



UNIVERSIDAD NACIONAL  
AUTÓNOMA DE  
MÉXICO

UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO

---

PROGRAMA DE MAESTRÍA Y DOCTORADO  
EN INGENIERÍA

“ANÁLISIS NEUTRÓNICO DE UN SISTEMA HÍBRIDO  
FUSIÓN-FISIÓN”

**T E S I S**

QUE PARA OBTENER EL GRADO DE

**MAESTRO EN INGENIERIA**

INGENIERÍA EN ENERGÍA – PROCESOS Y USO EFICIENTE DE ENERGÍA

P R E S E N T A :

**JUAN JOSÉ DORANTES CORTÉS**

TUTOR:

**DR. JUAN LUIS FRANÇOIS LACOUTURE**



**2011**



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: Dr. José Julio Emilio Herrera Velázquez.

Secretario: Dr. Juan Luis François Lacouture.

Vocal: Dra. Cecilia Martín del Campo Márquez.

1<sup>er</sup>. Suplente: Dr. Martín de Jesús Nieto Pérez.

2<sup>do</sup>. Suplente: Dr. Gilberto Espinosa Paredes.

Ciudad Universitaria, UNAM, México D.F.

**TUTOR DE TESIS:**

Dr. Juan Luis François Lacouture



---

## **AGRADECIMIENTOS**

Agradezco a la UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO y a la Facultad de Ingeniería por darme una oportunidad de formarme como un ser humano mejor de lo que era yo antes.

Agradezco al Consejo Nacional de Ciencia y Tecnología (CONACYT) por la beca de maestría brindada, y al proyecto CONACYT-54583: "Desarrollo de modelos de física de reactores para el diseño y optimización de combustible de reactores nucleares avanzados".

Así mismo, agradezco al Comité Académico de Supercómputo de la Dirección General de Cómputo y de Tecnologías de Información y Comunicación (DGTIC) por las facilidades otorgadas en el uso de *KanBalam* para la investigación realizada en ésta tesis.

Gracias a todos y cada uno de mis profesores que agregaron un poco más de conocimiento a mi ser, gracias por su paciencia, gracias por sus consejos y gracias por sus críticas.

Gracias a mi asesor y mi co-asesor por confiar en mí, por todo su apoyo, por su tiempo y sobre todo por su orientación. GRACIAS.

Gracias a la familia de mi novia por estar ahí cuando los he necesitado aún sin que yo lo pida.

Gracias a mi familia y a mis amigos, gracias al M. en I. Dionisio Telésforo Reyes.

Gracias a Dios y a San Judas Tadeo.

**A:**

***Jeanette Ivonne Amaya Durán.***

## **INDICE**

Índice de figuras	<i>i</i>
Índice de tablas	<i>iii</i>
Resumen	<i>iv</i>
Introducción	I

### **CAPITULO 1. FUSION NUCLEAR**

1.1. Principios de la fusión nuclear	1
1.2. Inicios	2
1.3. Aspectos ambientales de la fusión	3
1.4. Fusión nuclear controlada	4
1.5. Modos de confinamiento del plasma	6
1.5.1. Confinamiento gravitacional	6
1.5.2. Confinamiento inercial	7
1.5.3 Confinamiento magnético	8
1.5.3.1 Criterio de Lawson	11
1.5.3.2 Sistema toroidal	12
1.5.3.3 Sistema de espejos	13
1.5.3.4 Sistema pulsado	15
1.5.4 Confinamiento electrostático inercial (IEC)	15
1.6 Investigación	18
1.6.1 ITER	19
1.6.2 JET	19
1.6.3 KSTAR	21
1.6.4 TFTR	21
1.6.5 Gran Dispositivo Helicoidal	22
1.6.6 Instalación Nacional de Ignición y Mégajoule Laser	22
1.6.7 PETAL e HIPER	22
1.6.8 Máquina Z	23
1.6.9 Otros proyectos de fusión	23
1.6.10 Fusión en frío	24
1.6.11 Fusión híbrida	24
1.7 Fuente de neutrones de fusión compacta (CFNS)	25
1.7.1 Justificación técnica	25
1.7.2 Descripción	26

### **CAPÍTULO 2. FISIÓN NUCLEAR**

2.1 Introducción	28
2.2 Reactores de fisión	28
2.3 Tipos de reactores de fisión	31
2.3.1 Reactores alimentados de uranio (U)	32
2.3.2 Reactores alimentados de plutonio (Pu)	33
2.3.3 Reactores de agua ligera (LWR)	34
2.3.4 Reactores de agua a presión (PWR)	34
2.3.5 Reactores de agua en ebullición (BWR)	35
2.3.6 Propulsión nuclear	36
2.4. Siguiete generación de reactores de fisión nuclear	37
2.4.1 Reactor de muy elevada temperatura (VHTR)	39

2.4.2 Reactor enfriado con agua supercrítica (SCWR)	40
2.4.3 Reactor rápido enfriado con gas (GFR)	41
2.4.4 Reactor rápido enfriado con plomo (LFR)	43
2.4.5 Reactor rápido enfriado con sodio (SFR)	44
2.4.6 Reactor de sal fundida (MSR)	46

### **CAPITULO 3. RECICLADO DE COMBUSTIBLE GASTADO**

3.1 Introducción	47
3.2 Reprocesamiento de combustible gastado	49
3.2.1 Procesos de Extracción por Solventes	49
3.2.2 Procesos térmicos	50
3.2.3 Procesos electroquímicos	51
3.2.4 Composición del combustible nuclear gastado	51
3.3 Ensamblajes combustibles con material reprocesado	52
3.3.1 Matriz de combustible inerte (IMF)	52
3.3.2 Combustible de óxidos mixtos (MOX)	56
3.3.2.1 Usos de MOX	57
3.3.2.2 Producción de MOX	59

### **CAPÍTULO 4. METODOLOGIA Y MODELO**

4.1 Código MCNPX	60
4.1.1 Introducción	60
4.1.2 El método Monte Carlo	61
4.1.3 Trayectoria de las partículas	61
4.1.4 Muestreo de la partícula	63
4.1.5 Descripción del código MCNPX 2.6.0.	64
4.1.6 Cálculos de criticidad	64
4.1.7 Estimación del error	65
4.1.8 Quemado	69
4.2 Kambalam	68
4.3 Modelo	69
4.3.1 El CFNS	69
4.3.2 Combustible	70
4.3.3 Bosquejo del CFNS	70
4.3.4 Modelo en MCNPX	72

### **CAPÍTULO 5. RESULTADOS**

#### **CONCLUSIONES**

87

#### **REFERENCIAS**

89

## **INDICE DE FIGURAS**

### **INTRODUCCION**

1. Evolución del suministro de energía primaria total mundial por combustible	I
2. Consumo mundial de energía por energético	II

### **CAPÍTULO 1. FUSION NUCLEAR**

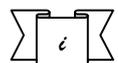
1.1. Ejemplo de una reacción de fusión	2
1.2. (a) Ejemplos de plasmas naturales y, (b) ubicación de la materia	5
1.3. Fusión por confinamiento inercial	8
1.4. Trayectoria descrita por un electrón bajo la acción de un campo magnético	8
1.5. Campos magnéticos simples <b>B</b>	9
1.6. Campo magnético toroidal simple <b>B<sub>t</sub></b> producido por una bobina circular	10
1.7. Tipos de toroides	10
1.8. Diferentes tipos de confinamientos plasmáticos	11
1.9. Criterio de Lawson para 3 reacciones de fusión	12
1.10. Reactor nuclear de fusión tipo "tokamak"	13
1.11. Sistema de espejos	14
1.12. Configuración mínima	14
1.13. Confinamiento electrostático inercial	16
1.14. Suma de campos magnéticos fuente poliédricos	16
1.15. Compresión de onda acústica del núcleo de plasma IEC	17
1.16. Conversión eléctrica directa	18
1.17. Una vista dentro del toroide del JET, cerca de Oxford, Inglaterra	20
1.18. Records en fusión nuclear controlada	21
1.19. Comparación de las dimensiones del ITER e IGNITOR	26
1.20. Esquemas del CNFS basado en un reactor híbrido fusión-fisión	27

### **CAPÍTULO 2. FISIÓN NUCLEAR**

2.1. Ejemplo de una reacción de fisión en cadena	28
2.2. Esquema de los principales componentes de un reactor nuclear	31
2.3. Tipos de reactores nucleares	34
2.4. Central nuclear con un reactor de agua a presión	35
2.5. Principio de una planta nuclear con un reactor de agua en ebullición	36
2.6. a) Diagrama del sistema de propulsión naval nuclear PWR; b) Submarino nuclear	37
2.7. Clasificación de reactores nucleares por generación	38
2.8. Reactor de muy elevada temperatura, VHTR	39
2.9. Reactor supercrítico enfriado con agua, SCWR	41
2.10. Reactor rápido enfriado con gas, GFR	42
2.11. Reactor rápido enfriado con plomo, LFR	44
2.12. Reactor rápido enfriado con sodio, SFR	45
2.13. Reactor rápido de sal fundida, MSR	46

### **CAPITULO 3. RECICLADO DE COMBUSTIBLE GASTADO**

3.1. Decaimiento de los residuos combustibles de alta actividad	48
---	----



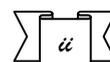
3.2. Ciclo del combustible nuclear con reprocesamiento y reciclado de combustible gastado	48
3.3. Extensiones del ciclo de combustible nuclear	55
3.4. Ciclo de combustible de la estrategia FFT	56
3.5. Reacción en el combustible $UO_2$ estándar	58

#### **CAPÍTULO 4. METODOLOGIA Y MODELO**

4.1. Trayectoria de una partícula en un medio	62
4.2. Dirección de la partícula en coordenadas esféricas	62
4.3. Diagrama de cómo se alternan los códigos MCNPX y CINDER90 para evaluar un caso con diferentes pasos de quemado	67
4.4. Diagrama del CFNS en CorelDRAW graphics suite X4	71
4.5. Vista superior del CFNS	72
4.6. Vista superior del CFNS con un solo anillo de combustible utilizando el MCNPX 2.6.0 y Xming 6.9.0.31	72
4.7. Vista lateral del CFNS con un solo anillo de combustible utilizando el MCNPX 2.6.0 y Xming 6.9.0.31	79
4.8. Vista superior del CFNS con 2 anillos de combustible utilizando el MCNPX 2.6.0 y Xming 6.9.0.31	75
4.9. Vista superior del CFNS con 2 anillos de combustible utilizando el MCNPX 2.6.0 y Xming 6.9.0.31	75
4.10. Vista superior del CFNS con 3 anillos de combustible utilizando el MCNPX 2.6.0 y Xming 6.9.0.31	76
4.11. Vista lateral del CFNS con 3 anillos de combustible utilizando el MCNPX 2.6.0 y Xming 6.9.0.3	76

#### **CAPÍTULO 5. RESULTADOS**

5.1 Ciclo de irradiación	79
5.2. Representación esquemática de la logística del multireciclado para un ensamble MOX con actínidos menores y uranio de colas del proceso de enriquecimiento	80
5.3. $k_{eff}$ contra el quemado para ensambles MOX con actínidos menores	81
5.4. $K_{eff}$ vs quemado para el FFTS	82
5.5. Balance de masas para el caso rhff4m1 (MOX)	84
5.6. Balance de masas para el caso rhffq5a (MOX)	84
5.7. Balance de masas para el caso rhff4S2 (MOX/IMF/MOX)	85
5.8. Balance de masas para el caso rhff4r1 (IMF/MOX/IMF)	85
5.9. Balance de masas de actínidos ( $gr/cm^3$ ) para el BWR con MOX	86



## **INDICE DE TABLAS**

### **CAPÍTULO 2. FISIÓN NUCLEAR**

2.1. Plantas nucleares en construcción y operación en el mundo.	29
2.2. Tipos de reactores de fisión.	32

### **CAPITULO 3. RECICLADO DE COMBUSTIBLE GASTADO**

3.1. Contenido de actínidos en una carga de combustible PWR	51
3.2. Inventario de materiales reciclables separados	57
3.3. Capacidad de fabricación de combustible MOX en el mundo	60

### **CAPÍTULO 4. METODOLOGIA Y MODELO**

4.1. Parámetros de referencia del CFNS	70
--	----

### **CAPÍTULO 5. RESULTADOS**

5.1. Casos de anillos de combustible	77
5.2. Casos analizados	78
5.3. Composición del combustible (átomos/(barn-cm))	78
5.4. Balance de masas de actínidos (gr) para todos los casos analizados	86

## **RESUMEN**

El uso de energéticos a nivel mundial implica la disminución de recursos naturales, reducción de combustibles fósiles, en particular, y un alto impacto ambiental. Ante esta problemática, una alternativa es la producción de energía por medios nucleares, pues es una de las menos contaminantes hasta ahora; sin embargo, un problema aún sin resolver sigue siendo la generación de desechos de los combustibles nucleares. Así, se ha propuesto la creación de un dispositivo que incorpore las tecnologías conjuntas de fisión y fusión nuclear, llamado: "Reactor nuclear híbrido fusión-fisión" (RHFF). El RHFF ha sido diseñado teóricamente con base en reactores de fusión experimentales en diversas partes del mundo como Estados Unidos, Rusia, Japón, China y Reino Unido, principalmente. El modelo de reactor híbrido aquí estudiado corresponde al conocido como CFNS (*Compact Fusion Neutron Source*). Su importancia se debe, entre otros, a su factibilidad y bajo costo. El CFNS utiliza Deuterio-Tritio como fuente principal de neutrones, y como combustible puede utilizar el combustible gastado procedente de las descargas de reactores nucleares convencionales, tales como los numerosos reactores de agua ligera actuales. Debido a los altos costos de investigación experimental, este trabajo consiste en simular computacionalmente un modelo propuesto del CFNS en condiciones normales de operación, modificar el arreglo del combustible utilizado: MOX e IMF, analizar los resultados obtenidos y dar conclusiones finales. Por lo tanto, el RHFF puede ser un sistema versátil para el manejo de combustible gastado de reactores de agua ligera, tanto por la posibilidad de destrucción de actínidos, como por la cría de material fértil.

## INTRODUCCION

El panorama de la situación energética mundial actual se torna cada vez más complejo. El aumento poblacional demanda cada día más energía y las fuentes actuales se vuelven escasas y costosas para hacer frente a esta realidad. Según la Agencia Internacional de Energía, hasta el 2009, de las fuentes actuales de energía en el mundo, el 37.2% proviene del petróleo, 24.2% del gas natural, 19.7% del carbón, 2.1% de centrales hidroeléctricas, 11.3% de centrales nucleares, y sólo el 4.4% proviene de energías renovables y residuos como la biomasa, mareomotriz, etc. (ver figura 1). En otras palabras, dependemos fuertemente de los recursos no renovables, hidrocarburos que se agotarán pronto.

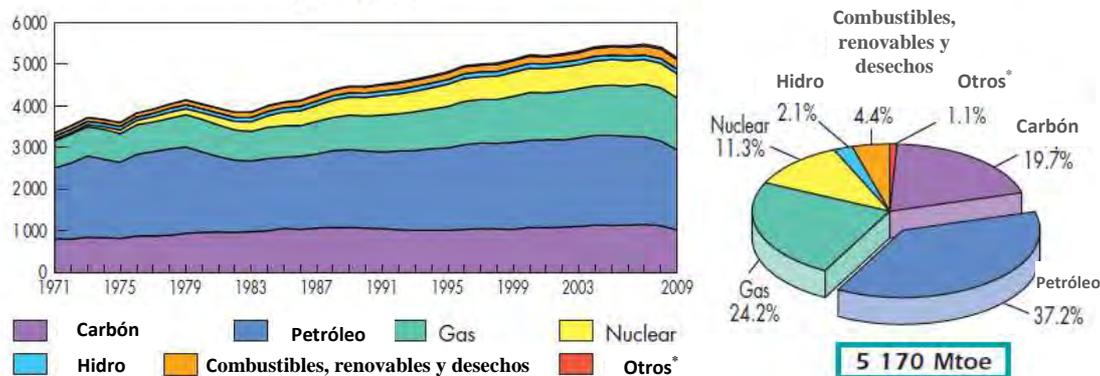


Figura 1. Evolución del suministro de energía primaria total mundial por combustible<sup>1</sup>.

\*Incluye: geotermia, solar, viento, calor, etc.

Con el inicio de la revolución industrial, en el siglo XVIII y principios del XIX, la calidad de vida del hombre cambió en todos los aspectos. Desafortunadamente, acompañando a estos cambios se produjo la emisión de gases nocivos al ambiente que el planeta no puede soportar. Los efectos de la contaminación ambiental están llegando a un grado alarmante en el mundo entero debido al efecto invernadero ocasionado por la emisión de gases tales como el CO, CO<sub>2</sub>, HCF's y CH<sub>4</sub>, principalmente.

En este escenario, hay una fuerte dependencia de los combustibles fósiles, principalmente los distintos tipos de hidrocarburos combustibles; el transporte, la industria y la vivienda (o residencia) son los sectores de mayor consumo en el mundo. La figura 2 muestra el consumo mundial de energía (8,428.4 Mtep) por energético.

<sup>1</sup> Publicación de la Agencia Internacional de Energía Atómica, "Key world energy statistics", 2010, pp. 8-9.

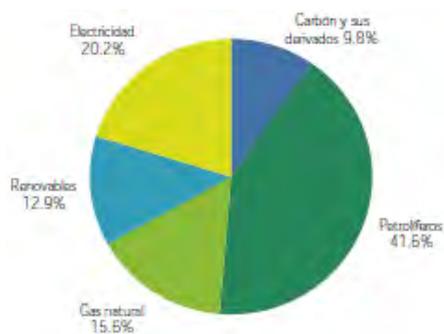


Figura 2. Consumo mundial de energía por energético<sup>2</sup>.

Es cierto que se están realizando esfuerzos en muchos países involucrándose en el desarrollo de energías renovables o “alternativas” como Alemania, Inglaterra, EE.UU., España y algunos de Latinoamérica, por citar unos pocos. Nuevas formas de producir energía están surgiendo utilizando la energía del Sol, el viento e incluso la del mar. Estos medios son bien aceptados, pero el crecimiento demográfico mundial cada día demanda más energía de la que se puede generar por estos medios; por esto se buscan mejores opciones que puedan producir una mayor energía y que además tengan un mínimo impacto ambiental.

La tecnología de fisión nuclear se encuentra en estado de madurez; está ya muy desarrollada en comparación a sus inicios. Los reactores de generación III+ y los de generación IV serán más confiables, económicos y seguros; optimizarán los procesos de producción de energía eléctrica, y permitirán su aplicación en procesos de alta temperatura como la producción de hidrógeno. Uno de los aspectos que aún requiere mayor investigación y desarrollo es la disposición final de los residuos nucleares de alto nivel. Para esto, el reactor híbrido de fusión-fisión nuclear propone una solución, la cual es estudiada en esta tesis.

Por otro lado, el campo de la fusión nuclear no es nuevo. Desde la década de los 40's se inició la investigación en esta dirección simultáneamente en el Reino Unido, EE.UU., y la extinta URSS. Actualmente así como en la fisión, en la fusión nuclear hay varios conceptos de lo que podría ser un reactor, que incorporan distintos diseños y distintas tecnologías; todos tienen sus ventajas y desventajas.

La fusión termonuclear pura podría ser una solución energética a largo plazo. El problema es que este campo está en etapa de investigación todavía; así que no se sabe con precisión el tiempo en el que los reactores comerciales de este tipo estarán en funcionamiento, pues no se tiene la tecnología requerida para su desarrollo. De hecho, se calcula que no será sino hasta después de cincuenta años o más.

<sup>2</sup> SENER, Balance nacional de energía 2009, pp. 18.

Paralelamente a la construcción del Reactor Experimental Termonuclear Internacional (originalmente ITER, por sus siglas en inglés, y actualmente Iter, que se traduce del latín como “el camino”)<sup>3</sup>, es necesario construir fuentes de neutrones basadas en plasmas, que en primera instancia servirían para el desarrollo de los materiales que se necesitarán para los reactores del futuro, y funcionarían como una base para diseñar los cobertores necesarios para la recuperación de la energía, y cría de tritio necesario como combustible. Esto permitirá pasar eventualmente al diseño y construcción de una planta de demostración (DEMO), cuyas especificaciones serán considerablemente más demandantes que las de Iter. En el proceso, el desarrollo de estas fuentes de neutrones pueden a su vez jugar un papel en el ciclo de combustible de los reactores de fisión. Es en este contexto que se trabaja en el concepto híbrido de fusión-fisión basado en la experiencia que se tiene en el concepto tokamak.

El diseño de este dispositivo es un sistema de transmutación de actínidos compacto, que ofrece una ruta viable para la investigación y el desarrollo del ciclo de combustible nuclear cerrado, en donde el análisis neutrónico preliminar es fundamental para cumplir la misión de:

- Demostrar la autosuficiencia del combustible de fusión.
- Desarrollar cobertores que produzcan tritio cuya energía pueda ser removida para generar electricidad.
- Obtener datos sobre la confiabilidad, disponibilidad, sustentabilidad e inspección de los componentes de fusión nuclear.
- Pruebas de materiales con alto flujo neutrónico

Además, la optimización del arreglo de combustible nuclear en la cubierta del dispositivo puede lograr un aumento de hasta un 50% en su potencia.

En 2009, el Instituto para los Estudios de Fusión de la Universidad de Texas en Austin, EE.UU. propuso una *estrategia de destrucción de residuos de alto nivel*<sup>4</sup>, un sistema de transmutación que es más pequeño y menos costoso que las alternativas conocidas. Está basado en el concepto Tokamak, y es un reactor nuclear híbrido fusión-fisión en el cual los neutrones rápidos se generan en una fuente de neutrones de fusión compacta de alta densidad (*compact fusion neutron source*, **CFNS**) rodeada de una región de fisión subcrítica. La importancia del CFNS radica en su factibilidad, diseño simple, menor tamaño y bajo costo. Utiliza Deuterio-Tritio como fuente principal de neutrones, y como combustible de la región de fisión subcrítica puede utilizar transuránicos obtenidos del reprocesamiento y reciclado de combustible gastado de los reactores de agua ligera actuales. En el Capítulo 1 de esta tesis se presenta una descripción detallada de este concepto.

