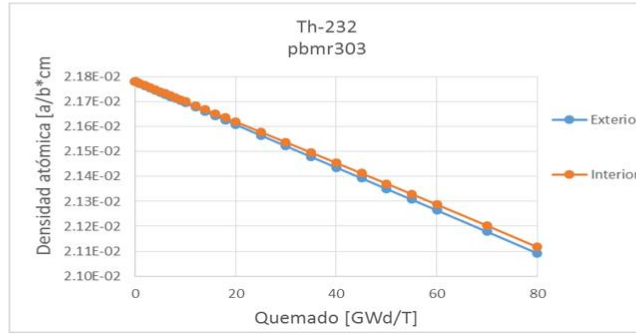
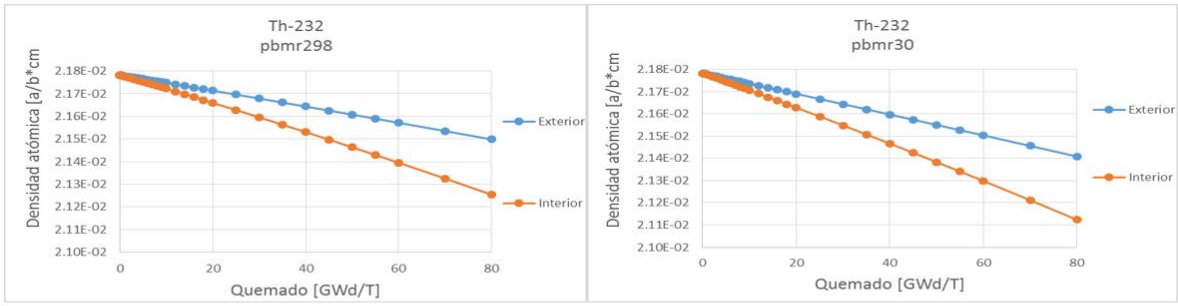


Figura 27. Gráficas comparativas de la evolución del  $Th^{232}$  en las zonas exterior e interior para los modelos "pbmr 30", "pbmr 298" y "pbmr 303".

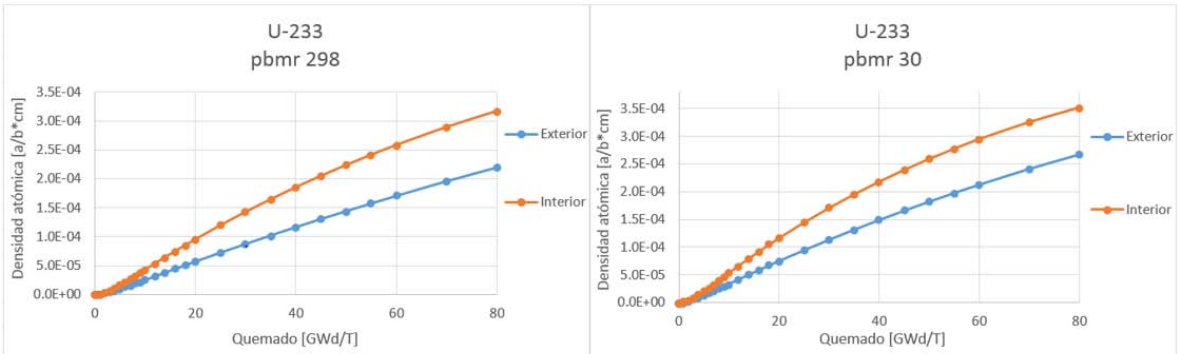


Figura 28. Gráficas comparativas de la evolución del  $U^{233}$  en las zonas exterior e interior para los modelos "pbmr 30", "pbmr 298" y "pbmr 303".



En la figura anterior se puede apreciar que cuando el  $\text{Th}^{232}$ , que es el elemento que conforma, prácticamente, en su totalidad el *kernel* de las partículas que integran las *pebbles* de las zonas central y exterior, se consume con razón de cambio similar, es decir, cuando las curvas se juntan, es cuando se tiene el mejor comportamiento del factor efectivo de multiplicación de neutrones en función de los pasos de quemado en el reactor, y aunque este comportamiento parezca similar en los modelos “pbmr 298” y “pbmr30”, hay que recordar que el modelo “pbmr 298” tiene mayor cantidad de combustible que el modelo “pbmr 30” y éste a su vez más que el modelo “pbmr 303”.

#### 4.2 Modelo 3 zonas (Pu-Th-Pu).

En el siguiente caso se tomó el modelo anterior, con 3 zonas en el núcleo, pero ahora la zona interior y exterior contiene las esferas con material fisible y la zona intermedia las esferas con el óxido de torio. En la siguiente figura se muestran las características del modelo.

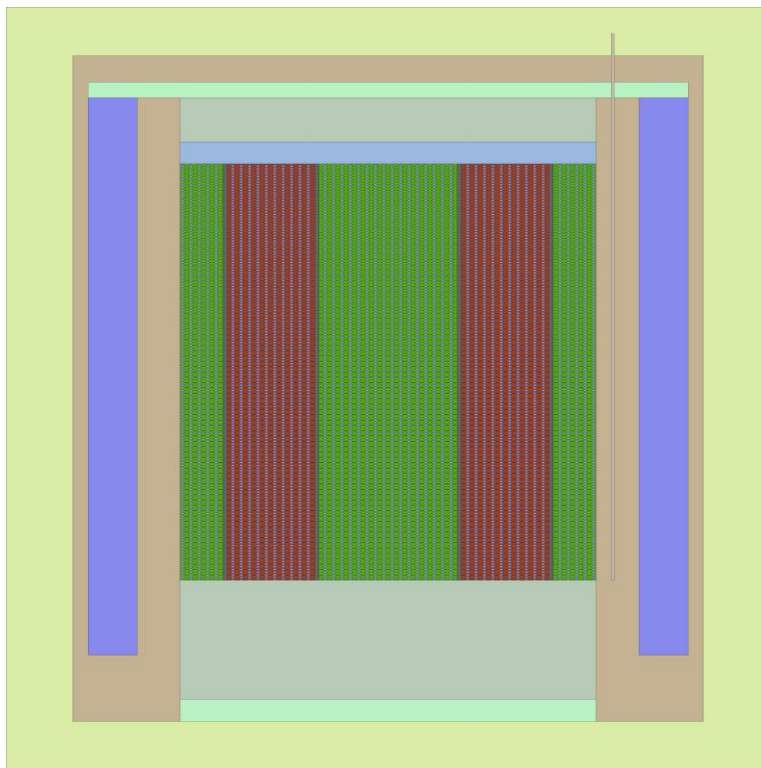


Figura 29. Esquema del modelo simulado con 3 zonas de combustible (Pu-Th-Pu).

Con el fin de encontrar la mejor distribución y aprovechamiento del combustible se hicieron varias simulaciones variando los radios de las 3 zonas que componen el núcleo del reactor y con esto la cantidad de plutonio y torio en él. La siguiente gráfica muestra el comportamiento del factor efectivo de multiplicación de neutrones en función de los pasos de quemado para diferentes modelos.

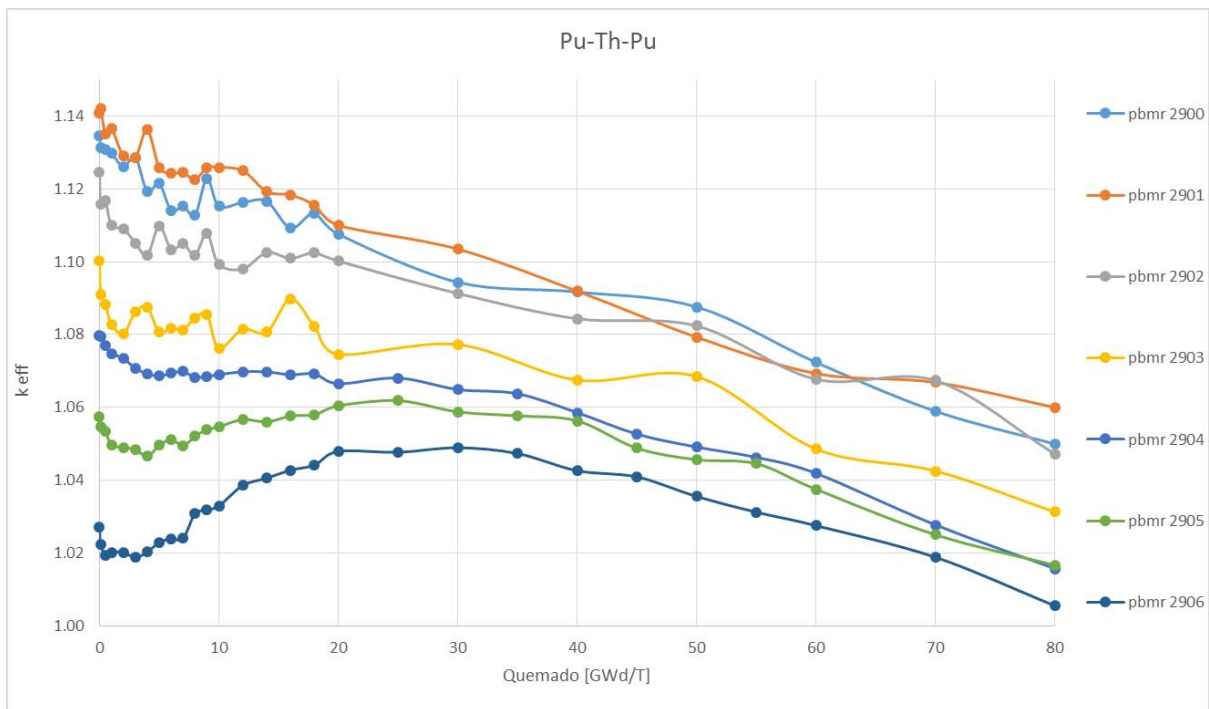


Figura 30. Comparación de los valores de  $k_{eff}$  para los modelos con 3 zonas de combustible.

Se puede apreciar que la curva correspondiente al modelo “pbmr 2906” tiene el mejor comportamiento con respecto a las demás, ya que no hay mucho exceso de reactividad y los valores se mantienen más constantes conforme los pasos de quemado, e incluso se observa un aumento en el factor de multiplicación de neutrones debido a la buena cría de U-233 por el Th-232; además de que se mantiene crítico prácticamente hasta 80 [GWd/T].