---

<sup>3</sup> SENER, Balance nacional de energía 2009, pp. 18.

<sup>4</sup> M. Kotschenreuther, P.M. Valanju, S.M. Mahajan, E.A. Schneider, “*Fusion–Fission Transmutation Scheme - Efficient destruction of nuclear waste*”, Fusion Engineering and Design 84 (2009), pp. 83–88.

El propósito de esta tesis es elaborar un modelo sencillo con el código MCNPX, y simular computacionalmente un dispositivo CFNS en condiciones normales de operación, modificando el tipo de combustible utilizado: MOX (óxidos mixtos) e IMF (matriz inerte), y analizar su desempeño. Para ello, se siguió la secuencia de actividades que se describe en los capítulos de esta tesis:

En el Capítulo 1 se presenta la fusión nuclear y la tecnología de los reactores de fusión en investigación actualmente, y del CFNS en particular.

La fisión y un panorama de los reactores nucleares de fisión son descritos en el Capítulo 2.

En el Capítulo 3 se aborda el tema del combustible gastado y su reprocesamiento y reciclado para fabricación de nuevo combustible: IMF y MOX.

La metodología de Monte Carlo utilizada en esta tesis y el código MCNPX son descritos en el Capítulo 4, así como el modelo del CFNS desarrollado.

Los resultados obtenidos y su análisis son el tema del Capítulo 5.

Finalmente, en el Capítulo 6 se presentan las conclusiones.

## CAPÍTULO 1. FUSION NUCLEAR

### 1.1 Principios de la fusión nuclear

El Sol es una estrella que alimenta de vida al sistema solar gracias a las reacciones nucleares que se producen constantemente en su interior. Una reacción nuclear de fusión consiste en la unión de dos átomos ligeros para formar otro más pesado ocasionando la emisión de energía, como consecuencia de la diferencia de masa de los átomos iniciales y del resultante. Otro ejemplo es la bomba de hidrógeno, pero ésta produce una reacción de fusión nuclear no controlada, mediante la activación sincronizada de una reacción de fisión nuclear<sup>5</sup>.

La reacción de fusión con menor umbral de energía o mínimo aporte energético necesario para accionar la reacción (similar a la chispa de un mechero), es la que se produce entre dos isótopos (elementos con mismo número de protones y distinto de neutrones en el núcleo) del hidrógeno: el deuterio y el tritio. El deuterio es abundante en la naturaleza; uno de cada 6,500 átomos en la tierra es de deuterio y está distribuido en todo el mundo. Un galón de agua de mar puede producir un equivalente en energía a 300 galones de gasolina y el equivalente a 50 copas de agua contiene la energía equivalente a 2 toneladas de carbón<sup>6</sup>. Esta energía se obtiene mediante un intenso calentamiento (igual que en las estrellas, donde se alcanzan temperaturas de  $10^8$  K), que implica un movimiento de los átomos igualmente elevado.

Además, la probabilidad de reacción debe ser elevada, por lo que debe haber suficientes átomos con esa energía, y durante un tiempo mínimo, según el criterio de Lawson de densidad iónica y de tiempo mínimo de confinamiento necesario. La energía liberada por gramo con esta reacción es casi 1000 veces mayor que la lograda en la fisión de 1 g de uranio natural, y unas 7 veces superior si fuera un gramo de  $^{235}\text{U}$  puro. La figura 1.1 esquematiza una reacción de fusión nuclear.

---

<sup>5</sup> Apuntes de la materia "*Fusión nuclear controlada*", Instituto de Ciencias Nucleares, UNAM, Prof. Julio Herrera-Velázquez, 2009.

<sup>6</sup> Thomas James Dolan, "*Fusion research, principles, experiments and technology*", Pergamon, press, E.U., 2000, pp. 16.

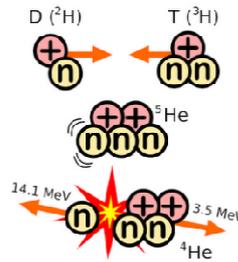
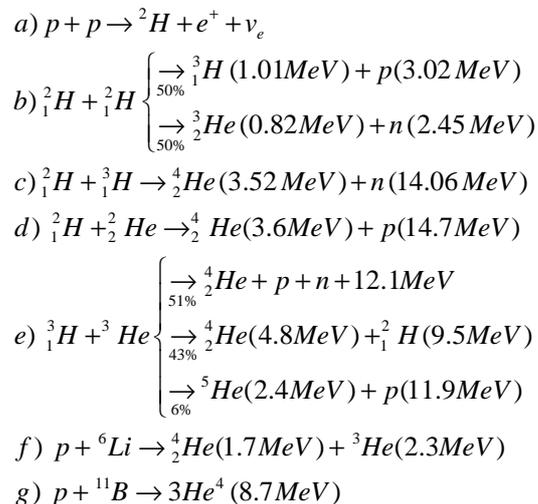


Figura 1.1. Ilustración de una reacción de fusión entre deuterio y tritio<sup>7</sup>.

Varias reacciones de fusión son posibles entre los núcleos más ligeros: hidrógeno (p) y sus isótopos, deuterio (D), y tritio (T), el isótopo más ligero del helio ( $\text{He}^3$ ), boro (B), litio (Li) y así sucesivamente como se muestra a continuación<sup>7</sup>:



## 1.2 Inicios

La investigación sobre la fusión nuclear se inició aproximadamente en 1920 por el físico F.W. Aston, quien descubrió experimentalmente que 4 átomos de hidrógeno son más pesados que un átomo de helio y, con esta base, el inglés astrofísico Sir Edmund Eddington analizó la diferencia en masa promedio del sol del 0.7% que es convertida a energía de acuerdo con la equivalencia entre masa y energía de Einstein,  $E=mc^2$ :

<sup>7</sup> Apuntes de la materia "Fusión nuclear controlada", Instituto de Ciencias Nucleares, UNAM, Prof. Julio Herrera-Velázquez, 2009.

Energía en un gramo de materia:

$$E=(10^{-3}\text{kg})(3\times 10^8\text{ms}^{-1})^2 =9\times 10^{13}\text{J}=90\times 10^{12}\text{J}$$

$$E=90 \text{ TJ}$$

1 kiloton(Energía liberada por 1,000 toneladas de TNT)=4.18 TJ

que es capaz de quemar para transformar hidrógeno en helio. Los cálculos mostraron que el Sol tiene suficiente combustible para billones de años. En 1947 G. P. Thomson y M. Blackman patentaron la idea de producir un plasma termonuclear por confinamiento magnético con forma toroidal en Inglaterra. En 1950 I. Tamm y A. Sakharov propusieron el *tokamak* en la Unión Soviética, y en Estados Unidos, L. Spitzer propuso el *stellarator* en 1951. Como se pensaba que la investigación tenía un significado militar, la mayoría de los experimentos eran secretos y no hubo la colaboración internacional en ese tiempo. En 1955 John D. Lawson, quien trabajaba en el diseño de aceleradores de partículas en el Reino Unido, estableció los criterios necesarios para que la energía de las reacciones de fusión compense las pérdidas de energía.

Con el fin de abordar los problemas científicos y tecnológicos, al final de los 50's se realizó una investigación a nivel internacional. En Europa, se crearon asociaciones que fueron establecidas con la Agencia Atómica Europea "EURATOM" y los institutos científicos de los estados miembros. El Rijnhuizen del Instituto de Física de Plasmas fue establecido en Holanda en 1958 con el objetivo de investigar plenamente la fusión nuclear controlada.

Un avance en la investigación sobre fusión nuclear en 1968 sucedió cuando los investigadores rusos anunciaron que habían logrado resultados sin precedentes en un aparato tipo *Tokamak* que se basa en una geometría especial en forma de toroide. En 1969, durante la guerra fría, un equipo británico que viajó a Moscú confirmó los resultados de sus colegas rusos. Desde ese momento, los experimentos con diseños basados en el concepto tokamak se han esparcido por todo el mundo<sup>8</sup>.

### **1.3 Aspectos ambientales de la fusión**

El uso de plantas de energía de fusión podría reducir los impactos ambientales de la creciente demanda mundial de electricidad, a partir de que, al igual que la energía de fisión nuclear, no contribuyen a la lluvia ácida o el efecto invernadero. La energía de fusión podría satisfacer fácilmente las necesidades energéticas asociadas con el crecimiento económico continuo, dada la alta

---

<sup>8</sup> J. Julio Herrera Velázquez, "La fusión nuclear como una opción energética para el siglo XXI", Sociedad Mexicana de Física, Vol. 21, Número 2, pp. 83-93, 2007.

disponibilidad de los combustibles. No habría peligro de una reacción de fusión fuera de control, ya que es intrínsecamente imposible, y cualquier falla podría dar lugar a un apagado rápido de la planta.

Sin embargo, aunque la fusión no genera productos de larga vida media radiactiva y los gases no quemados pueden ser tratados en el lugar, se debe reemplazar periódicamente la primera pared del reactor para evitar la contaminación del equipo y consola de operación debido a la activación neutrónica que sufrirá la pared pues es la primera en recibir el flujo de neutrones.

También, para reducir el riesgo de una posible liberación de tritio al medio ambiente, las normas de salvaguardias limitan la cantidad de su uso pues es radiactivo y muy difícil de contener, ya que puede penetrar concreto, goma, y algunos grados de acero. Como un isótopo del hidrógeno se incorpora fácilmente en agua, logra que esta pueda ser débilmente radiactiva. Con una vida media de alrededor de 12.3 años, el tritio es una amenaza para la salud por alrededor de 125 años después de su creación, en forma de gas o agua. Esta es una razón por la cual a largo plazo se espera que para el proceso de fusión de deuterio-deuterio, se prescindiera de tritio<sup>9</sup>.

#### **1.4 Fusión nuclear controlada**

Las potencias de fusión del sol y las estrellas donde los átomos de hidrógeno se fusionan para formar helio logran que la materia se convierta en energía. El hidrógeno calentado a temperaturas muy altas pasa de ser un gas a un *plasma*, en el cual los electrones cargados negativamente son separados de los núcleos atómicos cargados positivamente (iones) y se mueven independientemente unos de otros (ver figura 1.2). Normalmente, la fusión nuclear no es posible porque las fuerzas electrostáticas fuertemente repulsivas entre los núcleos cargados positivamente evitan que estén lo suficientemente cerca para que la fusión se logre.

Sin embargo, si las condiciones son tales que los núcleos puedan superar las fuerzas electrostáticas de manera que puedan acercarse suficientemente entre sí, entonces la fuerza de atracción nuclear, que une los protones y neutrones en el núcleo atómico, será mayor que la fuerza de repulsión electrostática, permitiendo que los núcleos se fusionen. Tales condiciones pueden ocurrir cuando la temperatura aumenta, causando que los iones se muevan más rápido y, eventualmente alcancen velocidades suficientemente altas como para que los iones estén suficientemente cerca. Así, los núcleos pueden entonces fusionarse, causando una liberación de energía.

---

<sup>9</sup> Página de la *World Nuclear Association*: [www.world-nuclear.org/info/default.aspx?id=538&terms=nuclear%20fusion](http://www.world-nuclear.org/info/default.aspx?id=538&terms=nuclear%20fusion), 2011.

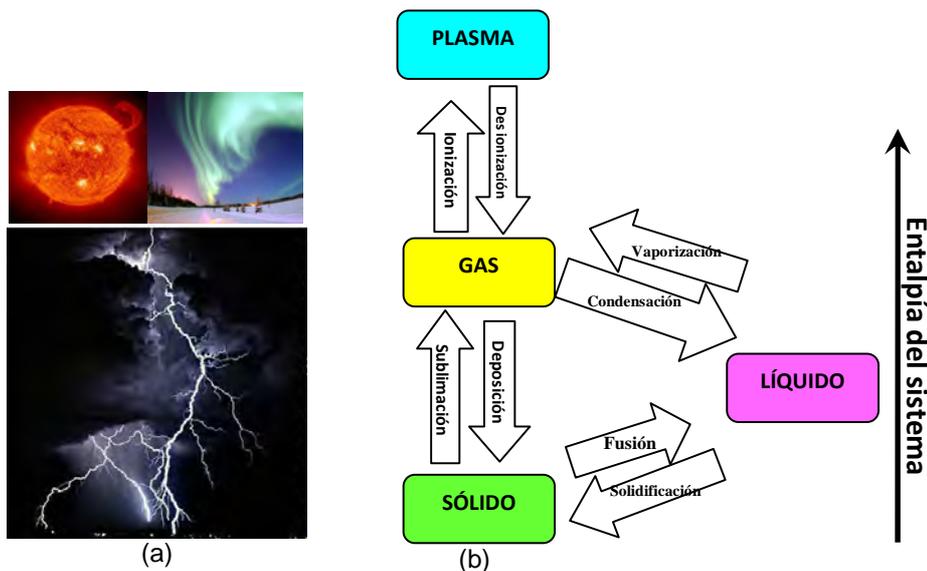
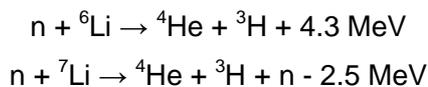


Figura 1.2. (a) Ejemplos de plasmas naturales y, (b) ubicación de la materia<sup>10</sup>.

El combustible de fusión, consistente en diferentes isótopos de hidrógeno, es calentado a temperaturas extremas del orden de centenas de millones de grados Celsius, se mantiene lo suficientemente denso y confinado un tiempo suficiente para permitir la fusión de sus núcleos, de modo que se produzca más energía que la que se consume.

El objetivo de los programas de investigación sobre fusión termonuclear controlada es lograr un plasma en combustión, es decir aquel en el que la mayor parte de la energía provenga de las reacciones de fusión, lo que hasta ahora ha sido muy difícil.

Con la tecnología actual, y según la disponibilidad de combustible, la reacción más factible es entre los núcleos de los isótopos del hidrógeno: deuterio (D) y tritio (T); cada evento de fusión D-T libera 17.6 MeV. El deuterio (<sup>2</sup>H) se encuentra naturalmente en el agua de mar (30 gramos por metro cúbico), lo que hace la relación muy abundante comparada a otros los recursos de energía. El tritio (<sup>3</sup>H) no se produce naturalmente y es radiactivo, así que se produciría en el mismo reactor en la reacción neutrónica con el litio (Li) que se encuentra en una cubierta circundante a la fuente de plasma:



<sup>10</sup> Apuntes de la materia “Fusión nuclear controlada”, Instituto de Ciencias Nucleares, UNAM, Prof. Julio Herrera-Velázquez, 2009.

Aunque el  ${}^6\text{Li}$  es más conveniente, el  ${}^7\text{Li}$  se encuentra en mayores cantidades: 30 partes por millón, en la corteza terrestre y también en menor concentración en el mar, además la energía de las partículas alfa favorece el calentamiento del plasma pues lo mantiene en combustión emitiéndole energía que posteriormente se puede separar.

La dificultad ha sido desarrollar un dispositivo que pueda calentar el combustible D-T a una temperatura suficientemente alta y confinarlo el tiempo suficiente para que se libere más energía a través de las reacciones de fusión que son utilizadas para obtener la reacción en avance. Mientras que la reacción D-T es el principal foco de atención, a largo plazo se espera una reacción D-D, pero esto requiere de temperaturas mucho más altas<sup>11</sup>.

### **1.5 Modos de confinamiento del plasma**

Como se ha mencionado, se necesita confinar un plasma a una temperatura dada, de manera que el triple producto de la densidad del plasma, el tiempo de confinamiento de energía y la temperatura superen un determinado valor mínimo (dependiendo del tipo de reacción). Esto puede lograrse:

- a) confinando un plasma muy denso durante tiempos muy cortos (confinamiento inercial),
- b) confinando un plasma poco denso durante tiempos muy largos (confinamiento gravitacional), o
- c) confinando un plasma de densidad moderada durante un tiempo moderadamente largo (confinamiento magnético).

#### **1.5.1 Confinamiento gravitacional**

Bajo el efecto de la gravitación, la materia en el núcleo de las estrellas alcanza densidades y temperaturas muy altas, y se mantienen durante tiempos muy largos, suficientes para provocar millones de reacciones termonucleares. La fusión en este entorno no se limita sólo al hidrógeno. Cuando en el centro de una estrella masiva se quema todo el hidrógeno, ésta se contrae debido a que la gravedad ya no es frenada por la presión resultante del proceso de fusión, entonces su centro se calienta más ( $10^8$  °C), al igual que su densidad aumenta ( $10^5$  g/cm<sup>3</sup>), acercándose a las condiciones donde la fusión de núcleos de helio (He) es posible. Aquí, la presión de las nuevas reacciones de fusión detiene la contracción, y nuevos núcleos más pesados aparecen como resultado de la fusión del helio. El proceso se repetirá de nuevo una vez que se consuma todo el helio, hasta que una nueva cadena de reacciones de fusión de elementos pesados es capaz de detener el proceso de contracción.

---

<sup>11</sup> Página de la *World Nuclear Association*: [www.world-nuclear.org/info/default.aspx?id=538&terms=nuclear%20fusion](http://www.world-nuclear.org/info/default.aspx?id=538&terms=nuclear%20fusion), 2011.

De esta forma, se van formando todo tipo de núcleos más pesados. La formación de elementos cada vez más pesados depende de la masa total de la estrella, que es la que determina cuánto es posible continuar el proceso de contracción de la materia.

En la Tierra no es posible realizar el confinamiento gravitacional de un plasma; la masa de la Tierra no es suficientemente grande como para contener y comprimir un plasma hasta las densidades y temperaturas necesarias para producir fusión pura<sup>12</sup>.

### **1.5.2 Confinamiento inercial**

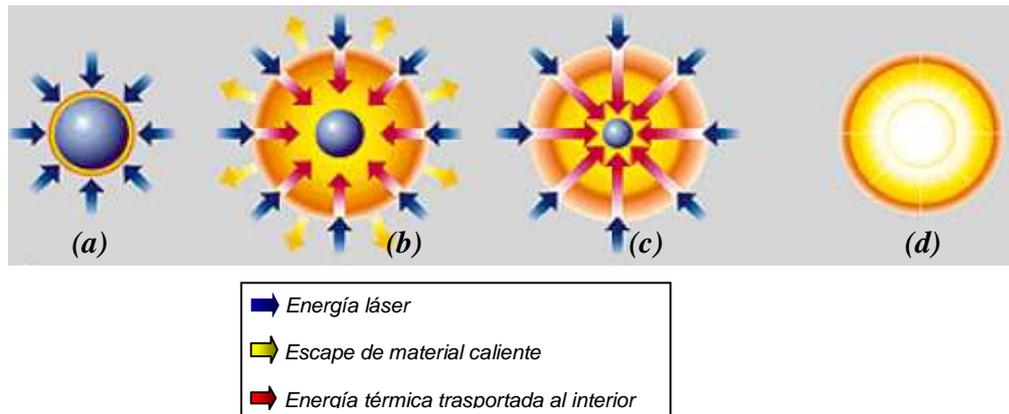
En la fusión por confinamiento inercial, láseres o haces de iones se concentran de manera muy precisa en la superficie de una pastilla de combustible D-T, de milímetros de diámetro. Esto calienta a  $10^7$  °C aproximadamente la capa exterior del material, que explota hacia el exterior generando un frente de compresión de movimiento interior o implosión que comprime calentando las capas internas del material. El núcleo del combustible se comprime a mil veces la densidad del líquido, que resulta en condiciones donde la fusión se logra. La energía liberada calienta el combustible circundante que experimenta la fusión, es decir, que las reacciones proporcionan la energía necesaria para mantener el plasma en combustión: condiciones de ignición; la reacción se propaga hacia el exterior a través del combustible. La figura 1.3 esquematiza el proceso descrito. El tiempo necesario para que estas reacciones ocurran está limitado por la inercia del combustible (de ahí su nombre), pero es menor a un microsegundo<sup>13</sup>.

Un trabajo reciente en el Instituto de Ingeniería Láser en la Universidad de Osaka, Japón, sugiere que la ignición se puede conseguir a menor temperatura, con un segundo pulso láser muy intenso guiado a través de un cono de oro de 1 mm de altura dentro del combustible comprimido, y medido para coincidir con la compresión máxima. Esta técnica, conocida como "encendido rápido", significa que la compresión del combustible se separa de la generación de puntos calientes con la ignición, por lo que el proceso se hace más práctico.

---

<sup>12</sup> Miguel Moro Vallina, "*Fundamentos de Ingeniería Nuclear*", apuntes del equipo docente de la asignatura homónima del plan de estudios de la UNED, Madrid 2005, pp. 239-249.

<sup>13</sup> Apuntes de la materia "*Fusión nuclear controlada*", Instituto de Ciencias Nucleares, UNAM, Prof. Julio Herrera-Velázquez, 2009.



- a) Formación de atmósfera: los rayos láser rápidamente calientan la superficie del blanco de fusión formando una cubierta de plasma alrededor.
- b) Compresión: el combustible es comprimido por el cohete tipo explosión del material de la superficie caliente.
- c) Ignición: durante la parte final del pulso láser, el combustible del núcleo alcanza 20 veces la densidad del plomo y se enciende a  $1 \times 10^9$  °C.
- d) Encendido: el encendido termonuclear se propaga rápidamente por todo el combustible comprimido, multiplicando varias veces la energía de entrada.

Figura 1.3. Fusión por confinamiento inercial<sup>13</sup>.