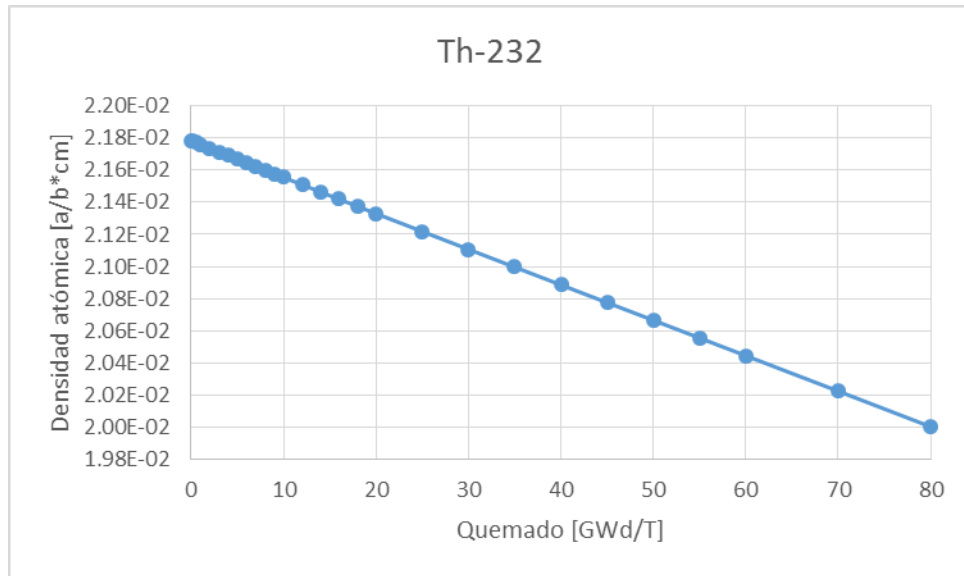


Figura 31. Evolución del  $Th^{232}$  para el modelo "pbmr 2906".

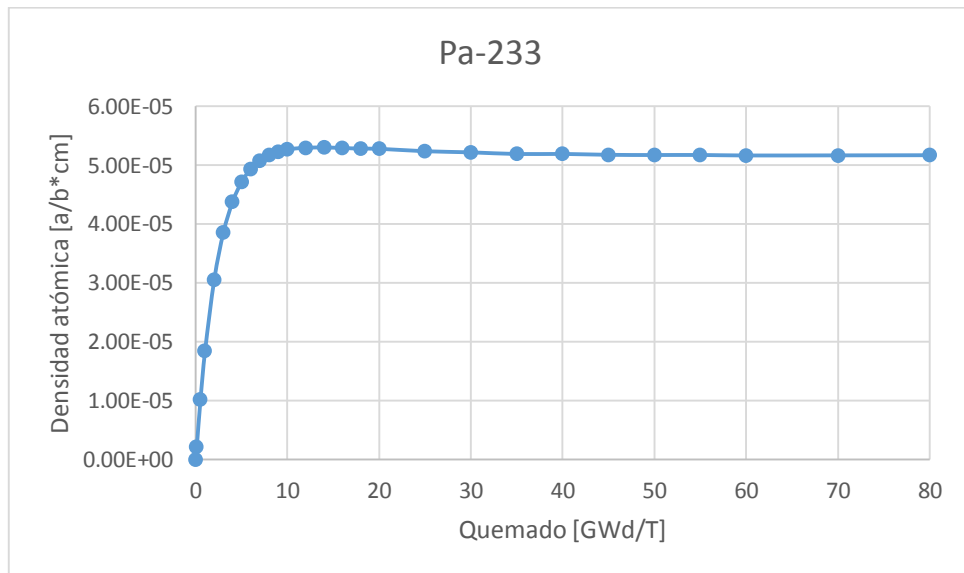


Figura 32. Evolución del  $Pa^{233}$  para el modelo "pbmr 2906".

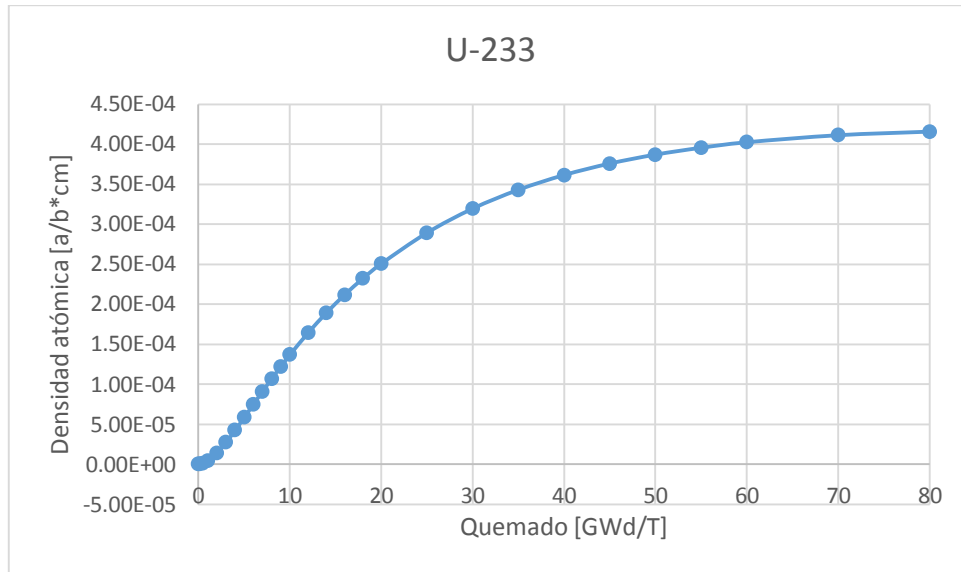


Figura 33. Evolución del  $U^{233}$  para el modelo "pbmr 2906".

En las Figuras 31, 32 y 33 se puede apreciar como se va produciendo  $U^{233}$  para el modelo "pbmr 2906" consecuencia de la generación del  $Pa^{233}$  que se va generando por capturas neutrónicas del  $Th^{232}$ .

#### 4.3 Comparación de Modelos Haciendo Uso de Diferente Tipo de *Lattice*.

En SERPENT existen varias opciones para definir el acomodo y distribución del combustible, esto lleva a ventajas y desventajas dependiendo del modelo a simular. Para verificar las diferencias que puedan existir entre los tipos de *lattice* utilizada, se hizo una comparación con el modelo "pbmr 2906", el cual consta de una *lattice* cúbica, y el modelo "pbmr 29062" que está constituido por anillos circunscritos en el núcleo. La siguiente figura muestra la geometría de los modelos y la comparación del comportamiento del factor efectivo de multiplicación de neutrones en función de los pasos de quemado para los modelos.

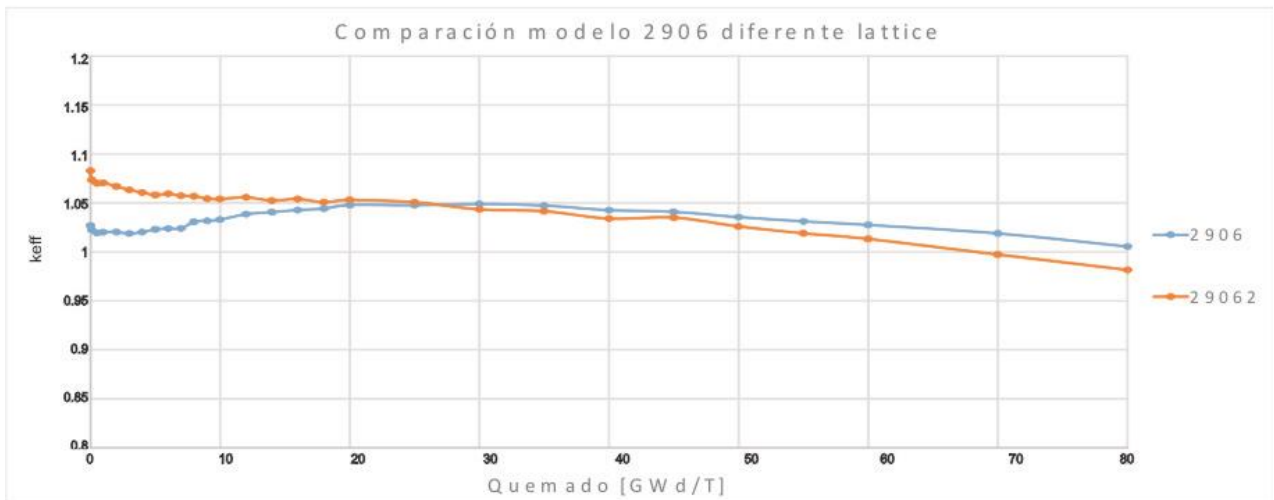
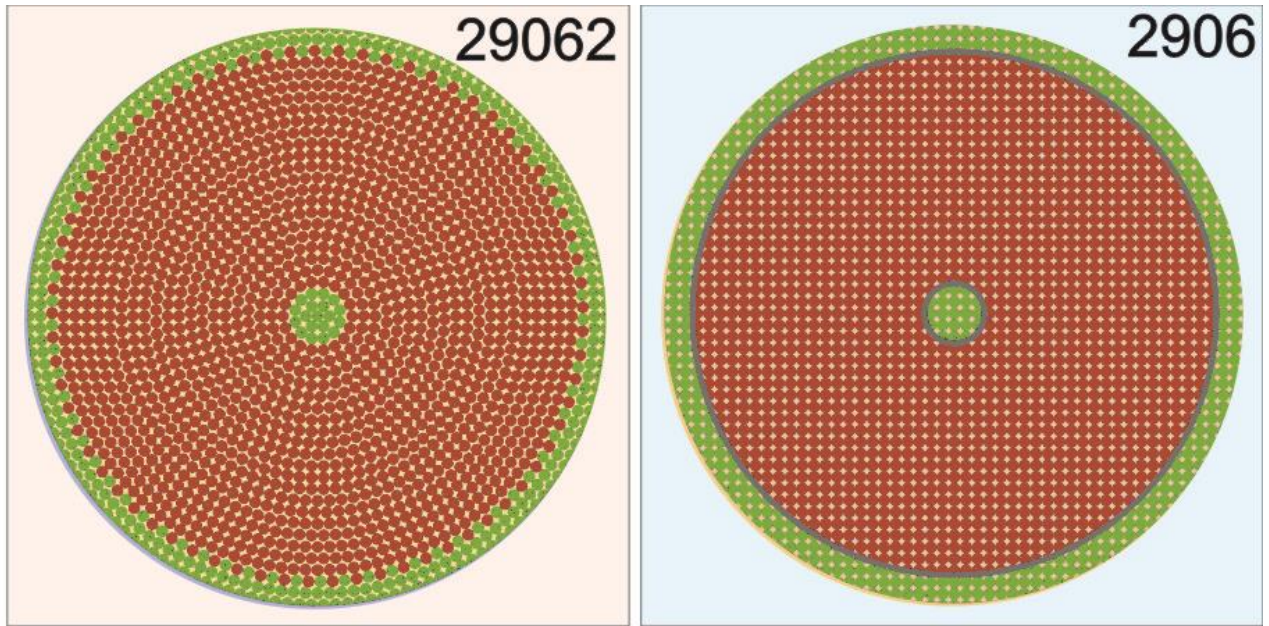


Figura 34. Comparación del comportamiento de  $k_{eff}$  para los modelos con 3 zonas de combustible haciendo uso de diferente lattice.