Un concepto totalmente diferente, el "Z-pinch", utiliza una fuerte corriente eléctrica en un plasma para generar rayos X, que comprime un pequeño cilindro de combustible D-T.

### 1.5.3 Confinamiento magnético

Los campos magnéticos son ideales para confinar un plasma de densidad, temperatura y presión moderadamente altas durante un corto tiempo debido a que las cargas eléctricas de los iones y electrones separados siguen las líneas del campo magnético, esto evita que las partículas entren en contacto con las paredes del reactor, pues disipan el calor.

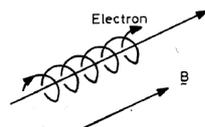


Figura 1.4. Trayectoria descrita por un electrón bajo la acción de un campo magnético<sup>14</sup>.

<sup>14</sup> Thomas James Dolan, "Fusion research, principles, experiments and technology", Pergamon, press, E.U., 2000, pp. 107-108.

Para un confinamiento adecuado, el campo magnético horizontal debe tener superpuesto sobre sí otro componente de campo perpendicular, es decir, un campo poloidal. El resultado es un campo magnético con líneas de fuerza siguiendo líneas en espiral (helicoidales) que confinan y controlan el plasma a lo largo de las líneas magnéticas como resultado de la fuerza de Lorentz:  $F = q\alpha (v \times B)$ , como lo muestra la figura 1.4.

Dentro de los sistemas de confinamiento magnético existen dos configuraciones que son de gran importancia: los sistemas *abierto* y *cerrado*. Los sistemas abiertos tienen muchas líneas de campo magnético que salen de la región de plasma e intersectan las paredes de la cámara, así que el plasma puede fluir a lo largo de las líneas de campo hacia las paredes. Estos sistemas pueden además tener forma de “espejos” o “cuernos”, tal como se ilustra en la figura 1.5, dependiendo de la curvatura de las líneas de campo magnético. La dirección de las líneas de campo magnético producidas por las bobinas se puede conocer a partir de la conocida regla de la mano derecha.

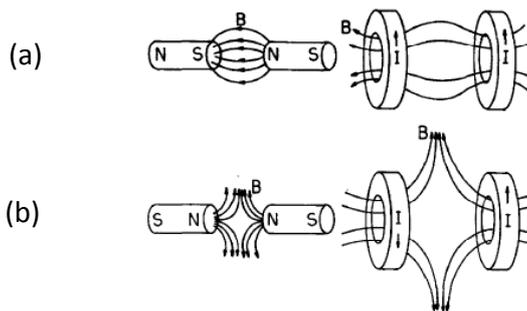


Figura 1.5. Campos magnéticos simples  $\mathbf{B}$  de: (a) “espejos” y, (b) “eje de cuerno”; que son producidos por imanes de barras magnéticas y por bobinas magnéticas circulares, con corriente  $I$ <sup>15</sup>.

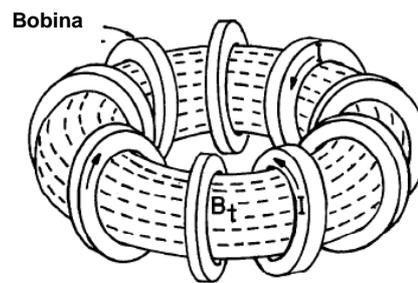


Figura 1.6. Campo magnético toroidal simple  $\mathbf{B}_t$  producido por una bobina circular<sup>15</sup>.

Los sistemas de confinamiento magnético cerrado tienen líneas de campo magnético que mantienen un volumen específico que normalmente tiene forma *toroidal* (tipo “dona”); la figura 1.6 muestra un campo magnético toroidal simple producido por un grupo de bobinas magnéticas circulares.

Otra geometría útil es el *toroide esférico* (ST), que es un campo magnético esférico con el agujero central reducido al mínimo tamaño técnicamente posible, tal como se muestra en la figura 1.7. Este agujero central debe ser lo suficientemente grande para ajustar al menos las piernas internas de

<sup>15</sup> Thomas James Dolan, “*Fusion research, principles, experiments and technology*”, Pergamon, press, E.U., 2000, pp. 168-170.

la bobina de campo toroidal. En los actuales diseños debe ser lo suficientemente grande para acomodar el solenoide del sistema de calentamiento óhmico.

El nombre TOKAMAK proviene de la palabra Rusa que significa "*Toroidal Chamber with Magnetic Coils*" o cámara toroidal con bobinas magnéticas. Uno de los tópicos más importantes de la investigación en tokamaks modernos es el estudio y desarrollo de métodos eficientes de conducción de corriente de plasma en estado estable sin la necesidad de utilizar la acción de un transformador de pulsos intrínseco, y por lo tanto eliminar el solenoide óhmico. Esto es posible con un control cuidadoso y preciso de la corriente termoeléctrica auto-sostenible, o corriente "bootstrap", en el interior del plasma.

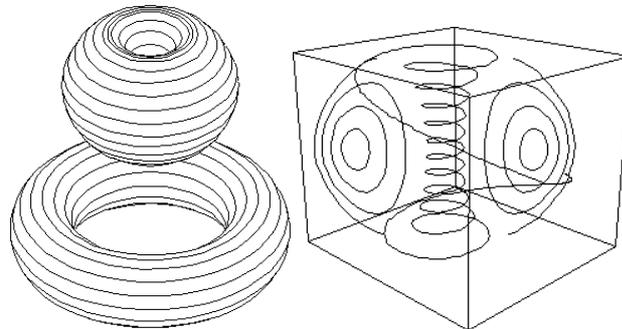


Figura 1.7. Tipos de toroides<sup>16</sup>.

En la figura anterior se muestra en el lado izquierdo la diferencia geométrica entre el bajo (arriba) y alto (abajo) aspecto de radio toroidal. La topología magnética de un toroide esférico, o de bajo aspecto de radio, se ilustra en la parte derecha, que muestra cómo una línea de campo magnético en el borde exterior del toro se vuelve muy retorcido cerca del agujero central.

La característica geométrica más importante de un tokamak es el aspecto de radio, un número mayor que la unidad correspondiente a la razón entre el radio mayor y el menor del toroide de plasma.

El funcionamiento de los tokamaks actuales depende de altos valores de campo magnético toroidal y tamaños relativamente grandes. Por lo general, la inducción magnética toroidal es  $B \approx 4$  T en el centro del plasma, y el radio mayor del toro es de  $R \approx 3$  m. Estos tokamaks convencionales tienen aspectos de radio,  $A=R/a$ , aproximadamente igual a 3, considerado alto en la moderna investigación de fusión por confinamiento magnético, donde  $a \approx 1$  m designa el radio menor del toroide de plasma. El bajo aspecto de radio del tokamaks o toroide esférico, tiene la ventaja de un menor tamaño por lo

<sup>16</sup> Página del *Laboratorio Asociado de Plasma de Brazil (LAP)*:  
[www.plasma.inpe.br/LAP\\_Portal/LAP\\_Site/Text/Spherical\\_Torus.htm](http://www.plasma.inpe.br/LAP_Portal/LAP_Site/Text/Spherical_Torus.htm), 2011.

general, para un tamaño determinado de plasma, y campo magnético bajo. Estas características llevan naturalmente a un menor costo del dispositivo. Debido al aumento en la estabilidad del plasma, como consecuencia de las grandes torsiones de las líneas del campo magnético en la región central, el toroide esférico puede operar con una alta tasa de presión del plasma a la presión del campo magnético, que es una característica ventajosa para los reactores. Sin embargo, estas ventajas sólo se manifiestan en los aspectos de radio menor que  $A \approx 2$ .

Este tipo de confinamiento magnético puede lograr que cientos de metros cúbicos de plasma D-T, con una densidad menor a un miligramo por metro cúbico, sean confinados por un campo magnético a algunas atmósferas de presión y calentados a elevadas temperaturas.

Actualmente existen varios tipos de sistemas de confinamiento toroidal pero los dispositivos más estudiados son los tokamak, stellarators y mínimo campo revertido (RFP, por sus siglas en inglés).

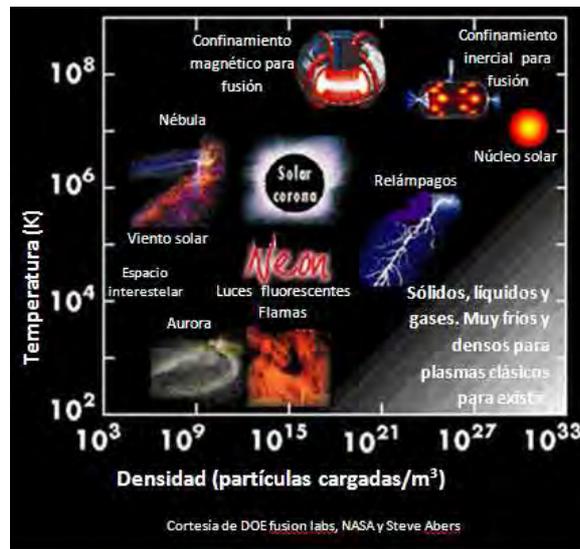


Figura 1.8. Diferentes tipos de confinamientos plasmáticos<sup>17</sup>.

Utilizando estas bases, se han diseñado configuraciones magnéticas con las que se han confinado plasmas en condiciones muy cercanas a las requeridas por el *criterio de Lawson* y que permiten tener una clasificación, como la mostrada en la figura 1.8.

### 1.5.3.1 Criterio de Lawson

Si se aplica un balance energético del plasma aplicando sus parámetros físicos en términos de la densidad, temperatura y tiempo de confinamiento, se verá que, para que las reacciones de fusión sean autosostenibles, el plasma deberá tener:

<sup>17</sup> Página del *Laboratorio Nacional de Los Álamos*, <http://plasmauniverse.info/ubiquitous.html#what>, 2011.

- a) Una temperatura  $T$  suficientemente alta tal que pueda producirse la fusión,
- b) una densidad  $n$  elevada para que haya bastantes partículas para mantener las reacciones de fusión y,
- c) un tiempo de confinamiento  $\tau_E$  suficientemente largo para obtener una ganancia energética.

Para cada tipo de reacción de fusión nuclear existe un producto  $n\tau_E$  que es función de la temperatura del plasma, éste se llama: "Criterio de Lawson".

Por ejemplo, para un combustible D-T a una temperatura de 10 keV (donde  $1\text{keV}=1.6\times 10^7\text{ K}$ ), el producto es igual a  $10^{14}\text{ s}\cdot\text{cm}^{-3}$ . Esto significa que para un plasma de fusión por confinamiento magnético, cuya densidad se sitúa entre las  $10^{14}$  y  $10^{15}$  partículas por  $\text{cm}^3$  (ppcc), el tiempo de confinamiento es del orden del segundo, mientras que para un plasma de fusión por confinamiento inercial, cuya densidad está entre  $10^{25}$  y  $10^{26}$  ppcc, ese tiempo será de  $10^{-12}\text{ s}$  (ver figura 1.9).

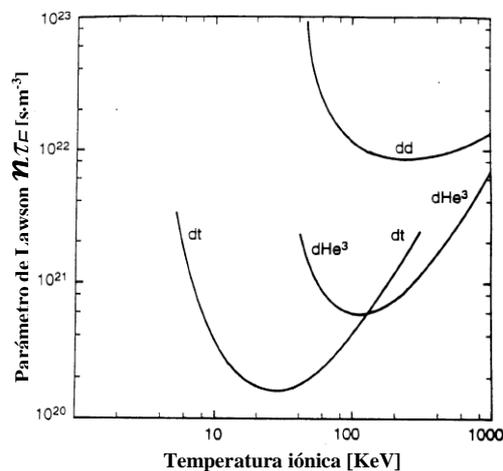


Figura 1.9. Criterio de Lawson para 3 reacciones de fusión<sup>18</sup>.

### 1.5.3.2 Sistema toroidal

Actualmente existen varios tipos de sistemas de confinamiento toroidal pero los dispositivos más estudiados son los tokamak, stellarators y mínimo campo revertido (RFP).

En un tokamak, el campo toroidal es creado por una serie de bobinas espaciadas uniformemente alrededor del reactor de forma toroidal, y el campo poloidal es creado mediante un sistema de bobinas horizontales fuera de la estructura magnética toroidal. Una fuerte corriente eléctrica es inducida en el plasma usando un solenoide central; esta corriente inducida también contribuye al campo poloidal. En un stellarator, las líneas helicoidales de fuerza son producidas por una serie de bobinas que pueden

<sup>18</sup> Página de la Universidad de Texas: [http://hagar.ph.utexas.edu/ifs/ifsreports/565\\_berk.pdf](http://hagar.ph.utexas.edu/ifs/ifsreports/565_berk.pdf), 2011, pp. 98.

estar en forma helicoidal. A diferencia de los tokamaks, los stellarators no requieren de una corriente toroidal para ser inducida en el plasma. Los dispositivos RFP tienen los mismos componentes toroidal y poloidal como un tokamak, pero la corriente que fluye a través del plasma es mucho más fuerte y la dirección del campo toroidal en el plasma se invierte.

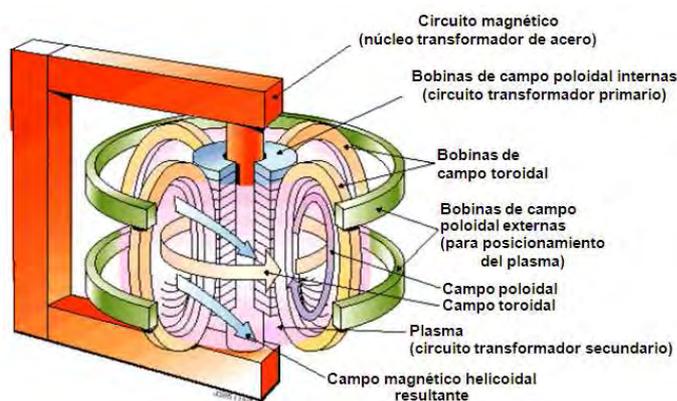


Figura 1.10. Reactor nuclear de fusión tipo “tokamak”<sup>19</sup>.

En los dispositivos tokamak y RFP, la corriente que fluye a través del plasma también sirve para calentarlo a  $10^7$  °C, y así alcanzar la fusión. En los stellarators, los sistemas de calentamiento deben proporcionar toda la energía necesaria<sup>20</sup>.

Debido a la dificultad en el confinamiento de plasmas, los stellarators cayeron en desgracia hasta que las técnicas de modelado por computadora permitieron geometrías precisas para cálculo. Debido a que los stellarators no tienen corriente de plasma toroidal, la estabilidad del plasma es mayor comparada con los tokamaks. Dado que la combustión del plasma puede ser más fácilmente controlada y monitoreada, los stellarators tienen un potencial intrínseco de estado estable, en operación continua pero, la desventaja es que, debido a su forma más compleja, los stellarators son mucho más complejos que los tokamaks para diseñar y construir.

### 1.5.3.3 Sistema de espejos

Cuando la corriente en un arreglo de dos bobinas circulares fluye en una dirección paralela una respecto a otra, la intensidad del campo magnético cerca de ambas bobinas se hace fuerte y la fuerza del campo magnético entre las bobinas se debilita. Esta configuración del campo magnético se llama

<sup>19</sup> Apuntes de la materia “Fusión nuclear controlada”, Instituto de Ciencias Nucleares, UNAM, Prof. Julio Herrera-Velázquez, 2009.

<sup>20</sup> Página de la *World Nuclear Association*: [www.world-nuclear.org/info/default.aspx?id=538&terms=nuclear%20fusion](http://www.world-nuclear.org/info/default.aspx?id=538&terms=nuclear%20fusion), 2011.

configuración de espejo simple (como se muestra en la figura 1.11). El viento se carga de partículas alrededor de las líneas de campo magnético y son atrapadas en esta configuración magnética. Las partículas son reflejadas en el lugar con una fuerte fuerza de campo magnético cerca de las bobinas. Este es el principio del confinamiento del plasma en la configuración de espejo magnético. Por otro lado, algunas partículas escapan por el extremo abierto de la configuración. Estas partículas son llamadas “partículas de pérdida final”; también, la intensidad del campo magnético en la región externa en la dirección radial se hace más débil que en el centro. Los plasmas que escapan a través de la línea de campo magnético se vuelven inestables, esto se conoce como la inestabilidad MHD.

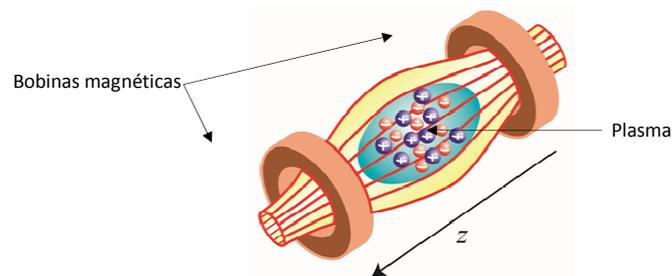


Figura 1.11. Sistema de espejos<sup>21</sup>.

Una idea de mínima configuración-B se presenta para el confinamiento del plasma estable. Cuando la corriente fluye en una bobina con forma de pelota de béisbol, la fuerza del campo magnético se vuelve mínimo en el centro y se hace fuerte en todas las direcciones desde el centro. Esta configuración magnética se llama “configuración mínima-B” (como se muestra en la figura 1.12). Los plasmas en la configuración mínima-B sienten más fuerte la intensidad del campo magnético en todas direcciones y son confinados de forma estable. La forma de la línea de campo magnético es de simetría axial en la configuración de espejo simple y no es de simetría axial en la configuración mínima-B.

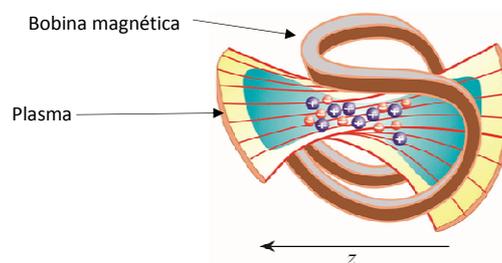


Figura 1.12. Configuración mínima<sup>21</sup>.

<sup>21</sup> Página de la *Universidad de Tsukuba*: [www.prc.tsukuba.ac.jp/en/?page\\_id=806](http://www.prc.tsukuba.ac.jp/en/?page_id=806), 2011.

Un reactor híbrido atractivo podría requerir un incremento de la temperatura de electrones por arriba del presente valor de alrededor de 250 eV y se piensa que con el diseño propio, la temperatura de electrones requerida se podría alcanzar. No hay una limitación intrínseca en el tamaño de pulso. El desarrollo de largo pulso o haces neutrales en estado estable, o alguna otra fuente de calor es crítica para los desarrollos futuros de éste y otros conceptos magnéticos de energía de fusión magnética. Un programa activo podría producir una planta piloto en una línea de tiempo comparable con tokamaks, dependiendo del éxito y posible complejidad de los pasos intermedios necesarios<sup>22</sup>.

#### *1.5.3.4 Sistema pulsado*

Esta propuesta se basa en la configuración de “programa de campo invertido”, en el cual, dos plasmoides son producidos en cámaras separadas y son aceleradas para chocar entre sí y combinarse. El plasmoides está unificado con una temperatura incrementada, la energía cinética del movimiento debe ser transformada a energía térmica. Si es necesario, el plasmoides final puede también ser calentado a altas temperaturas por compresión adicional. El sistema propuesto tiene un número importante de ventajas, muchas derivadas de la separación de la cámara de reacción de la región de producción de plasma y el relativamente simple sistema geométrico. Mientras el presente sistema experimental está lejos de que se necesite para cualquier aplicación de fusión, la ruta del desarrollo en la cual las ideas fundamentales están siendo probadas, involucra una secuencia de instalaciones con un orden de costo de baja magnitud que otro sistema propuesto en las correspondientes fases<sup>23</sup>.

#### **1.5.4 Confinamiento electrostático inercial (IEC)**

El confinamiento electrostático inercial (IEC, por sus siglas en inglés) implica la creación de fuentes de potencial electrostáticos profundos en un plasma con el fin de acelerar iones a energías suficientes para que las reacciones de fusión se produzcan. Estos flujos de potencial pueden ser creados y mantenidos por un ligero exceso de electrones en una cierta región del plasma o por redes electrostáticas. Normalmente, tales sistemas están dispuestos en una geometría esférica, como se ilustra en la Figura 1.13.

---

<sup>22</sup> Página de la *Universidad de Tsukuba*: [www.prc.tsukuba.ac.jp/en/?page\\_id=806](http://www.prc.tsukuba.ac.jp/en/?page_id=806), 2011.

<sup>23</sup> Jeffrey Freidberg, Phillip Finck, et al., “*Research Needs for Fusion-fission hybrid systems*”, Report of the Research Needs Workshop, U.S. Department of Energy, oct 2, 2009, pp. 42.

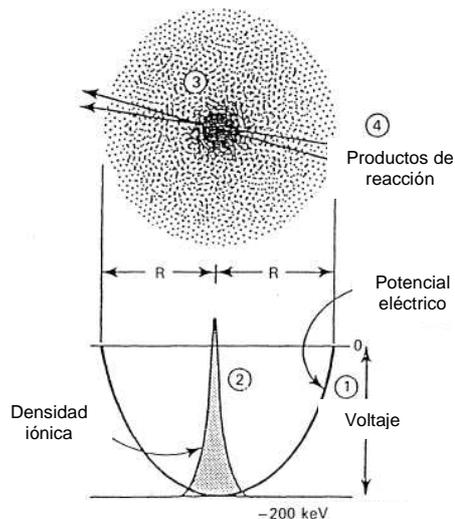
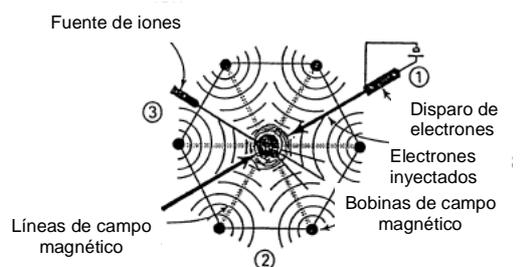


Figura 1.13. Confinamiento electrostático inercial: fuente de potencial eléctrico negativo profundo (1), trampas de iones positivos combustibles (2), en oscilaciones radiales esféricas (3), hasta que se formen reacciones de fusión (4)<sup>24</sup>.