Se obtuvieron resultados satisfactorios en el uso de diferentes tipos de *lattice*, es decir, no hay muchas variaciones en el comportamiento y valores de reactividad a través del quemado del combustible en los diferentes modelos, sin embargo, el modelo “2906” es el que se comporta mejor con respecto a lo esperado.

El siguiente ejercicio fue hacer una comparación de modelos que utilizaran la misma cantidad de combustible, tanto material físil como fértil, pero con diferente distribución en el núcleo del reactor. En la Figura 35 se muestra la geometría de los modelos

utilizados. Los cinco modelos de este caso fueron hechos con la *lattice* anular y todos contienen, aproximadamente, la misma cantidad de esferas con la misma composición. Los modelos “pbmr 49” y “pbmr 48(1)” tienen las esferas “revueltas”, con la diferencia de que el modelo “pbmr 48(1)” es homogéneo axialmente y el modelo “pbmr 49” no, como se puede ver en la Figura 37, los modelos “pbmr 29073” y “pbmr 29062” tienen tres zonas, en el primero la zona central y exterior contienen torio y la intermedia plutonio; el modelo “pbmr 29062” de forma inversa, la zona central y exterior con plutonio y la intermedia con torio, y el modelo “pbmr 29072” sólo tiene dos zonas, la central con plutonio y la exterior con torio.

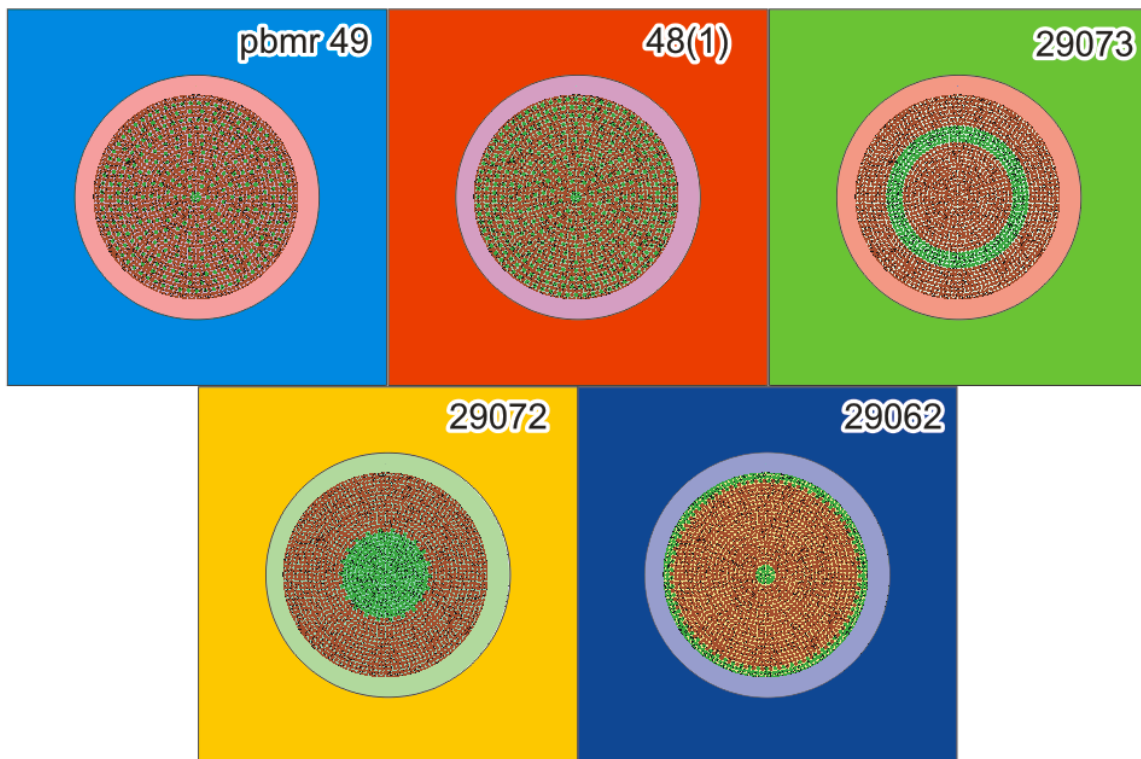


Figura 35. Modelos con la misma cantidad de combustible y diferente distribución.

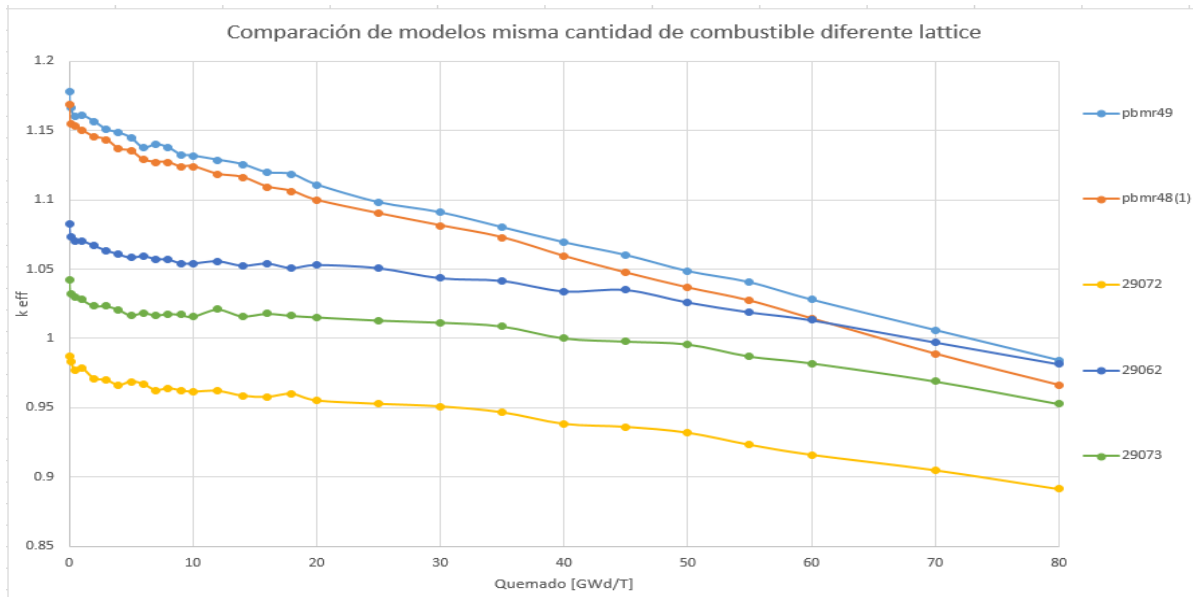


Figura 36. Comparación de los valores de  $k_{eff}$  para los modelos con la misma cantidad de combustible y diferente distribución.

En la gráfica se puede apreciar que, en cuanto a la reactividad, los modelos “pbmr 29073” y “pbmr 29062” son los mejores, ya que tienen una pendiente menos pronunciada y menos exceso de reactividad al inicio del quemado, siendo el segundo el mejor, ya que, a diferencia del primero, sí alcanzó el nivel de criticidad necesario para mantener operando al reactor hasta 70 [GWd/T], virtud de la cual también careció el modelo “pbmr 29072”, a pesar de su buen comportamiento y que se corrigió al cambiar el modelo a tres zonas de combustible. Los modelos “pbmr 48(1)” y “pbmr 49” son los que tienen valores más altos de reactividad y cambios más grandes de ésta respecto al quemado del combustible. La diferencia entre estos modelos está en la distribución axial de las esferas: el modelo “48(1)” tiene el mismo tipo de esferas verticalmente, en cuanto a su composición se refiere, mientras que el modelo “49” no, como se puede observar en la Figura 37.

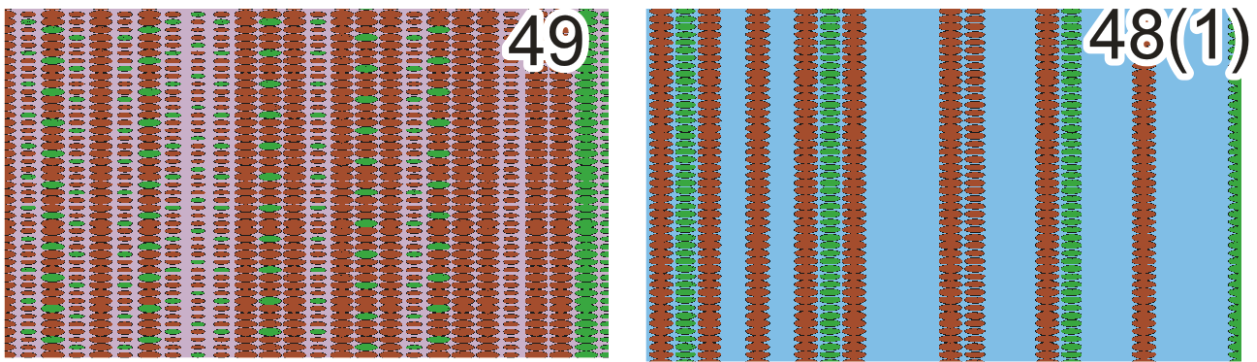


Figura 37. Comparación de la distribución axial de combustible para los modelos “pbmr 48(1)” y “pbmr 49”.

#### 4.4 Análisis del Modelo con tres zonas (Pu-Th-Pu).

Teniendo en cuenta todos los resultados y consideraciones anteriores, el modelo “pbmr 2906” es el que presenta mejores resultados en cuanto al comportamiento del factor efectivo de multiplicación de neutrones en función de los pasos de quemado, ya que sus valores son los más constantes y cercanos a la unidad, haciendo uso de la menor cantidad de material fisible con respecto a los demás modelos; además de que incluye dos cilindros circulares rectos de 3[cm] de espesor que sirven como separadores de las zonas que conforman el núcleo del reactor, haciendo que el modelo se acerque más a la realidad. Por lo que, este modelo fue utilizado para los últimos resultados presentados para este caso, y que corresponden al seguimiento que se le dio a algunos isótopos representativos, para ver cómo evoluciona el combustible en el reactor y el espectro de neutrones en el reactor, los cuales se presentan a continuación en las siguientes figuras.

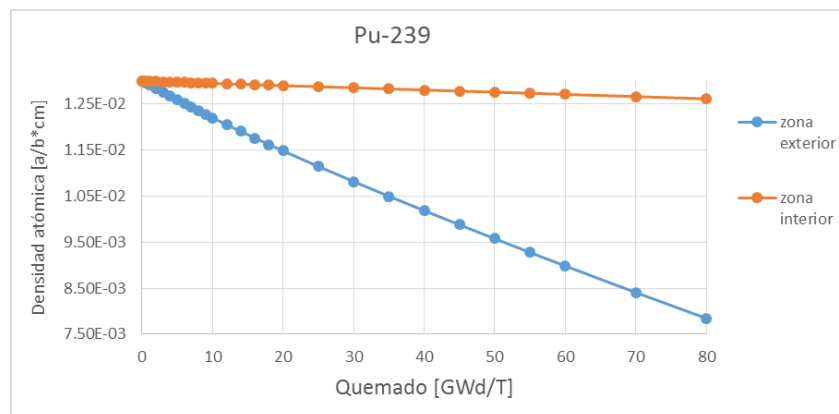


Figura 38. Variación de la densidad atómica del  $Pu^{239}$  en función del quemado de combustible.



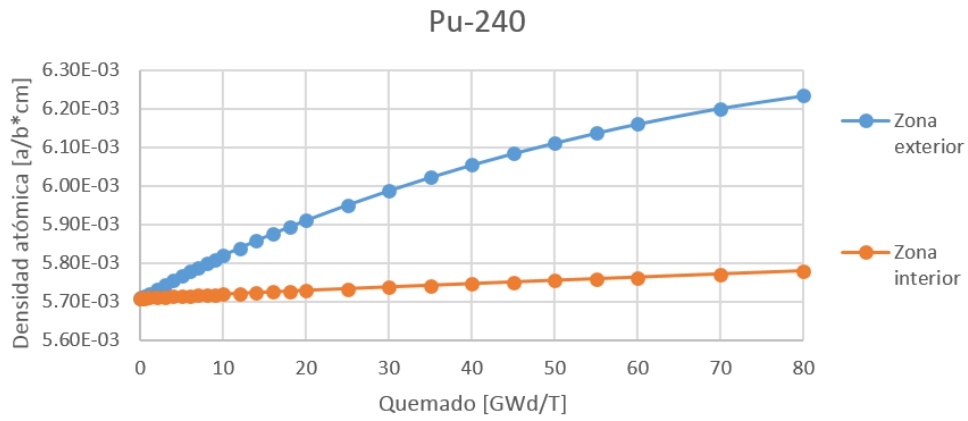


Figura 39. Variación de la densidad atómica del Pu<sup>240</sup> en función del quemado de combustible.

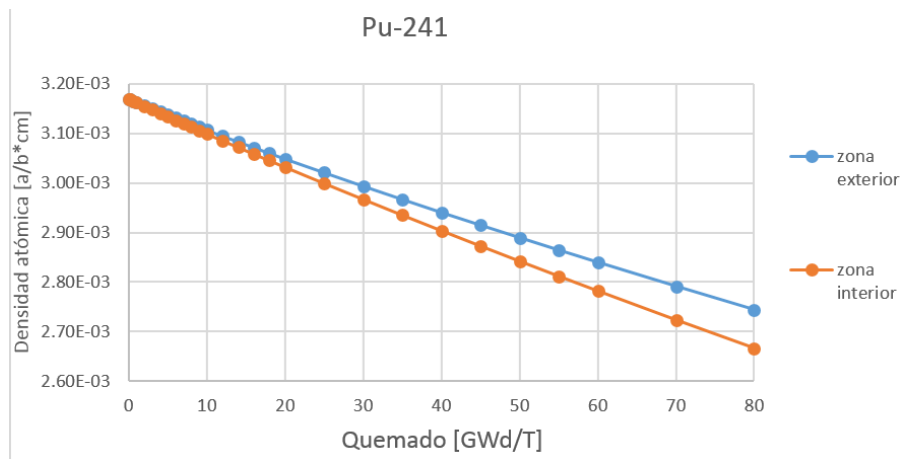


Figura 40. Variación de la densidad atómica del Pu<sup>241</sup> en función del quemado de combustible.

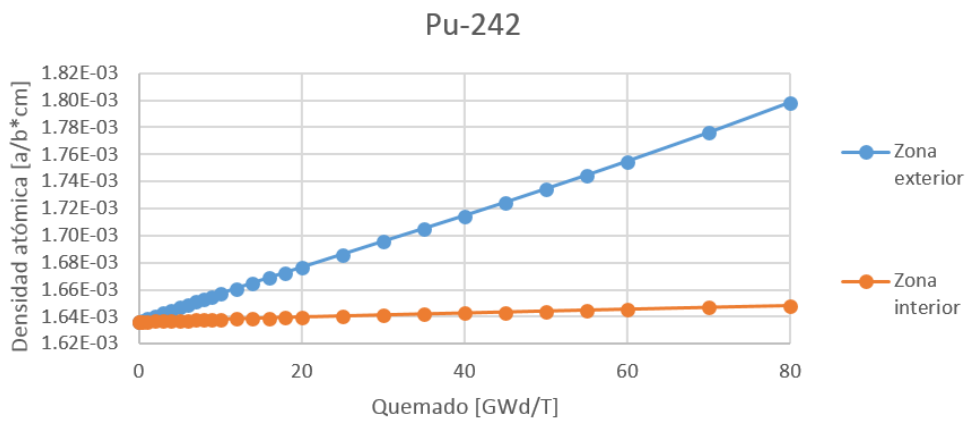


Figura 41. Variación de la densidad atómica del Pu<sup>242</sup> en función del quemado de combustible.

En las Figuras 38, 39, 40 y 41 podemos ver la evolución de los diferentes isótopos de plutonio que constituyen el combustible, en ellas se puede apreciar cómo el  $\text{Pu}^{239}$  y el  $\text{Pu}^{241}$ , que son los de mayor sección eficaz de fisión se van consumiendo conforme los pasos de quemado, al contrario de los isótopos  $\text{Pu}^{240}$  y  $\text{Pu}^{242}$ , los cuales al no haber muchos neutrones rápidos, debido a la existencia del moderador, van incrementando su población debido a capturas neutrónicas de los isótopos  $\text{Pu}^{239}$  y  $\text{Pu}^{241}$  que no logran fisionarse.

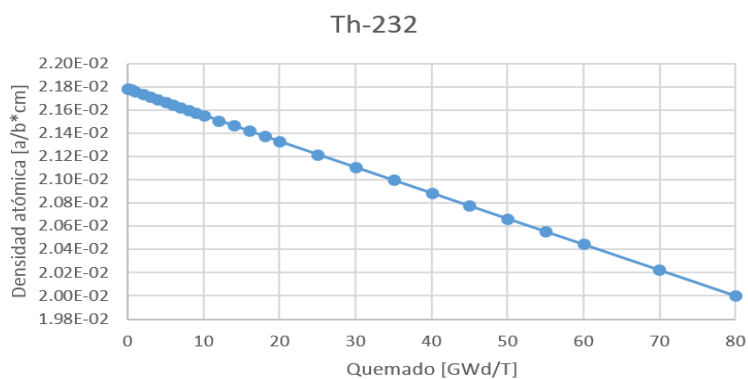


Figura 42. Variación de la densidad atómica del  $\text{Th}^{232}$  en función del quemado de combustible.

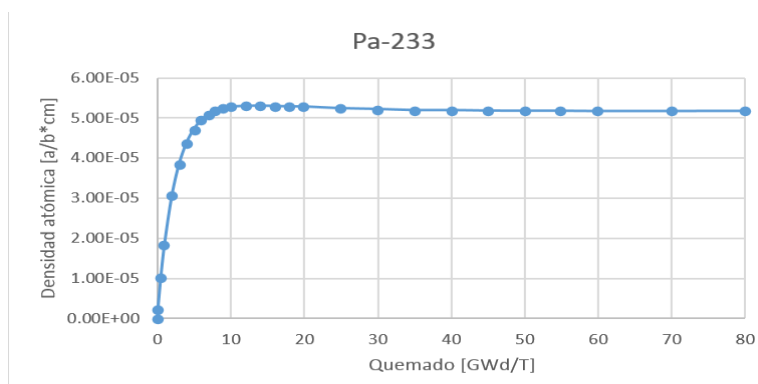


Figura 43. Variación de la densidad atómica del  $\text{Pa}^{233}$  en función del quemado de combustible.

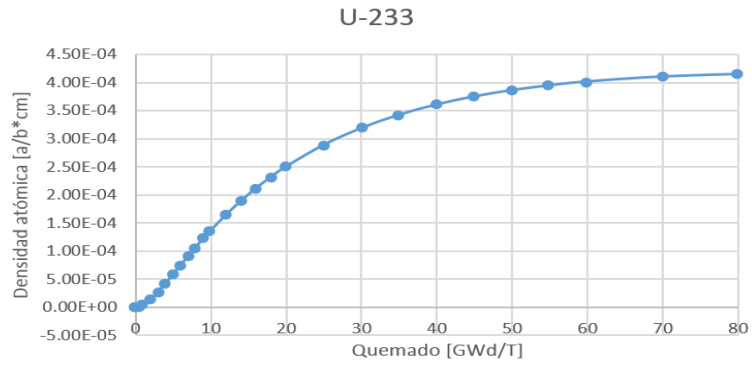


Figura 44. Variación de la densidad atómica del  $U^{233}$  en función del quemado de combustible.

En las Figuras 42, 43 y 44 podemos ver como el  $Th^{232}$  se va consumiendo, ocasionando la producción de  $Pa^{233}$  y finalizando con la aparición del  $U^{233}$  (ver Figura 45), el cual es un isótopo fisible y ayuda al mantenimiento en operación del reactor.

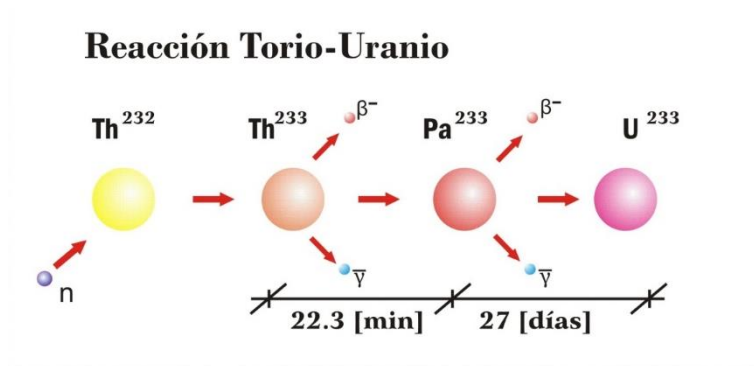


Figura 45. Proceso de transmutación del  $Th^{232}$ .