Recientemente, el concepto fundamental IEC ha sido modificado para incluir un campo magnético de vértices poliédricos circundantes para mejorar el confinamiento de electrones, este tipo de sistema se muestra en la Figura 1.14.



Confinamiento electrostático inercial: captura de fuentes formadas por la inyección de electrones energéticos (1), dentro de vértices de campos magnéticos poliédricos (2), y caída de iones dentro de la fuente y permaneciendo hasta reaccionar (3).

Figura 1.14. Suma de campos magnéticos fuente poliédricos<sup>24</sup>.

<sup>24</sup> Todd H. Rider, "A General Critique of Inertial-Electrostatic Confinement Fusion Systems", E.U., 1994, pp. 8, 9.

Otra modificación es el uso de las ondas estacionarias acústicas impulsadas para aumentar la densidad promedio en el núcleo del dispositivo; este proceso se ilustra en la Figura 1.15. Esta técnica se conoce como “Efecto de compresión inercial-colisional”, o ICC.

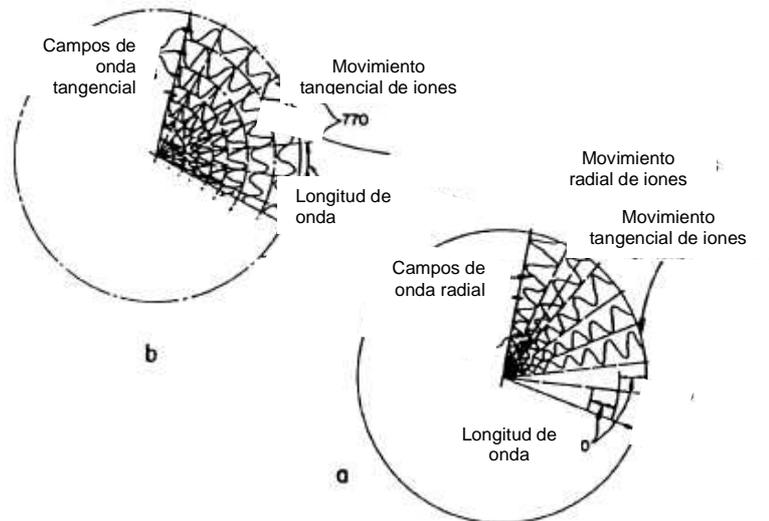


Figura 1.15. Compresión de onda acústica del núcleo de plasma IEC<sup>25</sup>.

El IEC puede mantener la distribución no Maxwelliana de iones en los parámetros del reactor de fusión; se sugirió, además, que las dos especies de iones, pueden permanecer con energías muy diferentes. Estas dos propiedades confieren la capacidad para que el dispositivo de fusión aproveche los picos de resonancia en las secciones transversales de fusión más completamente que otros sistemas. Como una máquina sería muy adecuado para su uso con combustibles avanzados como D-<sup>3</sup>He y p-<sup>11</sup>B. Las reacciones usando estos combustibles tienen la ventaja de producir prácticamente toda su energía en forma de partículas cargadas, las cuales pueden ser directamente convertidas a electricidad con alta eficiencia (ver figura 1.16). A partir de que pocos neutrones son producidos por la “quema” de estos combustibles avanzados, los requisitos de protección contra la radiación y la activación de los materiales estructurales se convierten en problemas mucho menos preocupantes.

<sup>25</sup> Todd H. Rider, “A General Critique of Inertial-Electrostatic Confinement Fusion Systems”, E.U., 1994, pp. 11.

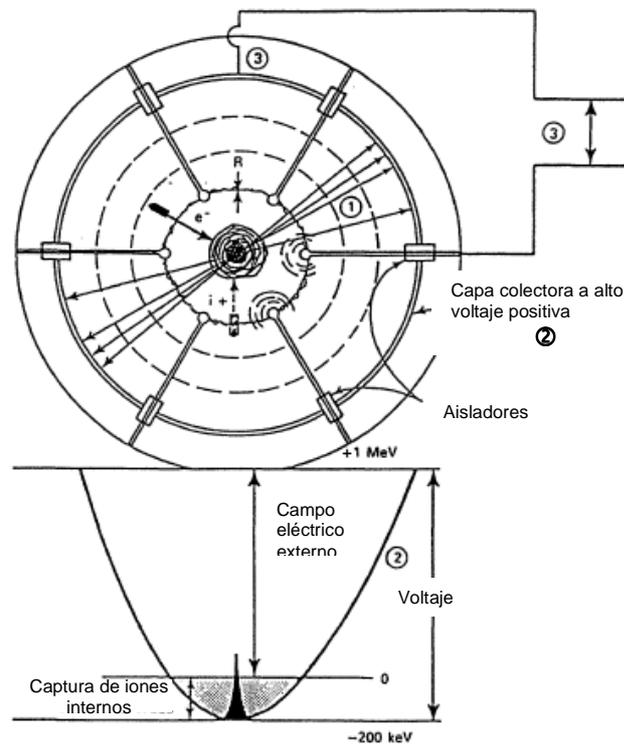


Figura 1.16. Conversión eléctrica directa: los productos de la reacción (1), son partículas cargadas energéticamente, las cuales escapan en contra del gradiente de voltaje radial esféricamente simétrico (2), para producir una salida de potencia eléctrica directa libre de radiación(3).

Además de ser capaces de usar combustibles avanzados eficientemente, los reactores de base IEC son capaces de ofrecer altas densidades de potencia y diseños de ingeniería más simples que otros métodos de fusión<sup>26</sup>.

### 1.6 Investigación

Muchas investigaciones han sido llevadas a cabo en stellarators. El mayor de ellos, el gran dispositivo helicoidal en el Instituto Nacional de Investigación de Fusión de Japón, inició operaciones en 1998. Se está utilizando para el estudio de la mejor configuración magnética para el confinamiento de plasma. En el sitio de Garching, del Instituto Max Planck de Física de Plasma en Alemania, la investigación llevada a cabo en el Wendelstein 7-AS entre 1988 y 2002 derivó en el Wendelstein 7-X, que está bajo construcción en el Instituto Max Planck de Greifswald, y se espera esté terminado para el año 2015. El Wendelstein 7-X será el más grande stellarator y está previsto para funcionar de forma continua hasta

<sup>26</sup> Todd H. Rider, "A General Critique of Inertial-Electrostatic Confinement Fusion Systems", E.U., 1994, pp. 12.

por 30 minutos. Otro stellarator, el TJII, se encuentra en funcionamiento en Madrid, España. En los EE.UU., en el Laboratorio de Física de Plasmas de Princeton, donde el primer stellarator se construyó en 1951, la construcción del stellarator NCSX fue abandonado en 2008 debido a los excesivos costos y la falta de financiamiento.

También ha habido importantes avances en la investigación en la fusión por confinamiento inercial. La construcción de la Instalación Nacional de Ignición en el Laboratorio Nacional Lawrence Livermore (LLNL) se completó en marzo de 2009 y actualmente se llevan a cabo los primeros intentos para la ignición.

### 1.6.1 ITER

En 1985 la Unión Soviética propuso la construcción de un tokamak de próxima generación junto con Europa, Japón y EE.UU. La colaboración se estableció bajo los auspicios de la Agencia Internacional de Energía Atómica (OIEA). Los diseños fueron elaborados para un Reactor Termonuclear Experimental Internacional (ITER, que también significa "un camino" o "viaje" en latín), un experimento que opere con un plasma en combustión, es decir, que la mayor parte de la energía provenga de las reacciones de fusión mismas. Las partes acordaron en 1992 colaborar en las actividades de diseño de ingeniería para el ITER. Canadá y Kazajstán también están implicados a través de Euratom y Rusia, respectivamente.

Más tarde China, India y Corea del Sur se unieron al proyecto, y se acordó la sede del ITER en Cadarache, en el sur de Francia. El 21 de noviembre de 2006 se estableció la Organización ITER y se procedió con la construcción del experimento. El primer plasma de D-T se espera para 2016. Su costo de construcción se estima en 5 mil millones de euros y su costo de operación en los siguientes 20 años será igual.

La meta del ITER es operar a 500 MWt (por lo menos durante 400 segundos de forma continua) con menos de 50 MW de potencia de entrada; la electricidad no será generada en el ITER. Una planta de energía de demostración de 2 GWT, llamada Demo, se espera que produzca a gran escala la energía eléctrica de forma continua. El diseño conceptual de Demo se espera que esté terminado para 2017, iniciando su construcción en 2024 y la operación a partir de 2033<sup>27</sup>.

### 1.6.2 JET

---

<sup>27</sup> Página de la *World Nuclear Association*: [www.world-nuclear.org/info/default.aspx?id=538&terms=nuclear%20fusion](http://www.world-nuclear.org/info/default.aspx?id=538&terms=nuclear%20fusion), 2011.

En 1978, la Comunidad Europea, Euratom, junto con Suecia y Suiza, pusieron en marcha el proyecto Joint European Torus (JET) en el Reino Unido. Este es el mayor tokamak en operación del mundo actualmente. Un tokamak similar, el JT-60, funciona en el Instituto de Fusión de Naka, de la Agencia Japonesa de Energía Atómica en Japón, pero sólo el JET tiene las facilidades para el uso de combustible D-T.

JET produjo su plasma por primera vez en 1983 (ver figura 1.17), y se convirtió en el primer experimento para producir energía de fusión controlada en noviembre de 1991. Hasta 16 MW de potencia de fusión durante un segundo y 5 MW sostenido se ha logrado en plasmas D-T, y muchos experimentos se llevan a cabo para estudiar diferentes esquemas de calentamiento y otras técnicas. JET ha tenido mucho éxito en la operación de técnicas de manipulación a distancia en un ambiente radiactivo para modificar el interior del dispositivo, y ha demostrado que el mantenimiento de la manipulación remota de los dispositivos de fusión es posible.

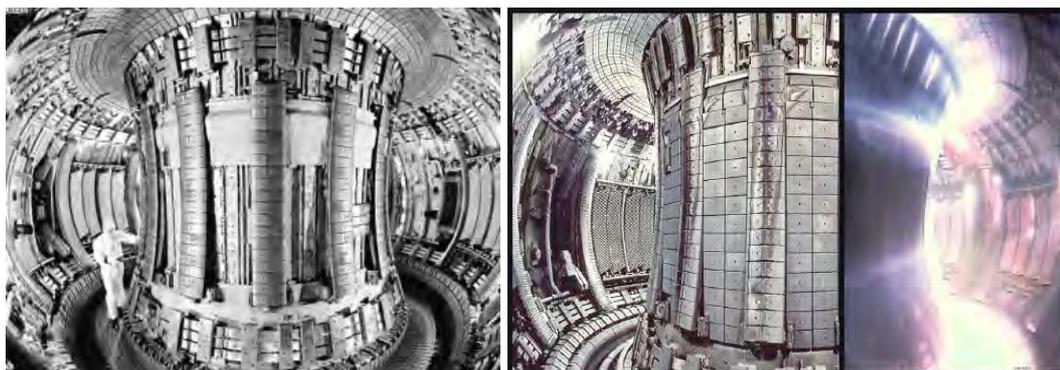


Figura 1.17: Una vista del interior del toroide del JET, cerca de Oxford, Inglaterra<sup>28</sup>.

JET se ha mejorado en los últimos años poniendo a prueba la física del plasma ITER y los sistemas de ingeniería. Otras mejoras están previstas en el JET con miras a superar su récord de energía de fusión en los futuros experimentos con D-T; un dispositivo compacto, el Tokamak Esférico Mega Amp (MAST), también se está desarrollando junto con JET<sup>29</sup> (ver figura 1.18).

<sup>28</sup> Página del *JET*: [www.jet.efda.org/jet/jets-main-features/](http://www.jet.efda.org/jet/jets-main-features/), 2011.

<sup>29</sup> Página de la *World Nuclear Association*: [www.world-nuclear.org/info/default.aspx?id=538&terms=nuclear%20fusion](http://www.world-nuclear.org/info/default.aspx?id=538&terms=nuclear%20fusion), 2011.

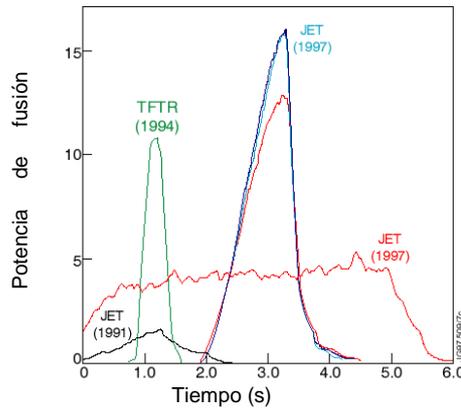


Figura 1.18. Records en fusión nuclear controlada<sup>30</sup>.

### 1.6.3 KSTAR

El Reactor Tokamak Superconductor de Corea, KSTAR, en el Instituto Nacional de Investigación de Fusión en Daejeon produjo su primer plasma en 2008. Este tokamak es el primero en usar imanes superconductores  $Nb_3Sn$ . Su primera etapa de desarrollo tiene como objetivo lograr pulsos de plasma por arriba de 20 segundos para 2012. Próximamente, el KSTAR se actualizará para alcanzar pulsos superiores a 300 segundos. El dispositivo no tiene capacidad de manejo de tritio, así que no utilizará combustible D-T<sup>31</sup>.

### 1.6.4 TFTR

En EE.UU. el reactor de fusión Tokamak de prueba, TFTR, fue operado en el Laboratorio de Física de Plasma de Princeton, PPPL, de 1982 a 1997. En diciembre de 1993 el TFTR se convirtió en el primer dispositivo de fusión por confinamiento magnético para llevar a cabo numerosos experimentos con plasmas compuestos por D-T. El TFTR produjo 10.7 MW de potencia de fusión controlada y ha logrado una temperatura del plasma de 510 millones de grados centígrados en 1995, pero no ha logrado la energía de fusión en equilibrio, es decir, que la energía de entrada que se requiere no es mayor que la cantidad de energía de fusión producida, pero logró todos sus objetivos de diseño de hardware, haciendo contribuciones sustanciales al desarrollo de la fusión nuclear<sup>31</sup>.

<sup>30</sup> Apuntes de la materia “Fusión nuclear controlada”, Instituto de Ciencias Nucleares, UNAM, Prof. Julio Herrera-Velázquez, 2009.

<sup>31</sup> Página de la *World Nuclear Association*: [www.world-nuclear.org/info/default.aspx?id=538&terms=nuclear%20fusion](http://www.world-nuclear.org/info/default.aspx?id=538&terms=nuclear%20fusion), 2011.

### *1.6.5 Gran Dispositivo Helicoidal*

El gran dispositivo helicoidal, LHD, en el Instituto Nacional de Japón para Ciencia de Fusión en Toki, en Gifu, es el más grande stellarator del mundo. El LHD produjo su plasma por primera vez en 1998 y ha demostrado tener propiedades de confinamiento de plasma comparables a otros dispositivos de fusión de gran tamaño. Ha alcanzado una temperatura de ion de 13.5 keV (aproximadamente 160 millones de grados) y energía de plasma almacenado de 1.44 MJ<sup>31</sup>.

### *1.6.6 Instalación Nacional de Ignición y Mégajoule Laser*

La instalación de fusión láser más potente del mundo es la Instalación Nacional de Ignición, NIF, en el Laboratorio Nacional de Livermore en Lawrence, LLNL. Utiliza 192 rayos láser y es capaz de entregar más de 60 veces la energía (aproximadamente 1.8 MJ) que cualquier otro sistema láser en pulsos de un billonésimo de segundo. A principios de 2010 el NIF entregó una inyección láser de más de 1 MJ a una capsula objetivo de ignición a escala.

La Comisión de Energía Atómica Francesa, CEA, está construyendo un láser de tamaño similar, el Mégajoule Laser (LMJ), cerca de Burdeos. Ocupa 240 líneas láser y se espera que generen pulsos de 1.8 MJ por primera vez en 2012.

El objetivo principal de los NIF y LMJ es para la investigación en apoyo a ambos programas de armas nucleares de los respectivos países<sup>31</sup>.

### *1.6.7 PETAL e HIPER*

La instalación Laser Aquitaine Petawatt, PETAL, de alta energía, 3.5 kJ con una duración de 0.5 a 5 ps, está en construcción cerca de Burdeos, en el mismo sitio que el LIL (línea de integración laser), el cual es un prototipo laser. PETAL se combinará con LIL para demostrar la física y la tecnología láser de ignición rápida. Los primeros experimentos se esperan en 2012.

La Instalación de Investigación de Energía Láser de Alta Potencia (HiPER) está siendo diseñada para desarrollar la investigación prevista en el proyecto PETAL. HiPER utiliza un láser de pulso largo (200 kJ aprox.) combinado con un láser de pulso corto de 70 kJ. La fase de ingeniería a detalle se

prevé que comenzará en 2011, con una fase de construcción de seis años, probablemente a partir de 2014<sup>32</sup>.

#### 1.6.8 Máquina Z

Operado por el Laboratorio Nacional Sandia, la máquina Z es el mayor generador de rayos X en el mundo. Al igual que NIF, la instalación fue construida como parte del Programa de Administración de Reservas de EE.UU., cuyo objetivo es mantener las reservas de armas nucleares sin la necesidad de pruebas a gran escala.

Las condiciones para la fusión se logran pasando un poderoso pulso eléctrico con duración menor a 100 nanosegundos a través de un conjunto de cables de tungsteno dentro de una holgura metálica. Los cables que giran dentro del plasma experimentan una compresión (de tamaño-Z), obligando a las partículas vaporizadas a chocar unas con otras, lo que produce una intensa radiación de rayos X. Un pequeño cilindro que contiene combustible de fusión colocado dentro de la holgura es comprimido por los rayos X, lo que permite que ocurra la fusión.

Sandia confirmó que la máquina Z había producido neutrones de fusión mediante la compresión de una capsula de deuterio; también alcanzó temperaturas de más de 2 mil millones de grados, considerablemente más alto que lo que se necesita para la fusión, y teóricamente alto como para permitir la fusión nuclear del hidrógeno con los elementos más pesados, como el litio o el boro<sup>32</sup>.

#### 1.6.9 Otros proyectos de fusión

Hay una considerable cantidad de investigaciones en muchos otros proyectos de fusión en distintas etapas de desarrollo:

La Agencia Nacional de Italia para las Nuevas Tecnologías, Desarrollo Económico Sustentable y Energía (ENEA), actualmente está desarrollando un pequeño reactor tokamak con el nombre de "IGNITOR". En virtud de un acuerdo italo-ruso firmado en mayo de 2010, un reactor será ensamblado en Italia e instalado en el Instituto de Kurchatov, Instituto Troitsk para la Innovación y la Investigación de Fusión (Coti), cerca de Moscú. Estados Unidos también tiene 2 propuestas: el Compact Ignition Torus (CIT) y el FIRE.

Una alternativa al uso de potentes rayos láser para la fusión inercial es la "fusión de iones pesados" donde las partículas de alta energía de un acelerador se centran usando campos magnéticos en el objetivo de fusión. Los experimentos de fusión con iones pesados están previstos para el

---

<sup>32</sup> Página de la *World Nuclear Association*: [www.world-nuclear.org/info/default.aspx?id=538&terms=nuclear%20fusion](http://www.world-nuclear.org/info/default.aspx?id=538&terms=nuclear%20fusion), 2011.

acelerador NDCX-II (experimento neutralizado de compresión deriva II), que está en construcción y se completará a principios de 2012 en el Laboratorio Nacional de Lawrence Berkeley<sup>33</sup>.

#### 1.6.10 Fusión en frío

En marzo de 1989, afirmaciones sorprendentes fueron hechas en otro enfoque, cuando dos investigadores: en EE.UU. Stanley Pons y en el Reino Unido Martin Fleischmann, afirmaron haber logrado la fusión en un aparato sobre la superficie de una simple mesa trabajando a temperatura ambiente. La "Fusión-N", o "Fusión fría" consiste en la electrólisis de agua pesada usando electrodos de paladio en el cual los núcleos de deuterio se dijo que se concentran a muy altas densidades. Los investigadores afirmaron que el calor producido sólo puede ser explicado en términos de los procesos nucleares, así como los subproductos de fusión, incluyendo el helio, tritio y neutrones, pero otros experimentadores fallaron al intentar repetir esto y la mayoría de la comunidad científica no lo considera un fenómeno real. Sin embargo, la investigación continúa.

#### 1.6.11 Fusión híbrida

La fusión también puede ser combinada con la fisión, en lo que se conoce como fusión nuclear híbrida, donde la cubierta que rodea al núcleo es un reactor de fisión subcrítico. La reacción de fusión actúa como una fuente de neutrones para la cubierta circundante, donde se capturan estos neutrones, resultando en reacciones de fisión que tienen lugar. Estas reacciones de fisión también producen más neutrones, ayudando así a las reacciones de fisión en la cubierta.

El concepto de fusión híbrida se puede comparar con un sistema impulsado por un acelerador (ADS), donde un acelerador es la fuente de neutrones para el ensamble de la cubierta, en lugar de reacciones de fusión nuclear. La cubierta de un sistema híbrido de fusión por lo tanto, puede contener el mismo combustible que un ADS, por ejemplo el torio (Th), elemento abundante, o los isótopos pesados de larga vida presentes en el combustible nuclear usado de un reactor convencional podrían ser utilizados también como combustible.

La cubierta que contiene combustible de fisión en un sistema híbrido de fusión no requeriría el desarrollo de nuevos materiales capaces de soportar el constante bombardeo de neutrones, mientras que estos materiales serían necesarios en la cubierta de un sistema "convencional" de fusión. Una ventaja adicional de un sistema híbrido es que la parte de fusión no necesita producir neutrones tanto como un reactor de fusión (no híbrido) a fin de generar más potencia que se consume, por lo que una

---

<sup>33</sup> Página de la *World Nuclear Association*: [www.world-nuclear.org/info/default.aspx?id=538&terms=nuclear%20fusion](http://www.world-nuclear.org/info/default.aspx?id=538&terms=nuclear%20fusion), 2011.

escala comercial de reactor de fusión en un sistema híbrido no tiene por qué ser tan grande como un reactor de fusión-solamente.

Por lo tanto, un reactor híbrido fusión-fisión (RHFF) es un reactor nuclear subcrítico consistente de un potente núcleo de fusión rodeado por una cubierta de fisión; el núcleo de fusión sirve como una fuente externa independiente de neutrones de alta energía que le permiten a la cubierta de fisión operar subcríticamente. La cubierta de fisión hace uso de los neutrones generados por fusión para lograr las aplicaciones primarias:

- (1) Manejo de residuos nucleares,
- (2) generación de combustible fisible para LWRs, y
- (3) producción de energía.

La idea de crear un reactor híbrido es un reto de ingeniería que actualmente se pretende desarrollar, y diversas áreas de la ciencia están participando en conjunto para cumplir la propuesta de la ingeniería en fusión termonuclear.

## **1.7 Fuente de neutrones de fusión compacta (CFNS)**

### *1.7.1 Justificación técnica*

El “factor de ganancia de energía por fusión”,  $Q$ , está definido como el cociente entre la potencia de fusión y la potencia de calentamiento externo necesaria para sostener al plasma en combustión. El ideal es un diseño de reactor con  $Q = \infty$ , en el cual toda la energía calorífica proviene de las reacciones de fusión. Un reactor de fusión termonuclear puede producir un flujo de neutrones de 14 MeV derivados de las reacciones entre el deuterio y el tritio, y en menor medida, neutrones de 2.45 MeV de las reacciones entre los dos núcleos de deuterio. Actualmente, el JET tiene con una  $Q=0.6$ , pero con el ITER se pretenden obtener 500 MW de potencia de fusión con una  $Q=10$ , pero que desde sus inicios ha ocasionado demasiados contratiempos tecnológicos y económicos, a tal grado de formar la interrogante de su conclusión. Se pretende con el Demo producir 1GWe, empleando sólo fusión nuclear, pero esto requerirá de un tokamak con al menos  $Q \approx 25$ , pero hasta ahora no se ha logrado que el calentamiento provenga solo de las reacciones de fusión, ya que se requiere de una  $Q=5$  por lo menos. Pero los conocimientos necesarios para crear un reactor de  $Q \approx 1$  están al alcance de la física y tecnología actuales, debido a esto es que surgen recientes propuestas de reactores híbridos,

los cuales son más pequeños y económicos pero que, bien se comparan incluso con el ITER, tal como el IGNITOR<sup>34</sup>, según se muestra en la figura 1.19.

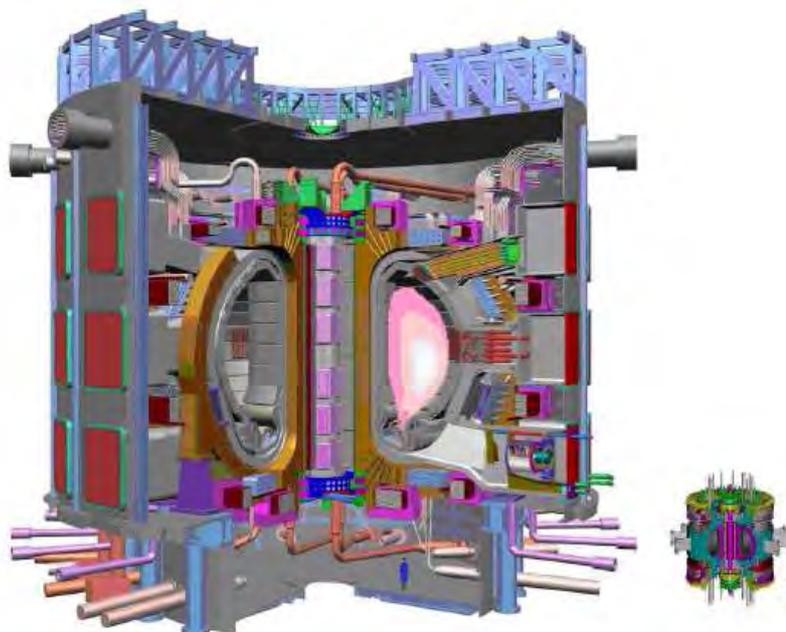


Figura 1.19. Comparación de las dimensiones del ITER e IGNITOR<sup>35</sup>.

### 1.7.2 Descripción

En 2009, el Instituto para los Estudios de Fusión de la Universidad de Texas en Austin, EE.UU. propuso una *estrategia de destrucción de residuos*<sup>36</sup>, un sistema de transmutación fusión-fisión (fusion fission transmutation system, FFTS) que es más pequeño y menos costoso que las alternativas conocidas hasta entonces. Está basado en un reactor nuclear híbrido fusión-fisión (fusion fission hybrid, FFH) en el cual los neutrones rápidos se generan en una fuente de neutrones de fusión compacta de alta densidad (*compact fusion neutron source, CFNS*) y fuerte aumento de la razón de reacciones nucleares de fisión subcrítica en una cubierta que rodea a la fuente y que está completamente llena de transuránicos, el cual se muestra en la figura 1.20.

<sup>34</sup> J. J. E. Herrera-Velázquez, M. Nieto, G. Ramos, “Utilización de sistemas de fusión nuclear para degradación de combustible nuclear gastado”, XX Congreso Anual de la SNM Puerto Vallarta, Jalisco, México, del 5 al 8 de julio 2009, pp. 5.

<sup>35</sup> Apuntes de la materia “Fusión nuclear controlada”, Instituto de Ciencias Nucleares, UNAM, Prof. Julio Herrera-Velázquez, 2009.

<sup>36</sup> M. Kotschenreuther, P.M. Valanju, S.M. Mahajan, E.A. Schneider, “Fusion–Fission Transmutation Scheme - Efficient destruction of nuclear waste”, Fusion Engineering and Design 84 (2009), pp. 83–88.

El modelo CFNS es del mismo tipo que el propuesto por Peng<sup>37</sup>, pues se basa en el concepto tokamak esférico como una fuente intensa de neutrones para prueba de materiales; así, dicho reactor tiene el papel de una fuente interna de neutrones que opera el reactor híbrido como un ensamble subcrítico.

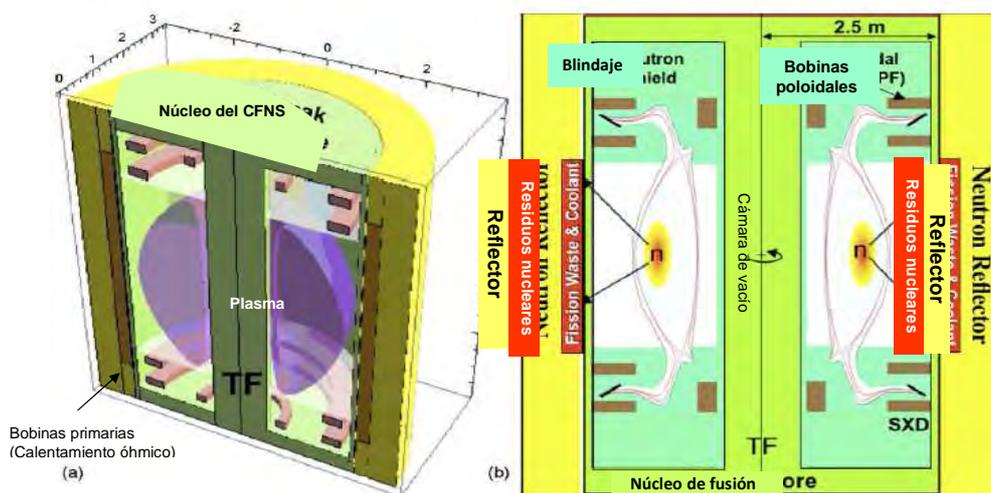


Figura 1.20. Esquemas del CFNS basado en un reactor híbrido fusión-fisión<sup>38</sup>.

Los avances en la ciencia y tecnología de fusión pueden diseñar una fuente de neutrones como el CFNS, que es inclusive más compacto y tiene una alta densidad de potencia; esto es esencial para acoplar la cubierta de fisión necesaria para producir altos flujos de neutrones para una transmutación efectiva. Una nueva configuración magnética es la reciente invención del súper desviador-X poloidal (super divertor-X, SXD), que es un dispositivo esencial en un tokamak ya que permite al sistema la recolección de partículas alfa una vez que hayan depositado su energía en el plasma y la desviación de impurezas de número atómico mayor que se originan en el plasma de baja temperatura en las paredes del CFNS<sup>39</sup>.

<sup>37</sup> Y-KM Peng, P J Fogarty<sup>1</sup>, T W Burgess, D J Strickler, B E Nelson, J Tsai, C A Neumeyer, R Bell, C Kessel, J Menard, D Gates, B LeBlanc, D Mikkelsen, E Fredrickson, L Grisham, J Schmidt, P Rutherford, S Sabbagh, A Field, A Sykes, I Cook, O Mitarai and Y Takase "A component test facility based on the spherical tokamak", Institute of physics publishing, Plasma Physics Control Fusion 47 (2005) pp. B263 – B283.

<sup>38</sup> M. Kotschenreuther, P.M. Valanju, S.M. Mahajan, E.A. Schneider, "Fusion-Fission Transmutation Scheme - Efficient destruction of nuclear waste", Fusion Engineering and Design 84 (2009), pp. 83–88.

<sup>39</sup> J. Julio Herrera Velázquez, "La fusión nuclear como una opción energética para el siglo XXI", Sociedad Mexicana de Física, Vol. 21, Número 2, pp. 83-93, 2007.

## CAPÍTULO 2. FISIÓN NUCLEAR

### 2.1 Introducción

En la fisión nuclear un átomo pesado se divide o rompe en dos átomos más ligeros, la suma de las masas de estos últimos átomos obtenidos, más la de los neutrones desprendidos es menor que la suma de masas del átomo original y el neutrón incidente. La energía total promedio emitida por fisión es de 200 MeV<sup>40</sup>. Para romper un átomo, se emplea un neutrón porque es eléctricamente neutro y por tanto, al contrario que el protón o las partículas alfa, no es repelido por el núcleo. Al chocar el neutrón, el átomo de <sup>235</sup>U se convierte en <sup>236</sup>U durante un brevísimo espacio de tiempo; ya que este átomo es muy inestable se divide en dos átomos diferentes y más ligeros (por ejemplo Kr y Ba o Xe y Sr), desprendiendo 2 ó 3 neutrones. Estos nuevos neutrones pueden volver a chocar con otros 2 o 3 átomos de <sup>235</sup>U, liberando en total 8 o 9 neutrones, energía y dos átomos más ligeros, y así sucesivamente, generándose de esta forma una reacción en cadena como la que se muestra en la figura 2.1. Esta reacción puede ser producida de manera controlada en los reactores nucleares de fisión.

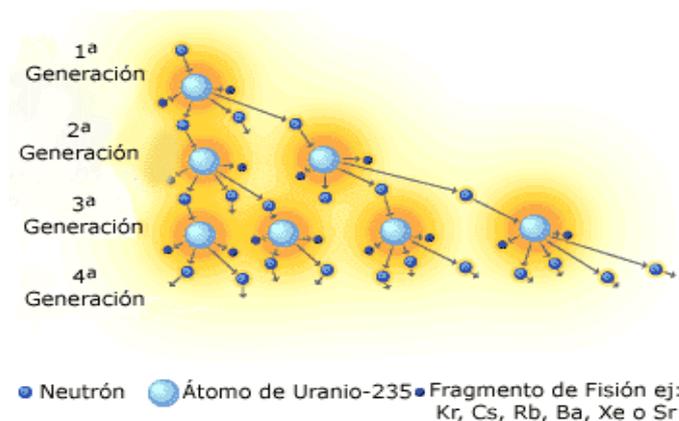
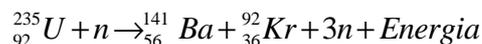


Figura 2.1. Ejemplo de una reacción de fisión en cadena.



### 2.2 Reactores de fisión

A partir de que Enrico Fermi construyera el primer reactor nuclear en la universidad de Chicago, obteniendo su primera reacción en cadena en diciembre de 1942, la era mundial de los reactores

<sup>40</sup> John R. Lamarsh, "Introduction to nuclear engineering", Addison-Wesley, E.U., 1977, pp. 74-75.

nucleares y de la ingeniería nuclear nació, creció y se desarrolla hasta nuestros días. Desafortunadamente, también, en 1945 la armada de EE.UU. probó la primera bomba atómica en Alamogordo, Nuevo México, iniciando con ello la carrera armamentista.

La convención de Viena sobre responsabilidad civil por daños nucleares, a través del Organismo Internacional de Energía Atómica, define a un Reactor Nuclear como:

*Cualquier estructura que contenga combustibles nucleares dispuestos de tal modo que dentro de ella pueda tener lugar un proceso autosostenido de fisión nuclear sin necesidad de una fuente adicional de neutrones<sup>41</sup>.*

El 20 de diciembre de 1951, el reactor experimental EBR-I en Arco, Idaho, EE.UU., produjo electricidad por medio de energía nuclear por primera vez encendiendo cuatro focos. El 26 de junio de 1954, en Obninsk, Rusia, se pone en marcha el primer reactor comercial, el APS-1, de 5 MW de potencia, con grafito como moderador, agua como refrigerante y uranio enriquecido al 5% como combustible, y es el prototipo de los reactores RBMK (*reactor bolshoy moshchnosty kanalny* - high-power channel reactor). El 27 de agosto de 1956 se puso en marcha, en Inglaterra, la primera planta nuclear comercial generadora de electricidad, Calder Hall 1; entregaba una potencia eléctrica total de 50 MW. Al 19 de enero de 2011, en 32 países hay 442 plantas nucleares en operación, con una capacidad eléctrica neta instalada de alrededor de 375 GW, y 65 plantas nucleares en construcción en 16 países con una capacidad instalada de 63 GW (ver Tabla 2.1).

Tabla 2.1. Plantas nucleares en construcción y operación en el mundo<sup>42</sup> (al 19 de enero de 2011).

País	En operación		En construcción	
	Número	Potencia eléctrica total (MW)	Número	Potencia eléctrica total (MW)
Argentina	2	935	1	692
Armenia	1	375	-	-
Bélgica	7	5,926	-	-
Brasil	2	1,884	1	1,245
Bulgaria	2	1,906	2	1,906
Canadá	18	12,569	-	-

<sup>41</sup> "Convención de Viena Sobre Responsabilidad Civil Por Daños Nucleares", OIEA, marzo 1996, pp. 3.

<sup>42</sup> Página de la Sociedad Nuclear Europea: [www.euronuclear.org/1-information/npp-ww.htm](http://www.euronuclear.org/1-information/npp-ww.htm), 2011.

China				
continente	13	10,048	27	27,230
Taiwán	6	4,980	2	2,600
República Checa	6	3,722	-	-
Finlandia	4	2,716	1	1,600
Francia	58	63,130	1	1,600
Alemania	17	20,490	-	-
Hungría	4	1,889	-	-
India	20	4,391	5	3,564
Irán	-	-	1	915
Japón	54	46,823	2	2,650
República de Korea	21	18,665	5	5,560
México	2	1,300	-	-
Países Bajos	1	487	-	-
Pakistán	2	425	1	300
Rumanía	2	1,300	-	-
Federación Rusa	32	22,693	11	9,153
República de Eslovaquia	4	1,792	2	782
Eslovenia	1	666	-	-
Sudáfrica	2	1,800	-	-
España	8	7,514	-	-
Suecia	10	9,303	-	-
Suiza	5	3,238	-	-
Taiwán	6	4,980	2	2,600
Ucrania	15	13,107	2	1,900
Reino Unido	19	10,137	-	-
USA	104	100,747	1	1,165
<b>Total</b>	<b>442</b>	<b>374,958</b>	<b>65</b>	<b>62,862</b>

Hacia finales de 2009, la producción de electricidad total desde 1951 ascendió a 64,600 billones de KWh; la experiencia de operación acumulada llegó a 17,174 años-reactor en septiembre de 2010<sup>43</sup>.

Un reactor nuclear básicamente está constituido de cuatro partes:

- El *reactor* en el que se produce la fisión.
- El *generador de vapor* en el que el calor producido por la fisión se usa para hacer evaporar agua.

<sup>43</sup> Página de la *Sociedad Nuclear Europea*: [www.euronuclear.org/1-information/npp-ww.htm](http://www.euronuclear.org/1-information/npp-ww.htm), 2011.

- La *turbina* que produce electricidad con la energía contenida en el vapor.
- El *condensador* en el cual se enfría el vapor, convirtiéndolo en agua líquida.

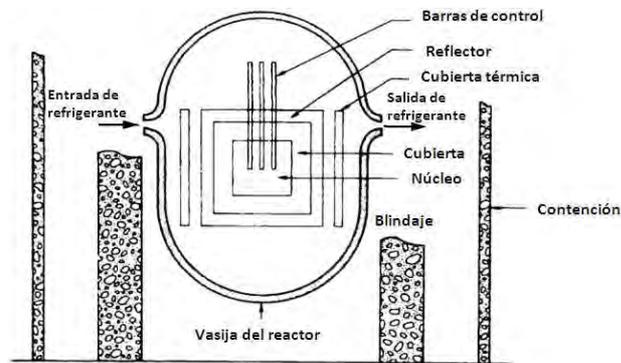


Fig. 2.2. Esquema de los principales componentes de un reactor nuclear<sup>44</sup>.

En la figura 2.2 se muestran los principales componentes de un reactor nuclear. Dentro del núcleo del reactor se dan las reacciones de fisión en cadena, las cuales son reguladas por absorbedores de neutrones llamados barras de control.

El combustible y el moderador están separados geoméricamente en un diseño llamado arreglo heterogéneo. El moderador frena o termaliza los neutrones rápidos (de alta energía) emitidos durante las fisiones, para aumentar la probabilidad de causar otras fisiones adicionales en el combustible. En un reactor *homogéneo* el combustible y el moderador están mezclados así que presentan un medio uniforme para los neutrones (es decir, el combustible está disuelto en el moderador).

Los reactores nucleares se pueden clasificar en términos de la energía de los neutrones empleados: reactor rápido y térmico. En términos de su función, es decir, un reactor de potencia para generar potencia eléctrica útil o un reactor de investigación (por ejemplo, el reactor Triga Mark III, del ININ), un reactor de producción para fabricar material fisible (reactor de cría y convertidor) y reactores de propulsión, para suministrar potencia motriz en barcos, submarinos o naves espaciales. Los reactores también están clasificados en términos de su combustible (por ejemplo, el reactor de Pu), de su moderador (por ejemplo, el reactor moderado por grafito), o su refrigerante (por ejemplo, el reactor de agua hirviente: BWR).

### 2.3 Tipos de reactores de fisión

<sup>44</sup> John R. Lamarsh, "Introduction to nuclear engineering", Addison-wesley, E.U., 1977, pp.125.

Los reactores de potencia pueden ser clasificados de acuerdo al tipo de combustible que usan para generar calor (ver Tabla 2).

### 2.3.1 Reactores alimentados de uranio (U)

El elemento actualmente usado para reactores de fisión nuclear es el uranio; aproximadamente, 1 kg de uranio natural puede generar la misma energía que 10 toneladas de petróleo<sup>45</sup>. Naturalmente el uranio comprende 2 isótopos: el <sup>238</sup>U y el <sup>235</sup>U, con abundancias de 99.283% y 0.711% respectivamente. El primero no es fisiónable mientras que el segundo puede ser fisiónado preferentemente con neutrones térmicos. Como los neutrones emitidos en una reacción de fisión son rápidos, los reactores que usan <sup>235</sup>U como combustible deben tener un medio de frenado de esos neutrones antes de que escapen del combustible. Esta función es realizada por el moderador, el cual en el caso de ciertos reactores actúa simultáneamente como refrigerante. La Tabla 2.2 muestra una clasificación de los reactores de potencia de acuerdo a la naturaleza de su refrigerante y moderador.

Tabla 2.2. Tipos de reactores de fisión<sup>46</sup>.

Tipo de reactor	Refrigerante	Moderador	Combustible	Características
Reactores de agua a presión (PWR, VVER)	Agua ligera	Agua ligera	Uranio enriquecido	Vapor generado en el segundo ciclo
Reactores de agua en ebullición (BWR)	Agua ligera	Agua ligera	Uranio enriquecido	Vapor generado en el reactor
Reactores de agua pesada presurizados (PHWR)	Agua pesada	Agua pesada	Uranio natural o ligeramente enriquecido	Vapor generado en el segundo ciclo
Reactores enfriados con gas (Magnox, AGR, UNGG)	CO <sub>2</sub>	Grafito	Uranio natural o enriquecido	Vapor generado en el segundo ciclo
Reactores de agua ligera y grafito (RBMK)	Agua hirviente presurizada	Grafito	Uranio enriquecido	Diseño soviético

<sup>45</sup> Página de la Sociedad Nuclear Europea: [www.euronuclear.org/1-information/energy-uses.htm](http://www.euronuclear.org/1-information/energy-uses.htm), 2011.