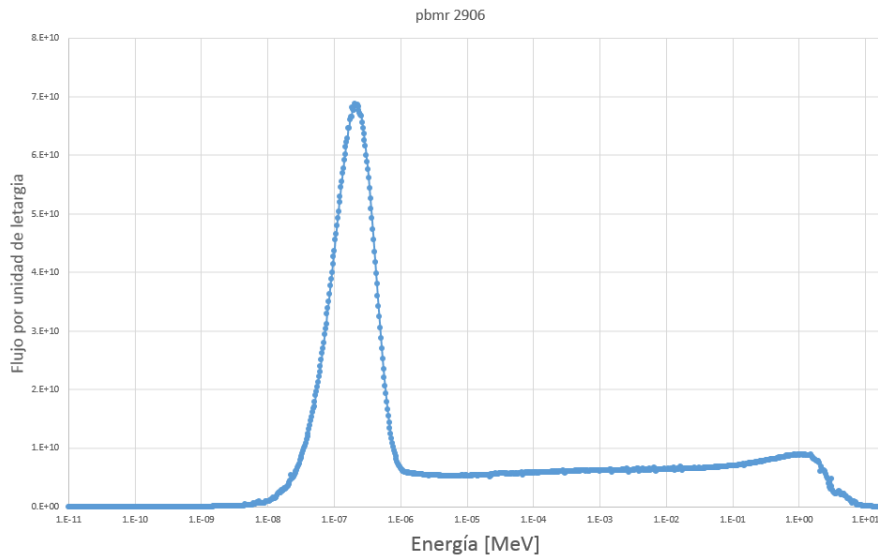


Figura 46. Espectro de neutrones correspondiente al modelo “pbmr 2906”.

En la Figura 46 se puede apreciar que el mayor rango de valores de energía de los neutrones está alrededor de 0.3 [eV], lo cual corresponde al de un reactor térmico; dicho espectro de neutrones está constituido por aquellos neutrones que han sufrido suficientes colisiones con el moderador y han alcanzado el equilibrio térmico con el medio; así, la temperatura del moderador determinará la velocidad más probable de los neutrones, haciendo, notablemente, que el espectro esté más cargado hacia la izquierda (con valores más bajos de energía). La aproximación anterior es aplicable a un sistema completamente termalizado; si bien los neutrones en el moderador se aproximan a ella, no llegan nunca al equilibrio térmico debido a las absorciones que se producen en el moderador. Sin embargo, cuanto menor es el grado de absorción en el moderador, más cerca se está de alcanzar este equilibrio.

#### 4.5 Modelo 3 zonas con uranio enriquecido.

Las siguientes simulaciones se realizaron tomando como base al modelo “pbmr 2906”, sólo se cambió el “vector” de plutonio, que componía el combustible, por uranio enriquecido. Se fueron incrementando los enriquecimientos de uranio hasta conseguir valores de reactividad necesarios para mantener crítico el reactor durante todos los pasos de quemado. Teniendo 50% de enriquecimiento de  $U^{235}$  como el necesario para alcanzar dichos valores, como se aprecia en la Figura 47.

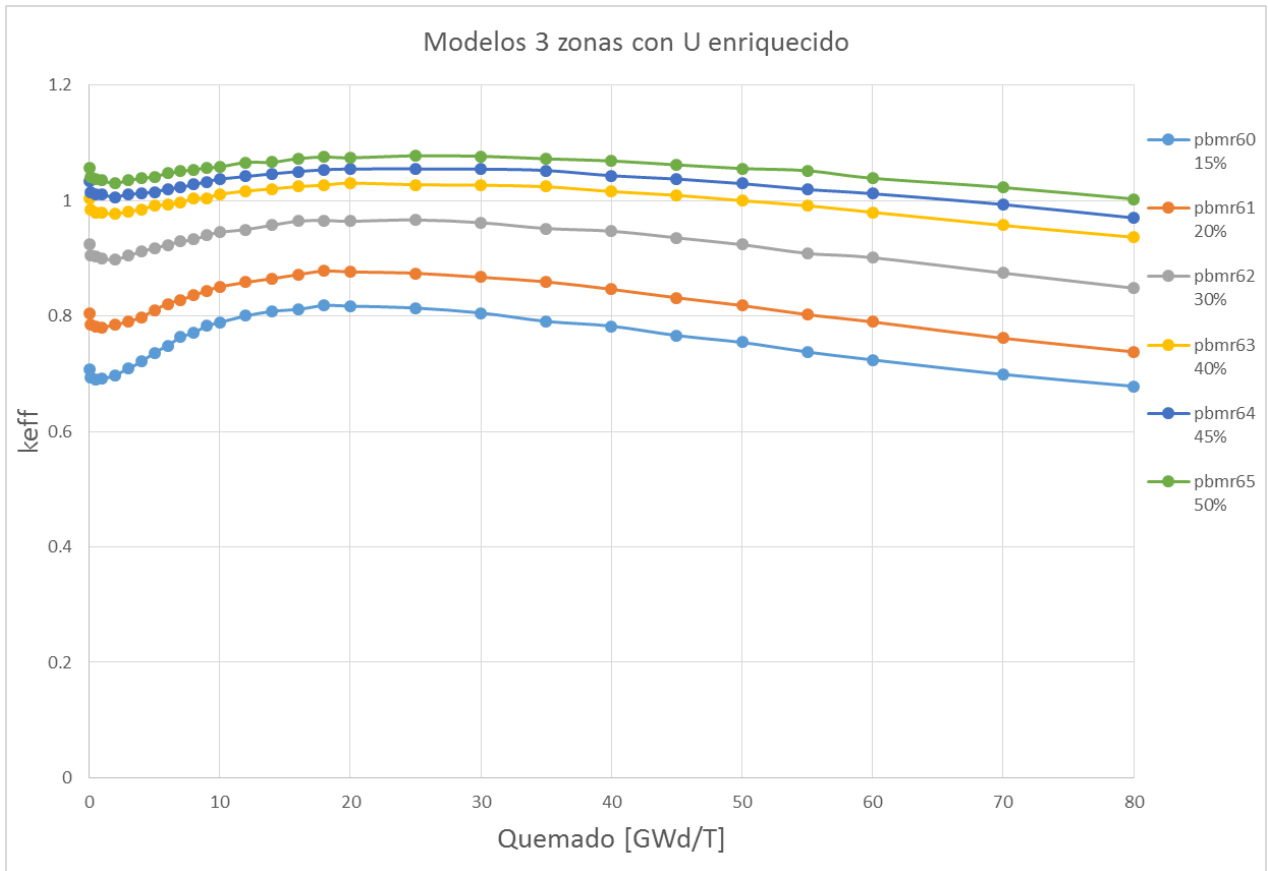


Figura 47. Comparación de los valores de  $k_{eff}$  para los modelos con la misma cantidad de combustible y diferente enriquecimiento.

Para tener un modelo con valores de enriquecimiento de  $U^{235}$  permitidos se mantuvo en 19.5% dicho enriquecimiento en el material que conforma el combustible y se aumentó la cantidad de esferas con material físil hasta alcanzar, y mantener, criticidad en el reactor, teniendo como resultado los siguientes modelos:

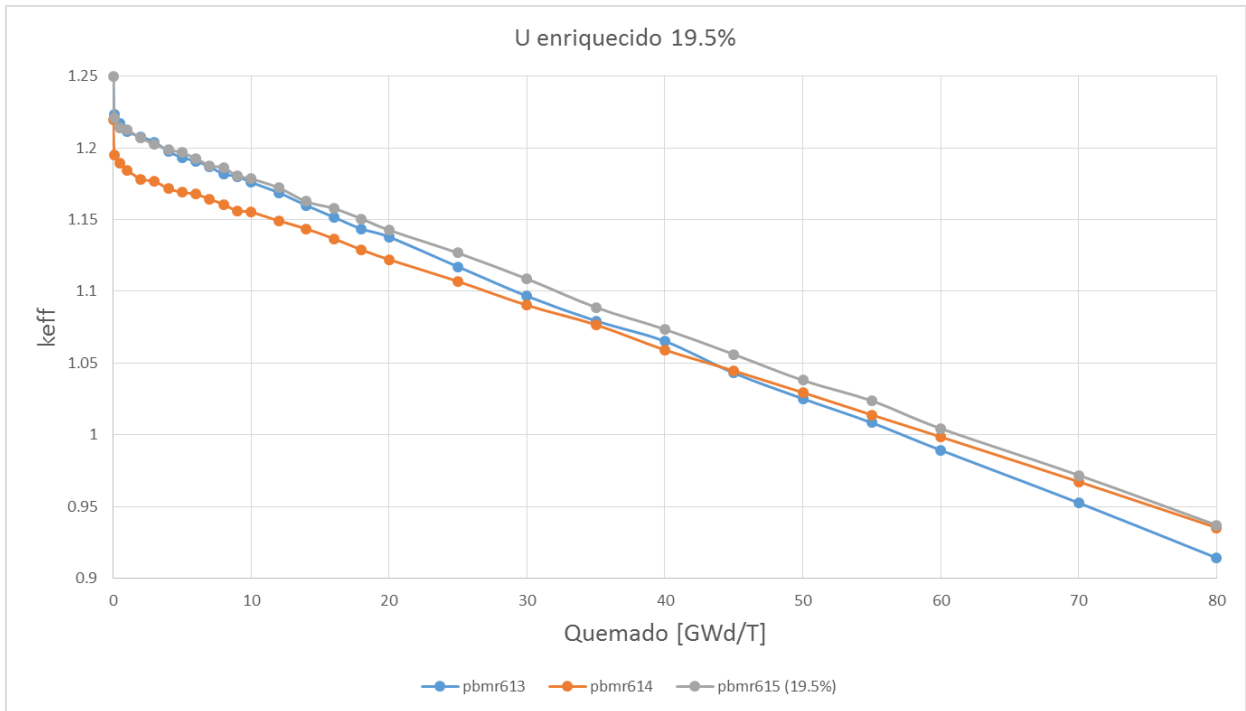


Figura 48. Comparación de los valores de  $k_{eff}$  para modelos con diferente cantidad de combustible y mismo enriquecimiento.

#### 4.6 Modelo Homogéneo $Th^{232}$ - $U^{233}$ .

Las últimas simulaciones se realizaron con el fin de encontrar una composición de combustible compuesto de  $Th^{232}$  y  $U^{233}$  capaz de mantener criticidad en el reactor durante los 80 [GWd/T] utilizados en los demás modelos, tratando de evitar excesos, y variaciones abruptas de reactividad, esta vez con la misma composición en todas las esferas que conforman el núcleo, es decir, sin diferentes zonas de combustible, como se puede ver en las Figuras 49 y 50.