Los PWR (Pressurized Water Reactor) y BWR (Boiling Water Reactor) son los reactores comerciales más comúnmente operados en los países de la organización para la cooperación y desarrollo económico (OCD). Los VVER o WWER (del acrónimo ruso ВВЭР, Водо-водяной Энергетический Реактор, Reactor Energético de Agua-Agua), diseñados en la antigua Unión Soviética, se basan en los mismos principios de los PWR. Usan “agua ligera”, es decir, agua convencional ( $H_2O$ ) contraria al agua pesada (dióxido de deuterio,  $D_2O$ ). La moderación proporcionada por el agua ligera no es suficientemente efectiva para permitir el uso de uranio natural; el combustible debe ser ligeramente enriquecido en  $^{235}U$  para lograr las reacciones en cadena. Por otro lado, el agua pesada es un moderador efectivo que permite a las reacciones en cadena ser sostenidas sin tener que enriquecer el uranio. Esta combinación de uranio natural y agua pesada es usada en los PHWR (Pressurized Heavy Water Reactor), los cuales se encuentran en varios países como Canadá, Korea, Rumania e India.

Los reactores enfriados con gas y moderados con grafito, antiguamente operaban en Francia y Gran Bretaña; no se han construido más a pesar de tener una eficiencia más alta.

Los RBMK son enfriados con agua ligera y moderados con grafito; continúan en operación en algunos países de la antigua Unión Soviética. Después del accidente de Chernobyl (26 de Abril de 1986), la construcción de este tipo de reactores terminó; el período de operación de estas unidades que siguen en operación se ha reducido.

### *2.3.2 Reactores alimentados de plutonio (Pu)*

El Pu es un elemento artificial producido en reactores alimentados con uranio. Es unos cientos de veces más energético que el uranio natural; un gramo de Pu puede generar tanta energía como una tonelada de petróleo. Como se necesitan neutrones rápidos para lograr las fisiones, estos reactores no utilizan moderador. Los reactores cargados de Pu convencional, también llamados “reactores rápidos”, usan sodio líquido como refrigerante, el cual posee excelentes propiedades térmicas. Estos tipos de reactores están en operación en Japón, India y en la comunidad de Estados Independientes.

En la Figura 2.3 se ilustran los diferentes tipos de reactores nucleares.

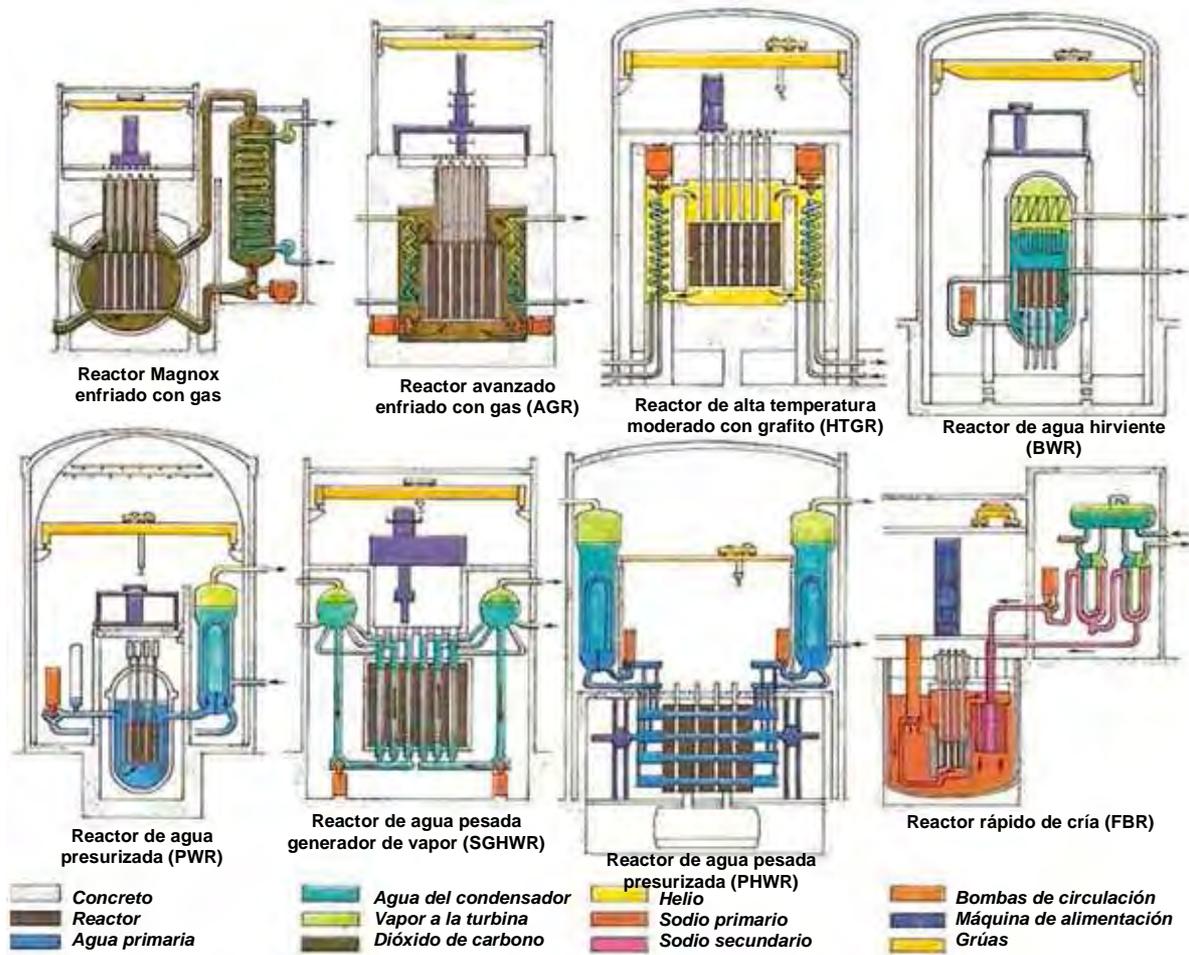


Figura 2.3. Tipos de reactores nucleares<sup>46</sup>.

### 2.3.3 Reactores de agua ligera (LWR)

Los LWR (Light Water Reactors) son reactores nucleares que usan agua ligera y uranio enriquecido; el agua ligera se usa para funciones combinadas de moderador y refrigerante. Los dos tipos de reactores LWR son el PWR y el BWR:

### 2.3.4 Reactores de agua a presión (PWR)

En los PWR's, la presión impartida al refrigerante es suficientemente alta para evitar la ebullición del agua en el circuito primario. El calor generado en el combustible es transferido al agua del circuito

<sup>46</sup> Bolg de *sushantskoltey* sobre reactores nucleares: <http://sushantskoltey.wordpress.com/2010/05/10/types-of-nuclear-reactors/>, 2011.

secundario a través de intercambiadores de calor; en donde (el agua) es transformada a vapor que es enviado a la turbina.

La zona de fisión (elementos combustibles) está contenida en de una vasija de presión del reactor bajo una presión de 150 a 160 bar (15 a 16 MPa). El circuito primario conecta la vasija de presión del reactor a los intercambiadores de calor. El lado secundario de esos intercambiadores está a una presión de alrededor de 60 bar (6 MPa) suficientemente menor para permitir al agua secundaria hervir. Los intercambiadores de calor son, por lo tanto, generadores de vapor realmente. Del circuito secundario, el vapor es conducido a una turbina, la cual acciona un alternador. El vapor que sale de la turbina es transformado nuevamente a líquido por un condensador, después de haber proporcionado una considerable cantidad de energía cinética a la turbina, por su expansión; después regresa al generador de vapor, como se muestra en la figura 2.4.

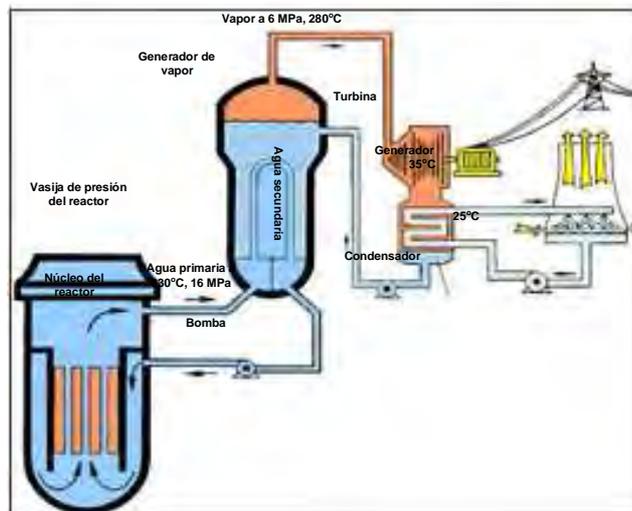


Figura 2.4. Central nuclear con un reactor de agua a presión<sup>47</sup>.

### 2.3.5 Reactores de agua en ebullición (BWR)

La zona de fisión está contenida dentro de una vasija de presión del reactor, a una presión de alrededor de 70 bar (7 MPa). En los BWR's, la presión impartida al refrigerante es suficientemente menor que en un PWR para permitir la ebullición. A una temperatura de 290°C, aproximadamente, el agua empieza a hervir y el vapor resultante es producido directamente en la vasija del reactor; después, el vapor es enviado directamente a una turbina que opera un alternador.

<sup>47</sup> Página de la Sociedad Nuclear Europea: [www.euronuclear.org/1-information/energy-uses.htm](http://www.euronuclear.org/1-information/energy-uses.htm), 2011.

Como muestra la figura 2.5, el vapor que sale de la turbina es convertido nuevamente a líquido por un condensador, después de entregar una gran cantidad de energía cinética a la turbina. Es entonces regresado al circuito primario refrigerante donde absorbe nuevo calor en la zona de fisión.

A partir de que el vapor producido en la zona de fisión está ligeramente radiactivo, principalmente debido a los productos de activación de vida corta, la turbina está alojada dentro de un edificio reforzado.

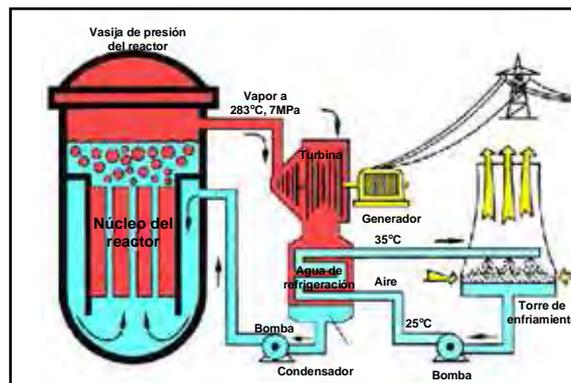


Figura 2.5. Principio de una planta nuclear con un reactor de agua en ebullición<sup>48</sup>.

### 2.3.6 Propulsión nuclear

La propulsión de submarinos por medios nucleares inició en EE.UU. en 1953; el primer submarino propulsado con potencia nuclear fue el USS Nautilus, puesto en el mar en 1955.

Los componentes de la planta nuclear incluyen una vasija del reactor de acero reforzado, uno o más intercambiadores de calor, generador de vapor y tuberías asociadas, así como válvulas. El reactor contiene alrededor de 100 toneladas de protección de plomo, parte de la cual es radiactiva, debido al contacto con el material radiactivo, o por activación neutrónica de impurezas en el plomo.

La planta de propulsión nuclear usa un diseño de PWR, el cual tiene 2 sistemas básicos: un sistema primario y un secundario. En el sistema primario circula agua ordinaria y consiste del reactor, circuitos de tubería, bombas y generadores de vapor. El calor producido en el reactor es transferido al agua a alta presión, así que ésta no ebulle. Esta agua es bombeada a través de los generadores de vapor y regresa dentro del reactor para su recalentamiento.

En el sistema secundario, el vapor fluye de los generadores de vapor para operar los generadores de la turbina, los cuales suministran la electricidad de la nave, y para las principales turbinas de propulsión, los cuales conducen las hélices. Después de pasar a través de las turbinas, el

<sup>48</sup> Página de la *Sociedad Nuclear Europea*: [www.euronuclear.org/1-information/energy-uses.htm](http://www.euronuclear.org/1-information/energy-uses.htm), 2011.

vapor es condensado a líquido, el cual es enviado de regreso a los generadores de vapor por las bombas de alimentación. Entonces ambos, el sistema primario y el secundario, son sistemas cerrados donde el agua es recirculada y reutilizada, como se muestra en la figura 2.6.

A partir de que no hay una sola etapa en la generación de esta potencia que requiera la presencia de aire u oxígeno, esto permite a la nave operar completa e independientemente de la atmósfera de la tierra por períodos prolongados de tiempo.

Actualmente la tecnología de submarinos nucleares está desarrollada en EE.UU., el Reino Unido, Francia, Rusia, China e India, principalmente<sup>49</sup>.

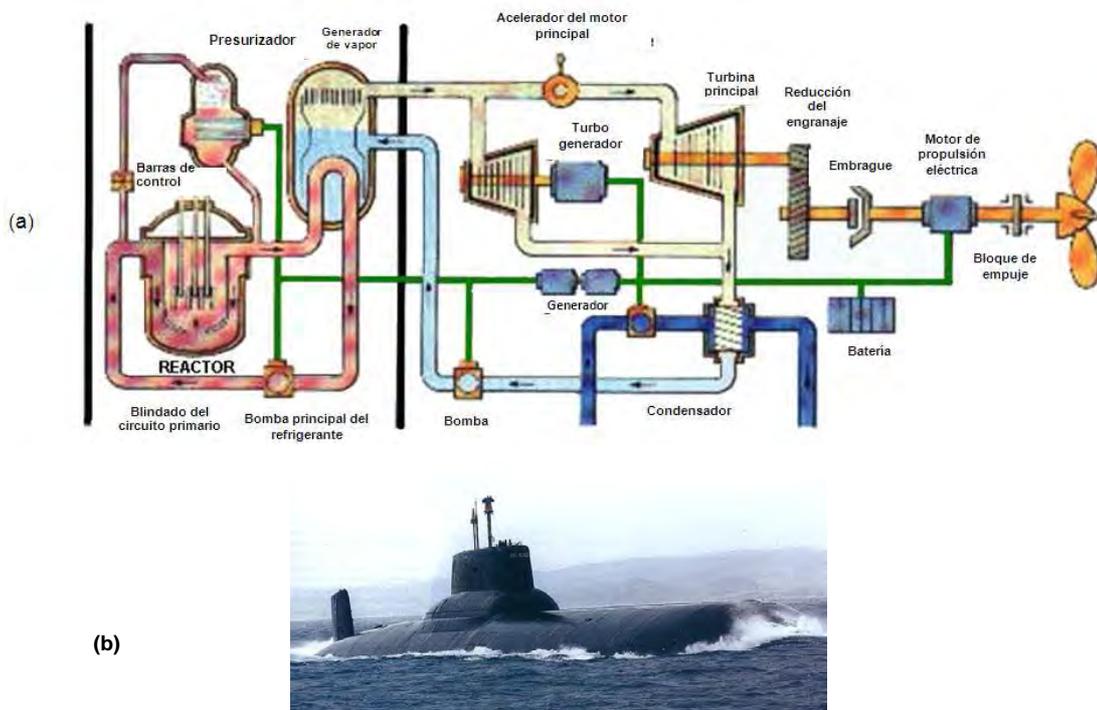


Figura 2.6. a) Diagrama del sistema de propulsión naval nuclear PWR; b) Submarino nuclear<sup>50</sup>.

## 2.4 Siguiete generación de reactores de fisión nuclear

La siguiente generación de reactores nucleares es parte del esfuerzo para mejorar los diseños de reactores nucleares convencionales alrededor del mundo; la figura 2.7 muestra una clasificación de reactores nucleares por generación dentro de un esquema de evolución. Los nuevos reactores nucleares serán más eficientes, seguros, confiables, económicos y menos proliferantes;

<sup>49</sup> Página de la *Federación de Científicos Americanos*: [www.fas.org/man/dod-101/sys/ship/eng/reactor.html](http://www.fas.org/man/dod-101/sys/ship/eng/reactor.html), 2010.

adicionalmente, las centrales nucleares futuras serán un componente clave en los planes para el desarrollo de la economía del hidrógeno, mediante la producción de hidrógeno a gran escala.

Seis son los conceptos elegidos desde 2002 por un grupo de países, que en conjunto forman el Foro Internacional de la Generación IV<sup>50</sup>. Estos sistemas de generación IV elegidos son:

- *Reactor de muy elevada temperatura (VHTR)*: es moderado con grafito, utiliza combustible en forma de micro-esferas (TRISO), y es enfriado con helio.
- *Reactor supercrítico enfriado con agua (SCWR)*: tiene alta temperatura, alta presión, el reactor es enfriado con agua, y opera por arriba del punto crítico termodinámico del agua.
- *Reactor rápido enfriado con gas (GFR)*: utiliza un espectro de neutrones rápidos, el reactor es enfriado con helio, y puede tener un ciclo cerrado de combustible.
- *Reactor rápido enfriado con plomo (LFR)*: destaca un espectro rápido de neutrones, enfriado con metal líquido, principalmente de plomo/bismuto, y un ciclo de combustible cerrado para una eficiente conversión de uranio fértil y manejo de actínidos.
- *Reactor rápido enfriado con sodio (SFR)*: destaca un espectro rápido de neutrones, el reactor está enfriado con sodio, con ciclo de combustible cerrado para un manejo eficiente de actínidos y conversión de uranio fértil.
- *Reactor de sal fundida (MSR)*: funciona con una mezcla de combustible de sal fundida circulante, con un espectro epidérmico de neutrones, y ciclo de combustible de actínidos reciclables.

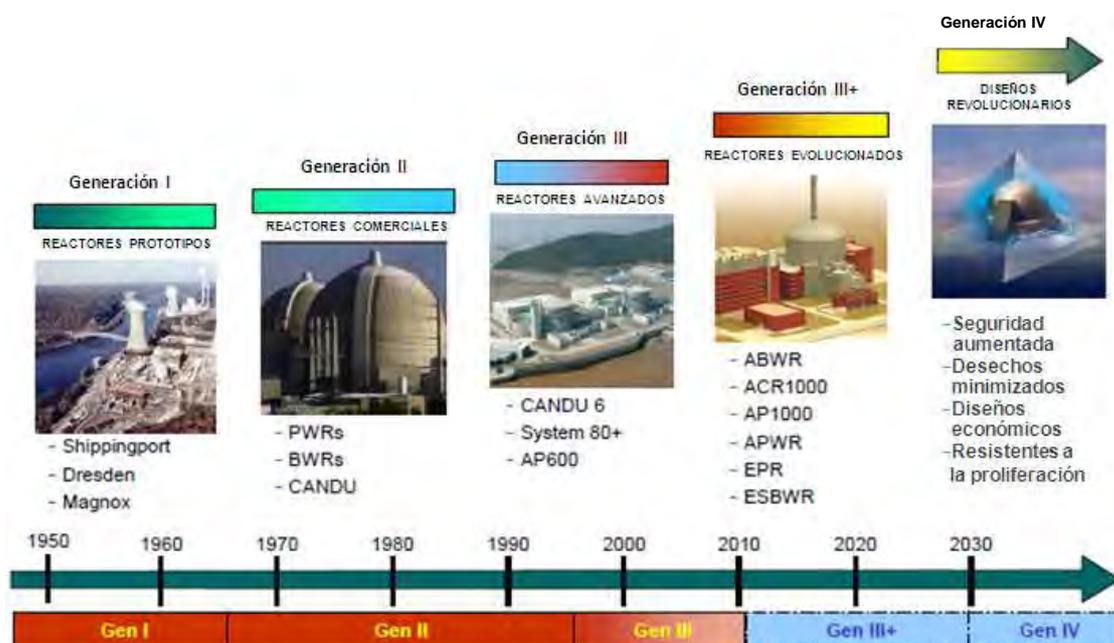


Figura 2.7. Clasificación de reactores nucleares por generación<sup>51</sup>.

<sup>50</sup> Página del *Foro Internacional de la Generación IV*: [www.gen-4.org/Technology/systems/index.htm](http://www.gen-4.org/Technology/systems/index.htm), 2011.

### 2.4.1 Reactor de muy elevada temperatura (VHTR)

El VHTR está moderado con grafito, enfriado con helio, y con un ciclo de combustible preferentemente de uranio, y un espectro de neutrones térmicos. Suministra calor con alta temperatura de salida del núcleo con aplicaciones posibles tales como la producción de hidrógeno o procesos de calor para la industria petroquímica u otros. El sistema puede incorporar equipo de generación eléctrica para cumplir necesidades de cogeneración. El sistema también tiene la flexibilidad para adaptar ciclos de combustible Pu/U y ofrecer una mejora en la minimización de residuos. Así, el VHTR ofrece un amplio rango de aplicaciones de calor de procesos, y una opción para la producción de electricidad altamente eficiente, mientras conserva las características de seguridad deseables ofrecidas por los reactores modulares de alta temperatura enfriados con gas.

La temperatura de salida del reactor estará en el rango de 850°C a 950°C, la tecnología del núcleo del reactor será, ya sea de concepto de bloque prismático, o de cama de esferas. Producirá ambos: electricidad e hidrógeno, usando un ciclo indirecto con un intercambiador de calor intermedio para transferir el calor a cualquier, a la turbina de gas y/o a la instalación de producción de hidrógeno, como lo muestra la figura 2.8.

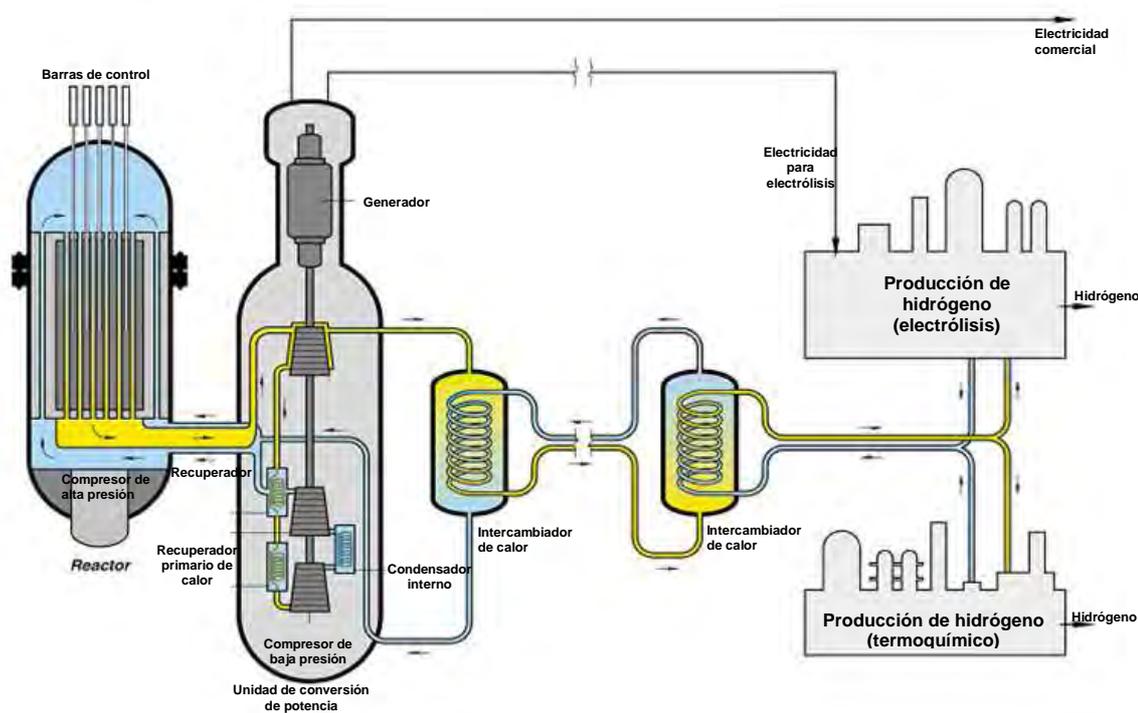


Figura 2.8. Reactor de muy elevada temperatura, VHTR<sup>52</sup>.

<sup>51</sup> Página del *Foro Internacional de la Generación IV*: [www.gen-4.org/Technology/evolution.htm](http://www.gen-4.org/Technology/evolution.htm), 2011.

<sup>52</sup> Página del *Foro Internacional de la Generación IV*: [www.gen-4.org/Technology/systems/vhtr.htm](http://www.gen-4.org/Technology/systems/vhtr.htm), 2010.

#### 2.4.2 Reactor enfriado con agua supercrítica (SCWR)

La figura 2.9 muestra el sistema del reactor enfriado con agua supercrítica (SCWR), que es un reactor de alta presión y temperatura; opera por encima del punto crítico termodinámico del agua (374°C y 22 MPa o 705°F y 3208 psia).

Los SCWR's están contruidos sobre 2 tecnologías probadas: los LWR's; los cuales son los reactores más comunes utilizados en el mundo, y las calderas supercríticas de combustible fósil, de las cuales hay un gran número en uso en el mundo.

Los SCWR's son sistemas nucleares avanzados promisorios debido a su alta eficiencia térmica, es decir, alrededor de 45% contra alrededor de 33% de la eficiencia para LWR's convencionales, y considerable simplificación de la planta. La operación por encima de la presión crítica elimina la ebullición del refrigerante, así que el refrigerante permanece en una fase en todo el sistema. Entonces, el sistema de recirculación y bombas jet, presurizadores, generadores de vapor, separadores de vapor y secadores de los LWR's convencionales son eliminados.

El sistema SCWR está primeramente diseñado para la producción eficiente de electricidad, con una opción para el manejo de actínidos basados en dos opciones en el diseño del núcleo: la primera opción es un SCWR con un reactor de espectro térmico; la segunda opción es un reactor de espectro rápido, ciclo cerrado y reciclado total de actínidos.

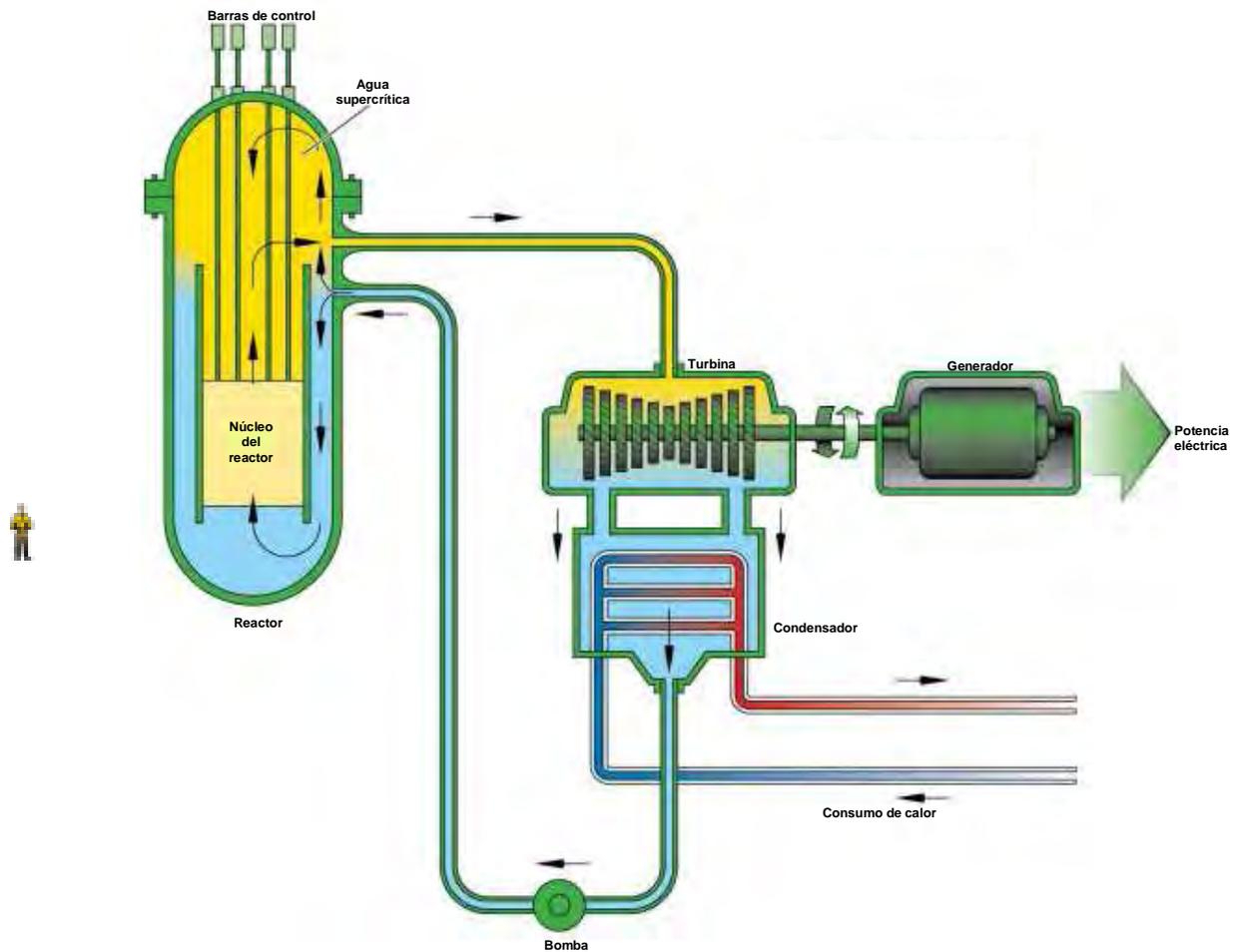


Figura 2.9. Reactor supercrítico enfriado con agua, SCWR<sup>53</sup>.

### 2.4.3 Reactor rápido enfriado con gas (GFR)

En el sistema del reactor rápido enfriado con gas destaca un espectro rápido de neutrones, un reactor enfriado con helio y un ciclo de combustible cerrado (ver figura 2.10). Las principales características del GFR son: núcleo auto-generador, es decir, razón de conversión = 1, con un espectro de neutrones rápidos, combustible refractario reforzado, alta temperatura de operación, conversión directa de energía con una turbina de gas, y total reciclado de actínidos (posiblemente integrado a una instalación de reprocesamiento de combustible in situ).

<sup>53</sup> Página del *Foro Internacional de la Generación IV*: [www.gen-4.org/Technology/systems/scwr.htm](http://www.gen-4.org/Technology/systems/scwr.htm), 2010.

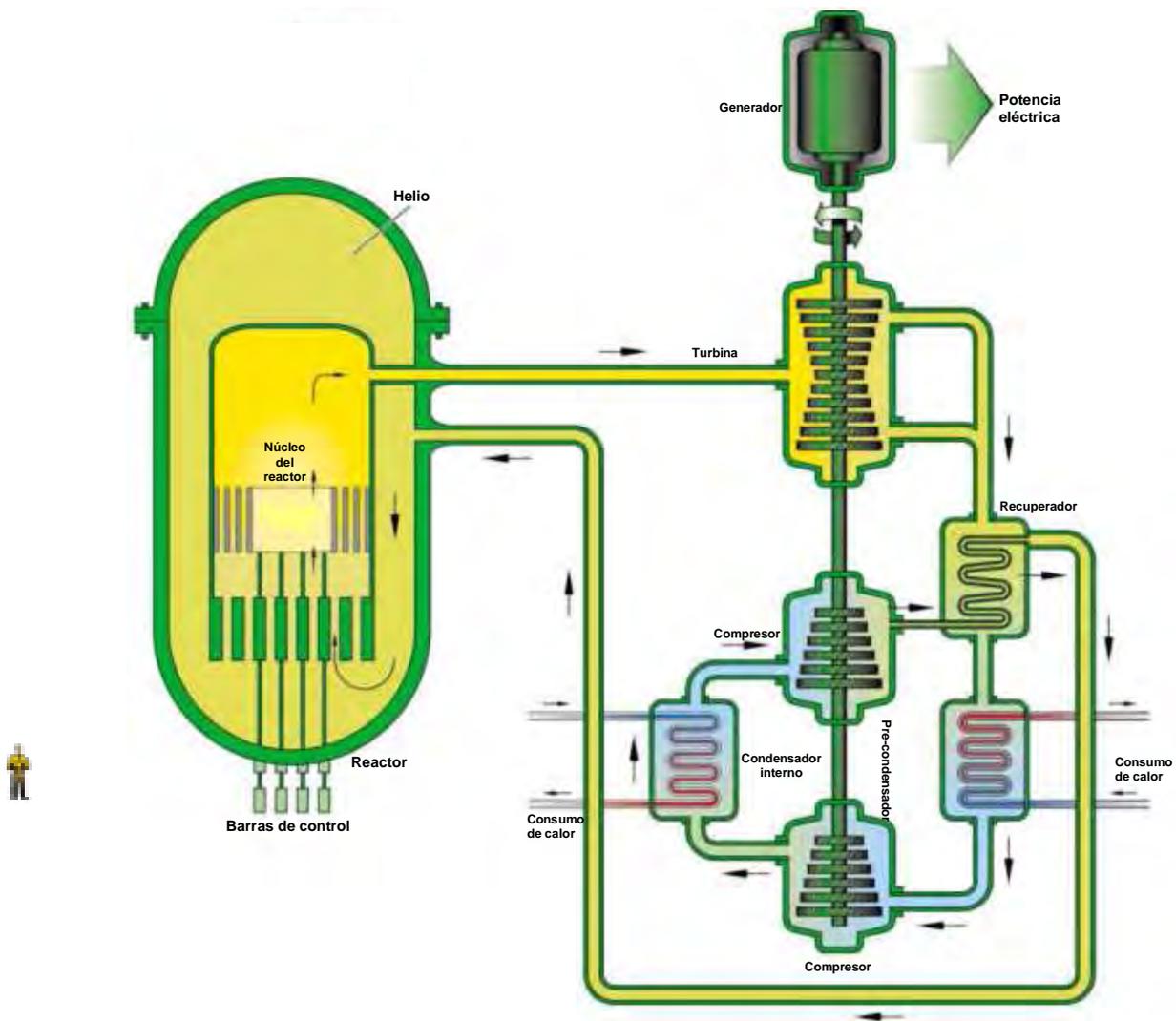


Figura 2.10. Reactor rápido enfriado con gas, GFR<sup>54</sup>.

Varias formas de combustible son candidatas que mantienen el potencial para operar a muy altas temperaturas y para asegurar una excelente conservación de los productos de fisión: compuestos cerámicos combustibles, partículas de combustible avanzado o elementos de cubierta cerámica de componentes actínidos.

El GFR está primeramente previsto para misiones de producción de electricidad y manejo de actínidos, aunque puede ser capaz de soportar la producción de hidrógeno también. Por medio de la combinación de su espectro rápido y total reciclado de actínidos, el GFR minimiza la producción de residuos radiactivos de vida media larga. El espectro rápido del GFR también hace posible usar

<sup>54</sup> Página del *Foro Internacional de la Generación IV*: [www.gen-4.org/Technology/systems/gfr.htm](http://www.gen-4.org/Technology/systems/gfr.htm), 2010.

materiales físis y fértiles disponibles, incluyendo uranio gastado, más eficientemente que los reactores de gas de espectro térmico con ciclos de combustible de un solo paso.

#### 2.4.4 Reactor rápido enfriado con plomo (LFR)

En el sistema del reactor rápido enfriado con plomo (LFR) destaca también un espectro rápido de neutrones, un reactor enfriado con metal líquido eutéctico (plomo o plomo/bismuto), y un ciclo de combustible cerrado para una eficiente conversión de uranio fértil y manejo de actínidos (ver figura 2.11).

El plomo (Pb) refrigerante exhibe una baja absorción parásita de neutrones rápidos, y esto permite la sustentabilidad y beneficios del ciclo de combustible tradicionalmente asociados con los reactores de espectro rápido enfriados con metal líquido. El plomo no reacciona con el aire, vapor/líquido de agua, o dióxido de carbón, eliminando la preocupación acerca de las reacciones exotérmicas vigorosas. Tiene una alta temperatura de ebullición de 1740°C, así que no necesita operar bajo presión, y la probabilidad de ebullición en caso de una reducción de presión está eliminada.

El LFR está principalmente previsto para la producción de electricidad y manejo de actínidos. Las opciones para el LFR incluyen pequeños sistemas modulares logrando que se puedan conformar plantas de tamaños múltiples. Algunas tecnologías para los LFR han sido exitosamente demostradas internacionalmente<sup>55</sup>.

---

<sup>55</sup> Página del *Foro Internacional de la Generación IV*: [www.gen-4.org/Technology/systems/lfr.htm](http://www.gen-4.org/Technology/systems/lfr.htm), 2010.

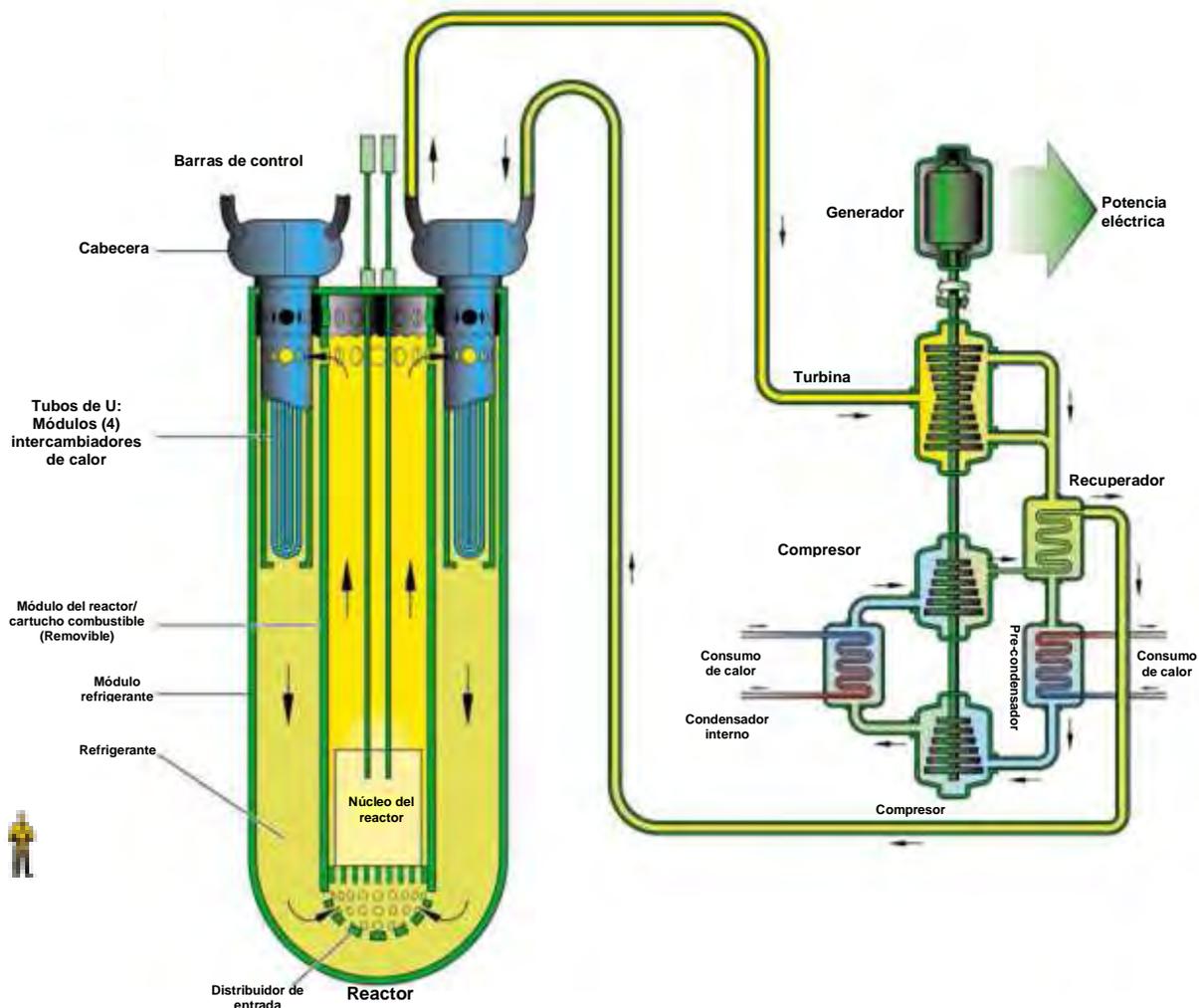


Figura 2.11. Reactor rápido enfriado con plomo, LFR<sup>56</sup>.

#### 2.4.5 Reactor rápido enfriado con sodio (SFR)

El sistema del reactor rápido enfriado con sodio (SFR) se caracteriza por un espectro rápido de neutrones; el reactor está enfriado con sodio y tiene un ciclo de combustible cerrado para un manejo eficiente de actínidos y conversión de uranio fértil (ver figura 2.12).

Una gama de tamaños de planta está disponible para el SFR, desde pequeños sistemas modulares de 50 MWe hasta grandes reactores de aproximadamente 1,500 MWe. El sistema refrigerante primario en un SFR puede estar dispuesto en un diseño de alberca, donde todos los componentes del sistema primario están alojados en una sola vasija, o en un circuito compacto. Para ambas opciones, hay una relativamente gran inercia térmica del refrigerante primario. Un enorme

<sup>56</sup> Página del *Foro Internacional de la Generación IV*: [www.gen-4.org/Technology/systems/lfr.htm](http://www.gen-4.org/Technology/systems/lfr.htm), 2010.

margen para la ebullición del refrigerante es logrado por el diseño, y es una importante característica de seguridad de esos sistemas. Otra importante característica de seguridad es que el sistema opera a presión atmosférica esencialmente. Un sistema secundario de sodio actúa como una barrera entre el sodio radiactivo en el sistema primario, y el sistema de conversión de energía en la planta de potencia.

Las 2 principales opciones de combustible para el SFR son:

- a) Óxido mixto de U-Pu (MOX) o,
- b) Aleación metálica U-Pu-Zr (metal).

La experiencia internacional con el combustible MOX es más amplia, mientras el combustible metálico ofrece ventajas en seguridad de desempeño; otras opciones avanzadas a considerar son nitruros, carburos o combustibles dispersos.

La misión principal para el SFR es el manejo de actínidos para mejorar la eliminación de desechos de alta actividad. Esta misión se puede extender para otras alternativas de suministro de potencia, como la producción de hidrógeno, desalinización, etc.