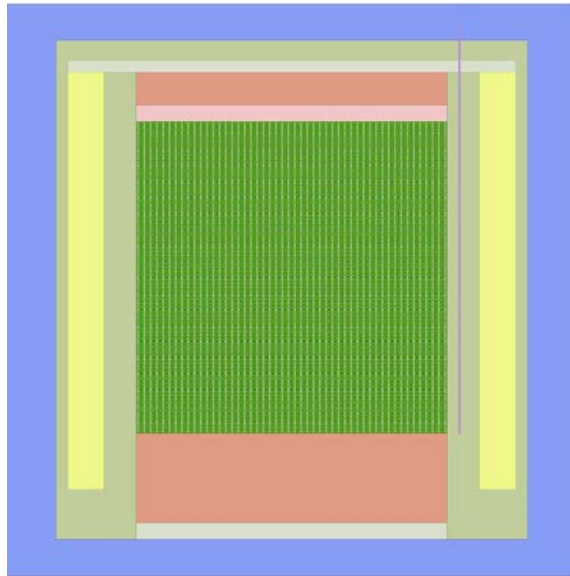


Figura 49. Esquema del modelo homogéneo "pbmr 75", con combustible compuesto de  $Th^{232} - U^{233}$ .

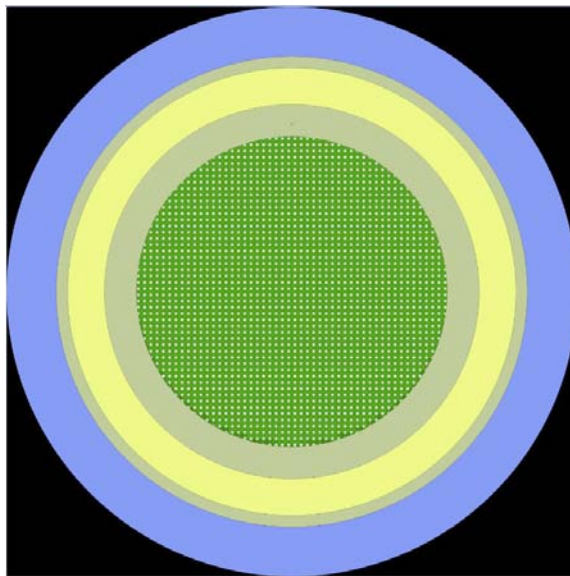


Figura 50. Esquema del modelo homogéneo "pbmr 75", con combustible compuesto de  $Th^{232} - U^{233}$ .

Teniendo como resultado los valores del factor efectivo de multiplicación de neutrones en función del quemado de combustible que se muestra a continuación:

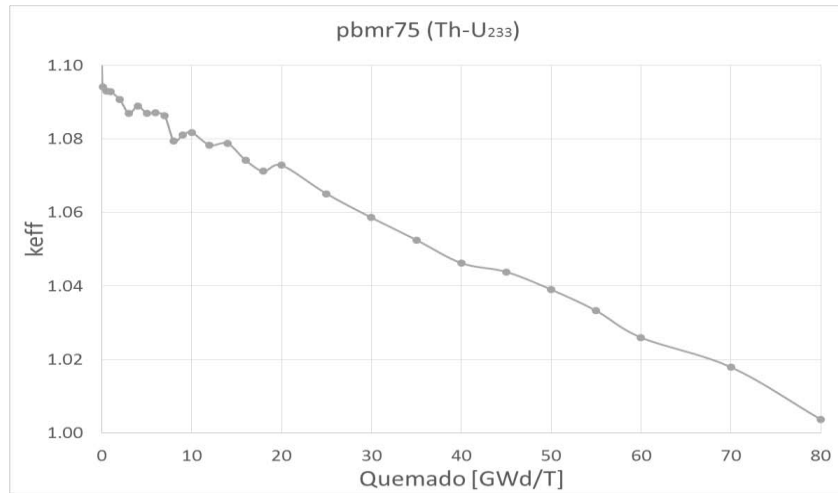


Figura 51. Gráfica del factor de multiplicación efectivo de neutrones en función del quemado de combustible para el modelo "pbmr 75".

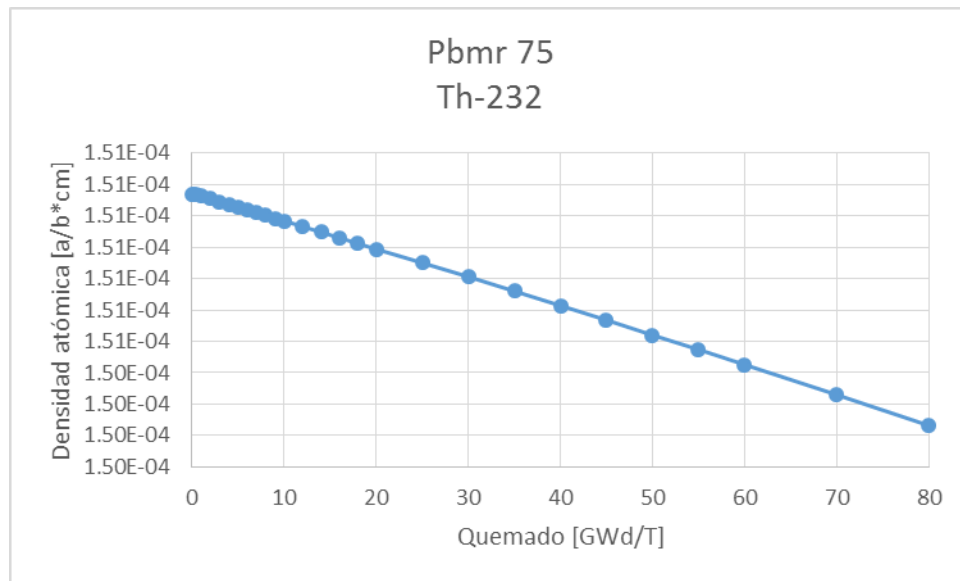


Figura 52. Evolución de Th<sup>232</sup> para el modelo "pbmr 75".



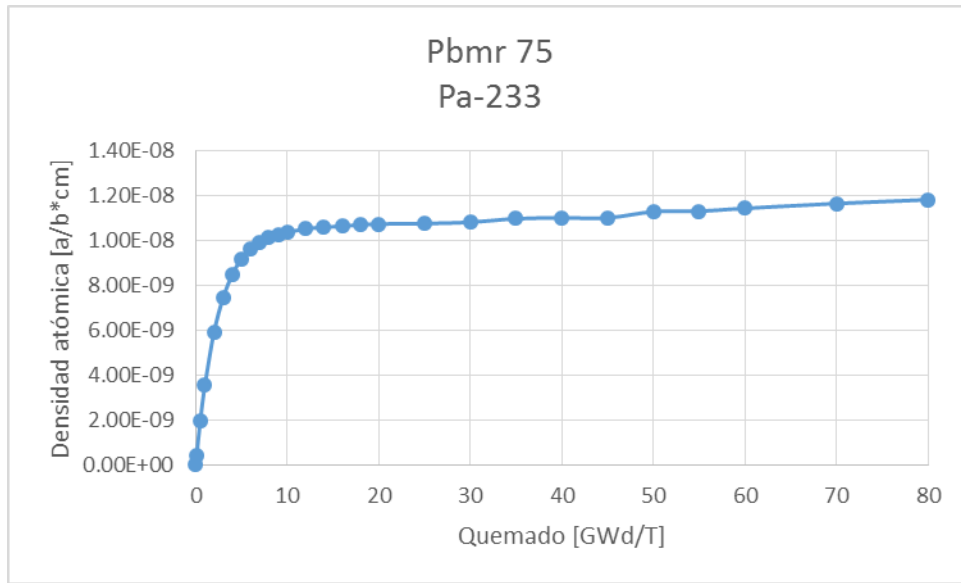


Figura 53. Evolución de  $Pa^{233}$  para el modelo "pbmr 75".

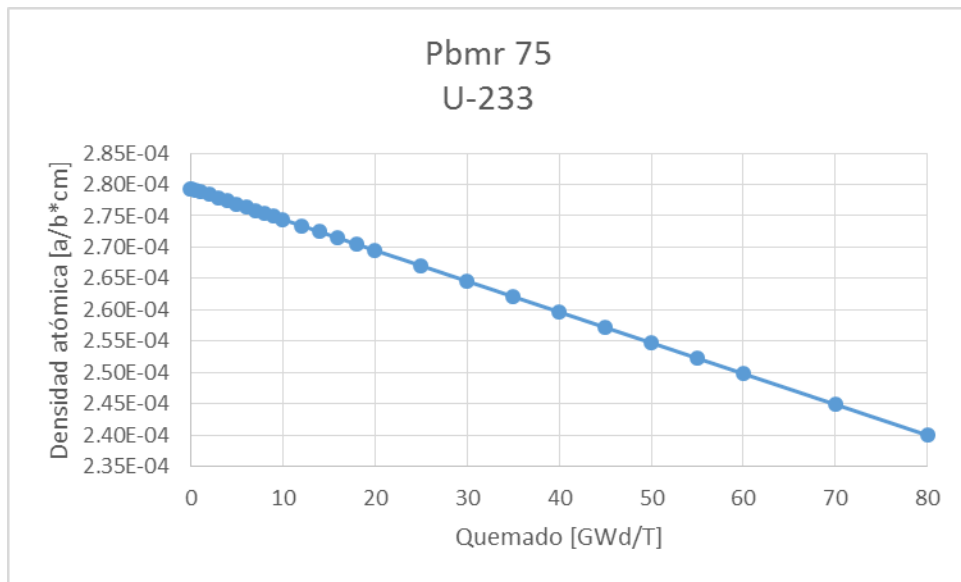


Figura 54. Evolución de  $U^{233}$  para el modelo "pbmr 75".

Las *pebbles* utilizadas en el modelo "pbmr 75" tienen las siguientes características:

Tabla XIII Especificaciones de los materiales para el modelo de "pbmr 75".

Región	Núclido	Densidad $\left[\frac{\text{átomos}}{\text{barn} \cdot \text{cm}}\right]$
Kernel	$^{232}\text{Th}$	3.798E-04
	$^{233}\text{U}$	7.039E-04
Buffer	C	5.26449E-02
Carbón pirolítico	C	9.52621E-02
SiC	Si	4.77240E-02
	C	4.77240E-02
Matriz	C	8.77414E-02
	$^{10}\text{B}$	9.64977E-09
	$^{11}\text{B}$	3.90864E-08
Helio	$^3\text{He}$	3.71220E-11
	$^4\text{He}$	2.65156E-05

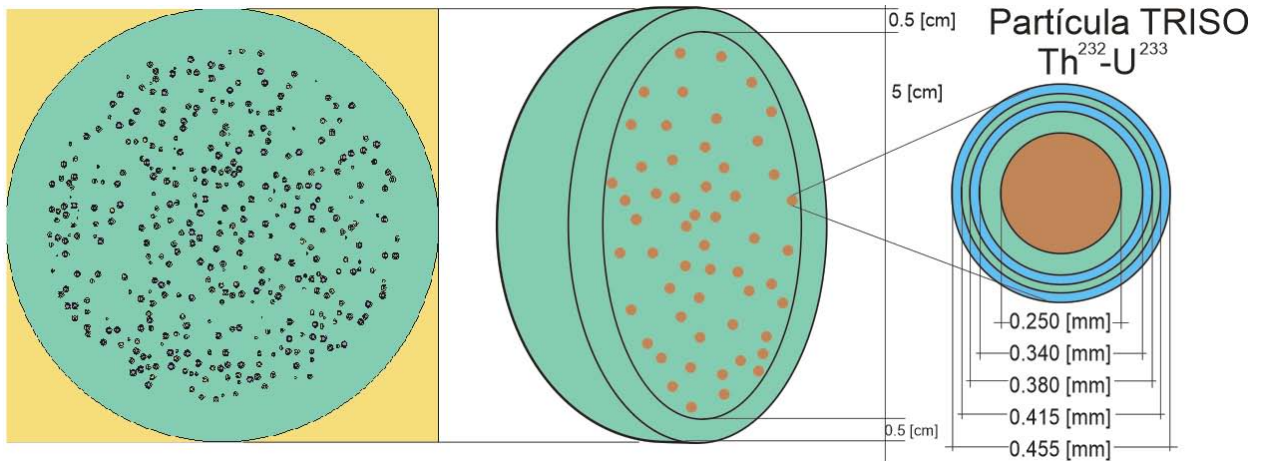


Figura 55. Esquema del modelado de las esferas de combustible para el modelo "pbmr 75".

## Conclusiones

Los resultados presentados en este trabajo muestran la confiabilidad del uso del código SERPENT, debido a que los resultados obtenidos en los cálculos de criticidad de los diferentes modelos, así como el comportamiento de los neutrones a través del espectro de energía, integrados con diferentes composiciones en el combustible, fueron comparables con los resultados reportados por los participantes del *benchmark*.

Respecto al código, se puede decir que, aunque está basado en el método Monte Carlo, y no es un código determinista, el tiempo de simulación es muy bueno en comparación con otros códigos nucleares similares. Además se puede apreciar que tiene una gran versatilidad para el diseño de modelos. El uso de la *lattice* correcta es de suma importancia para poder lograr el modelado y para la obtención de algunas variables de salida, ya que no en todas se obtienen los mismos datos de salida, así es que, la elección de *lattice* depende de las características que se quieran analizar y del modelo que se quiera realizar. Con el uso del código SERPENT no se puede simular la cinética del reactor, sino que se obtienen instantes de él, aun así proporciona una buena referencia del objetivo al cual se quiere llegar cuando se trata de analizar el desempeño del combustible.

En los modelos utilizados se observan altos factores de conversión de material fértil a físil, lo cual confirma la conveniencia del uso de torio, ya que, aunque el plutonio se consume rápidamente, el reactor opera por un rango de tiempo considerable gracias a la conversión del torio en U-233.

La distribución del combustible en el núcleo del reactor es importante: en cuanto a la reactividad analizada mediante el factor efectivo de multiplicación de neutrones, el modelo de 3 zonas (Pu-Th-Pu) presentó los mejores resultados, yendo en contra de las suposiciones iniciales, las cuales preveían que el modelo con torio en la zona exterior sería una mejor opción y que la mejor elección sería la que presentara la distribución de combustible más homogénea, es decir, que las *pebbles* estuvieran más “revueltas”. En este modelo (Pu-Th-Pu), se logra una cría importante de U-233 por el alto flujo de neutrones que recibe la región de cría (compuesta de Th-232) rodeada de las regiones físis compuesta de plutonio.

El modelo llamado homogéneo “pbmr 75” presenta buenos resultados en cuanto al comportamiento del factor de multiplicación efectivo de neutrones en función del quemado del combustible, alcanzando la criticidad hasta los 80 [GWd/T] simulados.

Con la realización de este trabajo se podría decir que para un reactor de cama de esferas hay dos formas de aprovechar el combustible o la generación de él a partir de un elemento fértil como, en este caso, el torio: una, creando zonas de material físil y fértil, como en los casos en los que se tenía dos y tres zonas en el núcleo del reactor, y la otra aprovechando la complejidad y ventaja que proporciona el concepto de las *pebbles* y de las partículas TRISO, utilizando en ellas composiciones de materiales físil y fértiles como en el modelo “pbmr 75”, en donde se utilizó la composición de  $\text{Th}^{232} - \text{U}^{233}$  en un núcleo homogéneo.

La mayor cantidad de experiencia en el mundo, respecto a tecnología de reactores nucleares, ha sido con los LWR. Aun así, muchas cuestiones técnicas y de seguridad con la tecnología de los LWR siguen sin resolverse, además de cambios e incertidumbre en áreas como la metalurgia y la sociopolítica y la economía mundial. El desarrollo necesario para llevar una tecnología nueva y no probada como el PBMR a un punto donde uno puede tener confianza en la viabilidad del diseño será importante. Cuestiones fundamentales asociadas a la relación entre el control de calidad del combustible y el comportamiento de éste bajo condiciones normales y de accidente tendrán que resolverse, probablemente a través de pruebas exhaustivas. Para superar el obstáculo alto de aceptación pública, las nuevas plantas nucleares deben ser claramente más seguras que las ya existentes. El diseño del PBMR puede ser una buena opción para el futuro de la energía nuclear.

## Bibliografía

1. [www.iaea.org/pris/](http://www.iaea.org/pris/)
2. "PBMR", <http://www.pbmr.co.za> (2014).
3. World Nuclear Association, "Nuclear Power in South Africa", (March 2015)
4. International Atomic Energy Agency, "Technical Working Group- Gas Cooled Reactors", (February 2015)
5. International Atomic Energy Agency, "High Temperature Gas Cooled", Vienna (2010).
6. Idaho National Laboratory, "Mechanistic Source Terms White Paper", July (2010).
7. Reitsma, F, "Th-100 Nuclear Power Plant, IAEA I3-TM-44712", August (2013).
8. Suikkanen, Heikki, "Coolant Flow and Heat Transfer in PBMR Core With CFD", Lappeenranta University of Technology Department of Energy and Environmental Technology, 2008.
9. "PBMR", <http://www.pbmr.co.za> (2014).
10. "PBMR", <http://www.pbmr.co.za> (2014).
11. Hobbins, R. R. and R. K. McCardell, 1993, "Summary of NP-MHTGR Fuel Failure Evaluation," EGG-NPR-10967, September 1993.
12. General Atomics, MHTGR TRISO-P Fuel Failure Evaluation Report, DOE-HTGR-90390, Rev. 0, October 1993.
13. Petti, D. A., et. al., eds., 2008, Technical Program Plan for the Next Generation Nuclear.
14. Idaho National Laboratory, "NGNP Fuel Qualification White Paper" (2010).
15. Idaho National Laboratory, "NGNP Fuel Qualification White Paper" (2010).
16. François J. L., "Apuntes de la asignatura de Análisis de Reactores Nucleares", Facultad de Ingeniería, UNAM, 2014.
17. "SERPENT, a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics \_Burnup Calculation Code", <http://montecarlo.vtt.fi> (2015).
18. Leppänen, Jaakko, "Serpent – a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code, User's Manual", March 6, 2013.
19. "Physics of Plutonium Recycling" Volume VIII Results of a Benchmark Considering a High-temperature Reactor (HTR) Fuelled with Reactor-grade Plutonium" (ISBN 978-92-64-99007-4).
20. Dr. Mario Rafael Giraldo Díaz, "Análisis de ciclo de vida de la generación de hidrógeno a partir de la reacción termoquímica S-I (azufre-yodo) acoplado a un reactor nuclear de alta temperatura", UNAM, (2011).
21. Idaho National Laboratory, "NGNP Fuel Qualification White Paper" (2010).

22. Nuclear Energy Agency, Nuclear Science Committee, "PBMR Coupled Neutronics/Thermal-Hydraulics Transient Benchmark The Pbmr-400 Core Design", July (2013).
23. Mazzini, G, Bomboni, E, et. al., "The Use of Th in HTR: State of the Art and Implementation in Th/Pu Fuel Cycles", Hindawi Publishing Corporation Science and Technology of Nuclear Installations, 2009.
24. Fiorina, Carlo, "The Molten Salt Fast Reactor as a Fast-Spectrum Candidate for Thorium Implementation", POLITECNICO DI MILANO Department of Energy Doctoral Program in Energy and Nuclear Science and Technology, March 2013.

## Apéndice A

### Fabricación del combustible<sup>18</sup>.

En el proceso de fabricación, una solución de nitrato de uranio se deja caer de pequeños inyectores para formar microesferas, las cuales se solidifican y se calcinan (horneadas a alta temperatura) para producir el combustible, dióxido de uranio en "granos". Los granos se dirigen entonces a través de un horno de *Chemical Vapour Deposition* (CVD) en un ambiente de argón a una temperatura de 1,000 [°C] (1,832 [° F]), en que las capas de productos químicos específicos se pueden añadir con una precisión extrema.

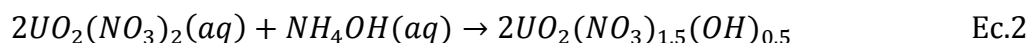
La producción de *kernels* de UO<sub>2</sub> a través de un proceso de gelificación externa, seguido por un tratamiento de calor, ha comprobado ser un método relativamente simple, con pocas etapas de proceso y menor generación de residuos para su fabricación automatizada.

El principio que le sustenta se denomina "sol-gel" (solución-gelificación), en que una solución coloidal del combustible conforma una cortina de goteo, cuya consolidación de los diminutos cristales en suspensión, incipientes inicialmente, forman una definida cristalización que gelifica la solución. Este viraje culmina con una sinterización a alta temperatura solidificando el gel en una estructura con elevada densidad (IAEA, 2010). El proceso se describe a continuación.

El U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> en polvo se disuelve en ácido nítrico para formar una solución de nitrato de uranio de acuerdo a la reacción química (Muller, 2006; IAEA, 2010):



A la solución de nitrato de uranio se le somete a neutralización inicial con una solución diluida de hidróxido de amonio, hasta justo antes que comience la precipitación del uranio, de acuerdo con la siguiente reacción:



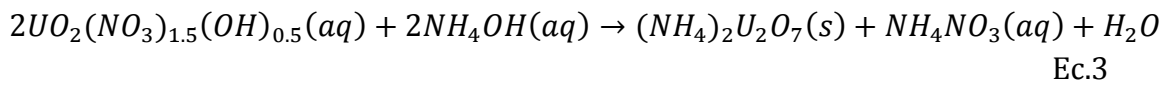
---

<sup>18</sup> Mario R. Giraldi, Juan Luis Francois. "Análisis de ciclo de vida de la generación de hidrógeno a partir de la reacción termoquímica S-I (azufre-yodo) acoplado a un reactor nuclear de alta temperatura". Informe Técnico No. UNAM/FI/DIE/N1-11. Noviembre, 2011.

Una solución de colada se prepara añadiendo pequeñas cantidades de alcohol de polivinilo y alcohol tetrahidrofurfúrico a la solución de nitrato de uranilo pre-neutralizado. Estos aditivos ajustan la tensión superficial y viscosidad para asegurar la correcta formación de gotas y contribuye a la posterior formación de los cristales de uranio en el *kernel*. Se forma, así, una corriente de gotas esféricas estables debido a la tensión superficial presente; dichas gotas se hacen pasar a través de una atmósfera de amoníaco. Lo cual ocasiona una reacción de éste con el nitrato de uranilo en la superficie, formando un recubrimiento de diuranato de amonio que le da estabilidad al mismo tiempo que mantiene la integridad de la gota.

La solución de colada se alimenta neumáticamente por medio de boquillas localizadas en la parte superior de la columna, donde un vibrador separa las gotas de la corriente de alimentación a razón de 100 gotas por segundo. Las gotas caen primero a corta distancia a través del aire, donde alcanzan una forma esférica, como resultado de la tensión superficial. Después las gotas pasan por una atmósfera de amoníaco (gas amoníaco se inyecta directamente a la corriente), lo cual origina la reacción en que el nitrato de uranilo precipita en forma de diuranato de amonio en la capa externa de la gota; lo que forma una película protectora que permite que las gotas conserven su forma esférica.

Este proceso continúa hasta que se ha formado una capa lo suficientemente fuerte y estable para continuar con las siguientes etapas de proceso, al final se tiene un *kernel* gelizado de 1.8 [mm] de diámetro. Como subproducto se está formando nitrato de amonio, según la reacción siguiente:



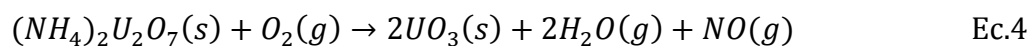
La solución de precipitación se distribuye desde la parte inferior de la columna de reacción a la parte superior vía la línea de refrigeración. La solución de precipitación está saturada para garantizar una alta concentración de amoníaco en la parte superior de la columna donde la reacción en las gotas inicia. Para mantener la saturación se burbujea amoníaco a través de la solución. Los vapores excedentes de amoníaco se lavan con agua en una columna de recuperación.

Una vez que se tienen estos incipientes núcleos húmedos de *kernels*, se transfieren a un horno rotatorio a 80[°C] donde se cumple la triple función de maduración, lavado y secado de los minúsculos gránulos. Es esa etapa de maduración crucial, en el horno la aglomeración de cristales de uranio consolida los *kernels*, transformando el gel en

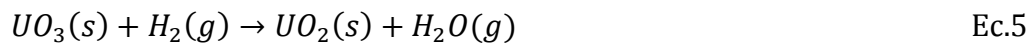


diuranato de amonio. Posteriormente, los *kernels* son lavados con agua para remover restos de compuestos de amonio, así como residuos del alcohol tetrahidrofurfurílico, la humedad remanente se retira añadiendo algo de alcohol isopropílico.

Las etapas siguientes consisten en someter a los gránulos a tratamientos térmicos, primero a temperatura moderada de 80[°C] que evapora los solventes en un horno rotatorio a velocidad lenta; en este punto los gránulos pueden medir 1 [mm] de diámetro. En una segunda etapa térmica, propiamente una calcinación a 430[°C], se presenta la descomposición de cualquier aditivo químico contenido y la paulatina transformación del diuranato en el correspondiente trióxido de uranio, lo cual inicia alrededor de los 300[°C], de acuerdo a la siguiente reacción:



Con el trióxido formado, se mantiene el calentamiento en una atmósfera de hidrógeno para formar finalmente el dióxido de uranio:



Esta reducción se lleva a cabo alrededor de los 550[°C], subsecuentemente se aumenta la temperatura hasta los 1600[°C] para formar un denso *kernel* de unos 11 [kg m<sup>-3</sup>] y un diámetro final de 500 [μm]. Los *kernels* de dióxido de uranio se criban y clasifican, donde sólo las esferas de cierto tamaño y uniformidad son utilizadas.

Para el combustible del PBMR, la primera capa depositada en los granos es el carbón poroso (buffer). Esto es seguido de una capa de carbón pirolítico (IPyC, por sus siglas en inglés, una forma muy densa de carbón), una capa del carburo de silicio (SiC, por siglas en inglés) y, finalmente, otra capa de carbón pirolítico (OPyC, por siglas en inglés).

El carbón poroso adecúa cualquier deformación mecánica a la que el grano de dióxido de uranio se pueda someter durante la vida del combustible, como los productos de fisión gaseosos que se difunden del grano. El carbón pirolítico y las capas de carburo de silicio proporcionan una barrera impenetrable diseñada para contener productos de fisión y el combustible.

Las cuatro capas son depositadas en el *kernel* dentro de un reactor a través de un proceso químico denominado deposición de vapor químico (CVD, por sus siglas en inglés). La técnica consiste en mantener los *kernels* en suspensión mediante un lecho

fluidizado, mientras se hace pasar una mezcla definida de gases a alta temperatura (1600[°C]). Para tal fin, se utiliza el “Reactor de plasma de lecho fluidizado”, que usa como medio fluidizante una corriente de plasma generalmente de argón, helio o nitrógeno (o sus mezclas) energizado por un generador de arco térmico o electromagnético (Sathiyamoorthy, 2010).

El plasma altamente energizado se alimenta al lecho fluidizado donde el calor se transfiere del plasma al material granular. Se cumple una doble función, los radicales activos que porta el plasma actúan como fuente de calor y a la vez como precursores de la reacción de deposición. Existe una eficiente transferencia de calor debida a la vigorosa circulación de sólidos y elevada difusividad térmica del propio plasma, alcanzando rápidamente la temperatura deseada.

En el proceso se efectúan ciertas reacciones en las cercanías de la superficie del *kernel* que forman los recubrimientos en diferentes etapas denominadas pirolíticas por ser de naturaleza termoquímica. La primera capa de carbón poroso, próxima al *kernel*, se deposita por descomposición de acetileno en una atmósfera de argón a 1,250 [°C] (IAEA, 2010):



El siguiente recubrimiento de carbón pirolítico se produce por una doble deposición durante las reacciones de descomposición de acetileno y propileno a 1,300[°C], como se aprecia en las Ec.7 y 8. En esta etapa existe generación de hidrógeno, el cual se puede aprovechar recirculando el gas en la tapa de formación del recubrimiento del *kernel* (ver Ec.5), y el excedente puede manejarse como coproducción del propio gas.



Mientras que la capa densa de carburo de silicio se deposita por reacción de descomposición del metiltriclorosilano (9% en volumen) con la consiguiente formación de cloruro de hidrógeno a 1,500[°C], como se observa en la reacción de la Ec.9. En esta etapa la velocidad de deposición es mucho más lenta que las otras fases, a razón de unos 0.2 [ $\mu\text{m min}^{-1}$ ].



La capa externa de carbón pirolítico se genera igual como se explica para el recubrimiento interno. Después los gránulos se carbonizan a unos 800[°C], y posteriormente se someten a tratamiento térmico a una temperatura inferior a la de su fusión (1,800[°C]), para incrementar la fuerza y la resistencia de la pieza creando enlaces fuertes entre las diferentes capas (proceso conocido como sinterizado). Como última etapa, los TRISOS se criban y clasifican para asegurar la calidad del producto.

En conjunto, las tres últimas capas proporcionan a la partícula una gran resistencia a las altas temperaturas y a los esfuerzos mecánicos, constituyendo una barrera de contención de los productos de fisión. La estructura multicapa de las partículas TRISO garantiza que su integridad estructural no se vea comprometida por debajo de 1,600[°C]. Si se considera que su operación normal dentro del reactor ronda los 900[°C], cualquier producto obtenido deberá quedar confinado en el interior de las partículas de combustible, evitándose que pasen al refrigerante ya sea en condiciones de operación normal o de accidente.

Aproximadamente, 15,000 de estas partículas cubiertas, aproximadamente de un milímetro de diámetro, se mezclan con el polvo de grafito y una resina fenólica en esferas de 50 [mm] de diámetro. Una capa de 5 [mm] de espesor de carbón puro se añade entonces para formar una zona "de no combustible", y las esferas que resultan son sintetizadas y templadas con el fin de hacerlas resistentes y duraderas<sup>19</sup>.

Finalmente, el combustible esférico, "*pebbles*", se termina a un diámetro uniforme de 60[mm]. Cada esfera de combustible contiene aproximadamente 9 [g] de uranio. El uranio total, en una carga de combustible, es de 2.5 toneladas métricas, y la masa total de cada esfera de combustible es de 210 [g].

Durante operación normal, el PBMR contiene una carga de aproximadamente 360 000 esferas de combustible.

El grafito se usa en el núcleo del reactor debido a sus características estructurales y su capacidad de moderación de neutrones, para que la reacción en cadena se pueda sostener. La geometría principal usada en el PBMR proporciona características inherentes que limitan la temperatura máxima en el combustible después de pérdida de refrigerante activo.

El enriquecimiento del uranio utilizado en el combustible del PBMR es de 9.6%.

---

<sup>19</sup> Idaho National Laboratory, "NGNP Fuel Qualification White Paper" (2010).

Después de que cada esfera pasa por el núcleo del reactor, se miden para determinar la cantidad de material utilizable que todavía tenga. Si una esfera todavía contiene una cantidad utilizable de material fisible, se regresa al reactor para un ciclo adicional. Cada ciclo dura aproximadamente tres meses.

Cada esfera pasa por el reactor, aproximadamente, seis veces y dura aproximadamente 1,000 días antes de que se gaste, lo que significa que un reactor usaría 13 cargas de combustible totales en su vida de diseño, que es de 40 años.

El grado al cual el uranio enriquecido se consume durante la vida de una esfera de combustible es mucho mayor en el PBMR que en reactores de agua ligera convencionales. La calidad y cantidad del material físil que queda en una esfera de combustible usada, hacen que el material de combustible sea muy poco atractivo con fines armamentistas.

El combustible se transporta a la instalación de almacenaje de combustible gastado en el edificio del reactor por medio de un sistema de manejo de combustible neumático. El almacenaje de combustible gastado consiste en 10 tanques, cada uno con un diámetro de 3.2 [m] y una altura de 18 [m]. Un tanque puede almacenar 600 000 esferas.