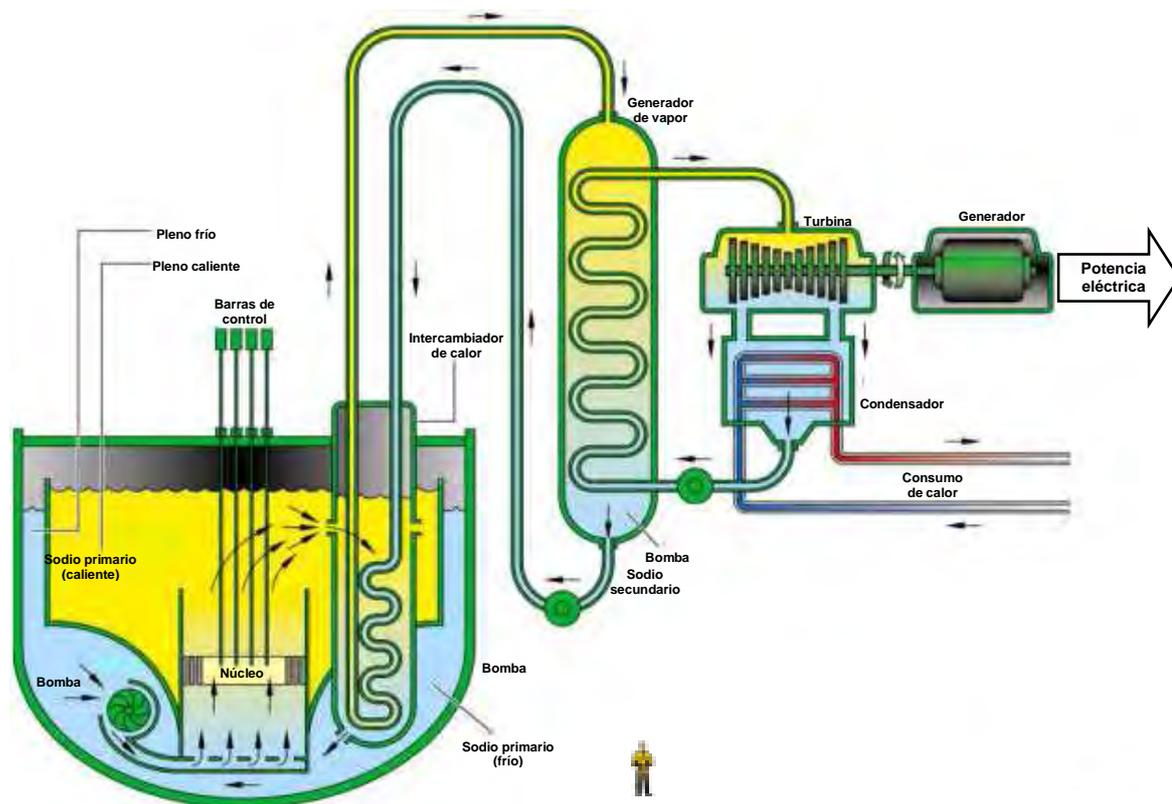


Figura 2.12. Reactor rápido enfriado con sodio, SFR<sup>57</sup>.

<sup>57</sup> Página del *Foro Internacional de la Generación IV*: [www.gen-4.org/Technology/systems/sfr.htm](http://www.gen-4.org/Technology/systems/sfr.htm), 2010.

## 2.4.6 Reactor de sal fundida (MSR)

Los reactores de sal fundida (MSR) son reactores de combustible líquido que pueden ser usados para la producción de electricidad, quemado de actínidos, producción de hidrógeno y producción de combustibles físis; estas son las misiones principales para el MSR.

Los isótopos físis, fértiles y fisionables como el uranio y el plutonio están disueltos en una sal fundida con litio, berilio, sodio y otros fluoruros, con un elevado punto de ebullición de 1,400 °C, que es a su vez combustible y refrigerante del reactor. El combustible de sal fundida, cerca de la presión atmosférica, fluye a través del núcleo del reactor. Los diseños tradicionales MSR tienen un núcleo de grafito que resulta en un espectro neutrónico térmico. Puede ser utilizado sin grafito, lo que resulta en un espectro neutrónico epitérmico.

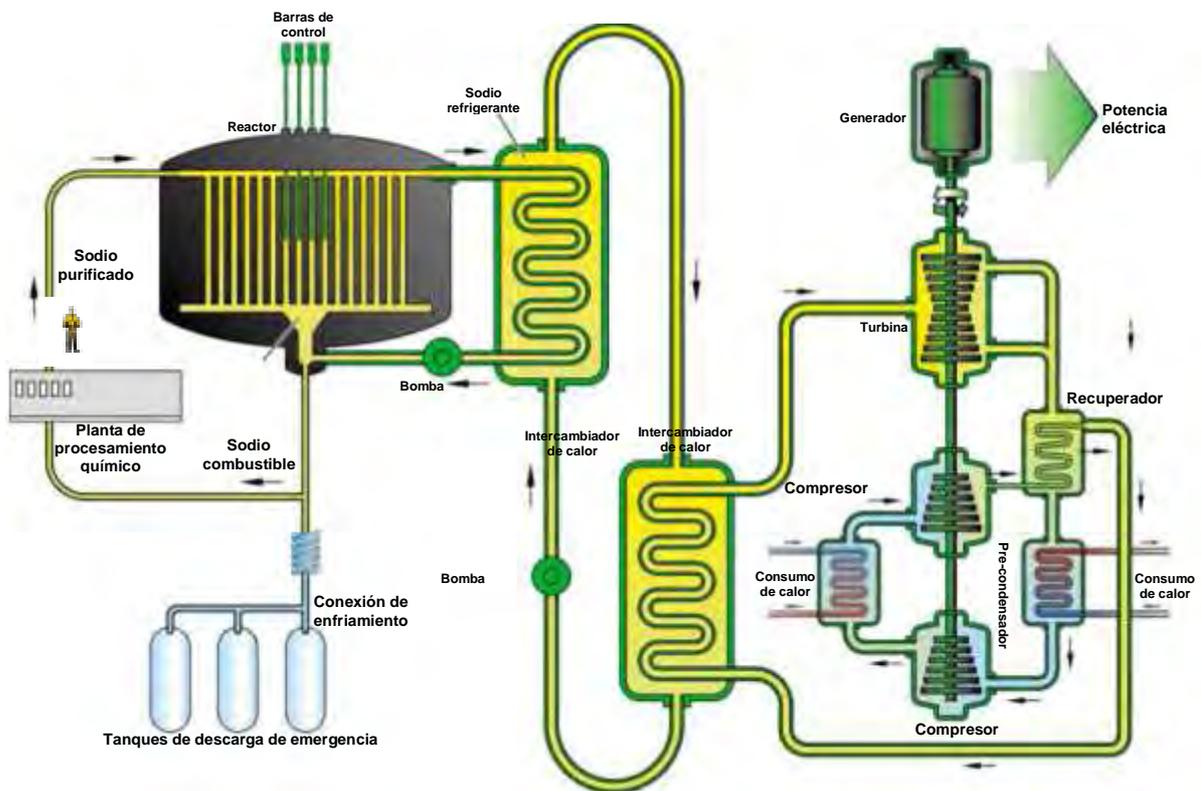


Figura 2.13. Reactor rápido de sal fundida, MSR<sup>58</sup>.

En el núcleo la fisión se produce dentro de la sal combustible fluuyente que es calentada a 700°C aproximadamente, que a su vez desemboca en un intercambiador de calor primario donde el calor es

<sup>58</sup> Página del *Foro Internacional de la Generación IV*: [www.gen-4.org/Technology/systems/msr.htm](http://www.gen-4.org/Technology/systems/msr.htm), 2010.

transferido a un refrigerante secundario de sal fundida. La sal combustible fluye de regreso al núcleo del reactor. La sal limpia en el sistema secundario de transporte de calor transfiere el calor del intercambiador primario de calor a un ciclo brayton de alta temperatura que convierte el calor a electricidad, como lo muestra la figura 2.13. El ciclo brayton (con o sin un ciclo de vapor inferior) puede usar ya sea nitrógeno o helio como gas de trabajo.

## ***CAPÍTULO 3. RECICLADO DE COMBUSTIBLE GASTADO***

### ***3.1 Introducción***

Los reactores nucleares, a pesar de ser dispositivos que prácticamente no contaminan el ambiente durante su operación, generan desechos de alta radioactividad, después de la irradiación o utilización del combustible. Estos residuos radiactivos tienen un alto campo de radiación y generación de calor que los hace difícilmente manejables, por lo que se requiere de su aislamiento, y una disposición final en un sitio, como lo puede ser un depósito geológico profundo. Durante el almacenamiento, estos residuos radiactivos decaen con el tiempo al igual que disminuye su calor generado, como se ve en la gráfica de la figura 3.1.

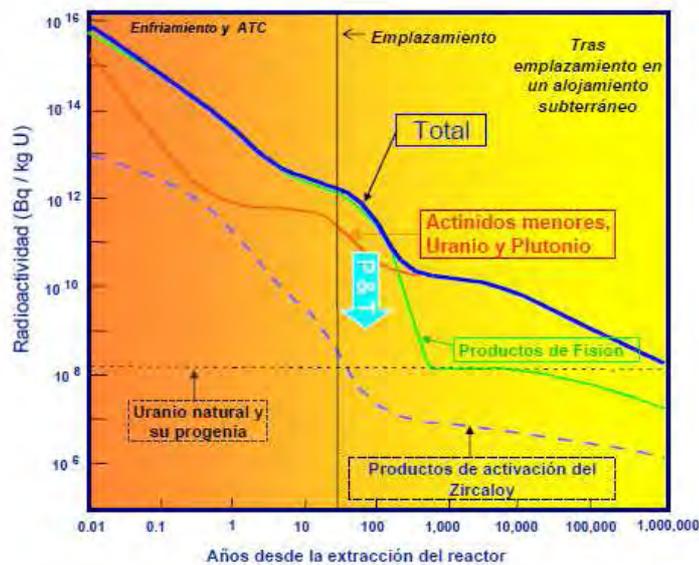


Figura 3.1. Decaimiento de los residuos combustibles de alta actividad<sup>59</sup>.

Dentro de la gestión de residuos radiactivos, hay otra estrategia usada con los desechos que es dar a éstos un tratamiento para reprocessar el combustible; esto es una tecnología mediante la cual se reprocessa y separa el uranio y el plutonio de otros actínidos menores y productos de fisión, contenidos en el combustible gastado, como se muestra en la figura 3.2, para ser utilizados en la fabricación de nuevo combustible.



Figura 3.2. Ciclo del combustible nuclear con reprocessamiento y reciclado de combustible gastado.

<sup>59</sup> Página del Consejo de Seguridad Nuclear de España: [www.csn.es/descarga/conferenciaEchavarrri040507.pdf](http://www.csn.es/descarga/conferenciaEchavarrri040507.pdf), 2010, pp. 24.

### 3.2 Reprocesamiento de combustible gastado

Al reciclar el combustible usado, se separa primero el plutonio y el uranio restante (96% del combustible gastado) de los productos de fisión y otros residuos (3% en conjunto aprox.). El plutonio se separa de la mayoría o la totalidad del uranio en una planta de reprocesamiento.

El uranio recuperado de una planta de reprocesamiento puede ser re-enriquecido para su uso como combustible nuevo. Debido a que el  $^{234}\text{U}$  y  $^{236}\text{U}$  contienen alguna absorción de neutrones, el uranio reprocesado debe ser enriquecido de manera significativa (una décima parte, por ejemplo) más de lo necesario para el uranio natural<sup>60</sup>. Entonces el combustible de uranio reprocesado de bajo quemado es más probable que sea propicio para el re-enriquecimiento, mientras que el combustible de alto quemado se utiliza mejor para la mezcla o fabricación de MOX.

El reprocesamiento de 850 toneladas de combustible francés usado al año (15 años después de la descarga) produce 8.5 toneladas de plutonio (inmediatamente reciclado como 100 toneladas de MOX) y 810 toneladas de uranio reprocesado. De éste, cerca de dos tercios se convierten en forma de óxido estable para su almacenamiento; un tercio del uranio reprocesado es re-enriquecido, y *Electricité de France*, EdF, ha demostrado su uso en reactores de potencia de 900 MWe.

Actualmente existen varias tecnologías probadas para el reprocesamiento de combustible nuclear gastado que se utilizan en todo el mundo:

#### 3.2.1 Procesos de Extracción por Solventes

El proceso más utilizado a escala industrial para la recuperación de uranio y/o plutonio es la extracción por solventes (métodos acuosos). Las plantas de reprocesamiento utilizan variantes del proceso de extracción por solventes **PUREX** (**Plutonio y Uranio Recuperación por Extracción**), este proceso involucra la disolución del combustible en ácido nítrico concentrado, con la extracción líquido-líquido utilizando tri-n-butil fosfato (TBP) combinado con reacciones químicas de óxido-reducción. Así, el uranio y el plutonio permanecen en la fase orgánica, y los actínidos menores con productos de fisión en la fase acuosa.

Añadiendo un segundo agente de extracción, el óxido octil-(fenil)-N, N-dibutil carbamoilmetil fosfina (CMPO) en combinación con el tributilfosfato, (TBP), el proceso PUREX se convierte en el proceso **TRUEX** (**TRansUránico EXtracción**), y está diseñado para retirar del residuo los metales

---

<sup>60</sup> Página de la *World Nuclear Association*: [www.world-nuclear.org/info/default.aspx?id=454&terms=mixed%20oxide%20fuel](http://www.world-nuclear.org/info/default.aspx?id=454&terms=mixed%20oxide%20fuel), pp. 2, 2011.

transuránicos (Am/Cm); mediante la disminución de la actividad alfa de los residuos, la mayoría de éstos puede ser vertida con mayor facilidad.

Se ha diseñado un proceso utilizando una malondiamida, como proceso de extracción alternativo al TRUEX, el proceso **DIAMEX (DIAMida EXtracción)**, tiene la ventaja de evitar la formación de residuos orgánicos que contengan elementos distintos al carbono, hidrógeno, nitrógeno y oxígeno; estos residuos orgánicos pueden ser incinerados sin la formación de gases ácidos que contribuyen a la lluvia ácida. Este proceso está siendo desarrollado en Europa por la Comisión de Energía Atómica francesa.

El proceso **SANEX (Selectiva ActíNidos EXtracción)** es una parte de la gestión de actínidos menores que ha propuesto que los lantánidos y los actínidos menores trivalentes, debieran ser retirados del refinado de PUREX mediante un proceso como DIAMEX o TRUEX; se deben retirar los lantánidos, a fin de permitir que actínidos, como el americio, pudieran utilizarse como elementos industriales o como combustible.

El proceso **GANEX (EXtracción aGrupada de ActíNidos)** co-precipita algo de uranio con plutonio pero luego se separan los actínidos menores y algunos lantánidos de los productos de fisión de vida corta. El plutonio, uranio y actínidos menores juntos se convierten en combustible para los reactores rápidos de Generación IV y los lantánidos sólo se convierten en residuos.

El proceso **UNEX (UNiversal EXtracción)** que ha sido desarrollado en Rusia y en la República Checa, trata de un proceso para retirar la totalidad de los isótopos más difíciles (Sr, Cs y actínidos menores) de los refinados que permanecen después de la extracción de uranio y plutonio del combustible nuclear gastado. La química está basada en la interacción del cesio y del estroncio con el óxido de polietileno (polietilenglicol) y un anión carbonado del cobalto (o dicarburo de cobalto clorinado)<sup>61</sup>.

### 3.2.2 Procesos térmicos

El piropocesamiento o proceso pirometalúrgico, método no acuoso, es un proceso experimental con uso no comercial y que está en desarrollo por el *Idaho National Laboratory*; el proceso PYRO-A es el más desarrollado en la actualidad. El combustible gastado colocado en una cesta del ánodo en contacto con la sal fundida se le aplica corriente eléctrica para separar el uranio como  $UO_2$  en un cátodo de metal (sólido), y los otros actínidos son absorbidos en un cátodo de cadmio (líquido), logrando un baño electrolítico. La separación se da por la diferencia de potenciales eléctricos de disolución de los diferentes actínidos. El proceso tiene las ventajas de que no utiliza agua, separa

<sup>61</sup> Página del *Comité de Coordinación Conjunto para la Restauración Ambiental y el Manejo de Residuos* [http://www.jccem.fsu.edu/success\\_unex\\_1.cfm](http://www.jccem.fsu.edu/success_unex_1.cfm), 2011.

todos los actínidos y es más eficiente y más compacto que los métodos de procesamiento acuosos; la única desventaja es que la sal usada obtenida del piroprocesado no se puede convertir en vidrio.

### 3.2.3 Procesos electroquímicos

Los procesos electroquímicos de refinamiento se basan en la disolución electrolítica del combustible en una solución de carbonato de amonio; la mayoría de los productos de fisión y los actínidos menores son separados como precipitados, y la solución electrolítica se hace pasar por resinas de amidoxima para separar el uranio y el plutonio de los productos de fisión que están presentes en la solución.

### 3.2.4 Composición del combustible nuclear gastado

La composición típica del combustible gastado de un reactor PWR, que llega a ser de 24 toneladas de metal pesado, operando con combustible enriquecido al 3.75%, y después de un quemado de 40 GWd/t se muestra en la Tabla 3.1. Más del 90% de la masa es uranio, así que un proceso de recuperación de uranio (UREX) puede reducir la masa del residuo en un 95%. Del 5% restante, el 20% corresponde a los isótopos de Pu y 2% en actínidos menores (Am, Np y Cm), mientras que el 78% corresponde a productos de fisión. La mezcla de salida de un proceso UREX se puede insertar en un reactor nuclear de diseño convencional o avanzado y realizar una quema de plutonio, utilizando un reactor con combustible de óxidos mixtos (MOX) o un reactor con combustible de matriz inerte (IMF), para reducir la cantidad de residuos.

Tabla 3.1. Contenido de actínidos en un lote de combustible PWR (20 toneladas U, 3.75% enriquecido) después de un quemado de 40 GWd/t<sup>62</sup>.

Isótopo	Masa (kg)
<sup>235</sup> U	172
<sup>236</sup> U	102
<sup>238</sup> U	18,688
<sup>239</sup> Pu	111.2
<sup>240</sup> Pu	49.2
<sup>241</sup> Pu	30.8

<sup>62</sup> J. J. E. Herrera-Velázquez, M. Nieto, G. Ramos, "Utilización de sistemas de fusión nuclear para degradación de combustible nuclear gastado", XX Congreso Anual de la SNM Puerto Vallarta, Jalisco, México, del 5 al 8 de julio 2009, pp. 4.

<sup>242</sup> Pu	13.2
<sup>237</sup> Np	11.4
<sup>239</sup> Np	1.6
<sup>241</sup> Am	1.0
<sup>243</sup> Am	3.2
<sup>244</sup> Cm	1.0

### 3.3 Ensamblajes combustibles con material reprocesado

En el presente trabajo se consideran dos tipos de ensamblajes combustibles utilizados para aprovechar el plutonio y los actínidos menores obtenidos del reprocesamiento: uno es una matriz de combustible inerte (IMF), y el otro es un combustible de óxidos mixtos (MOX).

#### 3.3.1 Matriz de combustible inerte (IMF)

La IMF es un tipo de combustible de reactor nuclear que consiste de una matriz “transparente” a los neutrones, y una fase fértil que está ya sea disuelta en la matriz, o incorporada como inclusiones macroscópicas<sup>6</sup>. La matriz es crucial en la dilución de la fase fértil para las concentraciones volumétricas requeridas, por consideraciones de control del reactor; el mismo rol del <sup>238</sup>U jugado en el uranio de bajo enriquecimiento convencional, LEU, (*low-enriched uranium*) en el combustible MOX. La diferencia clave es que la sustitución de <sup>238</sup>U fértil, con una matriz transparente a los neutrones, elimina la cría de plutonio como resultado de la captura neutrónica.

A finales de los 50's, muchos países estudiaron las formas de combustible nuclear con una Matriz de Combustible Inerte, IMF. La idea básica es usar un compuesto de combustible con material fértil disperso en una matriz metálica o cerámica. Debido al incremento de la conductividad térmica, esto lleva a reducciones importantes de temperatura en el combustible durante la operación del reactor nuclear. Como consecuencia, la emisión de gases de fisión se reduce de manera sustancial, debido a que la emisión es fuertemente dependiente de la temperatura del combustible. Estos compuestos combustibles incluyen el concepto de una doble barrera (matriz + encamisado) para las emisiones de gases de fisión al exterior de la barra de combustible.

La IMF tiene 2 opciones de compuestos<sup>63</sup>:

<sup>63</sup> Publicación de la *Agencia Internacional de Energía Atómica*: [www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te\\_1516\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1516_web.pdf), pp. 52, 2011.

- a) Materiales homogéneos, los cuales son soluciones tales como óxidos, nitratos o metales (aleaciones).
- b) Materiales heterogéneos, los cuales son compuestos de cermet, cermet o metmet.

Esos materiales pueden ser usados como pastillas cilíndricas, bloques de diseño prismático, o micro-esferas en la forma de paquetes esféricos o núcleos.

En una reunión del comité técnico de la Agencia Internacional de Energía Atómica, IAEA, en Moscú en 1996<sup>65</sup>, se realizó un intercambio internacional de experiencias con este combustible. En particular se mostró que el supuesto combustible “frío” puede:

- Permitir el aumento del quemado a 100 MWd/kg<sub>HM</sub>, usando una fracción de Pu en lugar de <sup>235</sup>U altamente enriquecido.
- Incrementar el margen para la flexibilidad de operación del reactor.

En particular, la Federación Rusa ha realizado investigaciones con respecto a la aplicación al LWR<sup>64</sup>. Desde los 90's, se adoptó el combustible IMF, con una estrategia de multi-reciclado, considerando las siguientes propiedades:

- Propiedades del neutrón, es decir, baja sección eficaz de absorción y un adecuado coeficiente Doppler.
- Estabilidad de fase, inercia química y compatibilidad.
- Propiedades termo-físicas aceptables.

Recientemente, varias organizaciones de investigación se han dedicado a actividades de investigación y desarrollo, R&D (*research and development*), para el quemado de plutonio (Pu) y actínidos menores (MA) en reactores térmicos, reactores rápidos y sistemas avanzados utilizando el concepto de IMF<sup>66</sup>. Esto proviene del interés en reducir el exceso de reservas actuales de Pu y otros elementos transuránicos. Esos esfuerzos se deben al valor energético del plutonio, reducción del riesgo a la proliferación, y debido a que los elementos transuránicos contribuyen considerablemente a la radiotoxicidad del combustible gastado convencional.

Los proyectos IMF inicialmente se trataron con plutonio obtenido de la producción de energía nuclear civil, sin embargo, después de finalizar la “guerra fría”, el exceso de Pu proveniente de fuentes militares también tuvo que ser considerado. Actualmente, la reducción de los inventarios de materiales para armas y el aumento en la producción de Pu reprocesado de los programas electronucleares, han dado un abastecimiento de plutonio del orden de 200 toneladas de plutonio proveniente de armamento y 1000 toneladas de plutonio civil a finales del siglo pasado<sup>67</sup>.

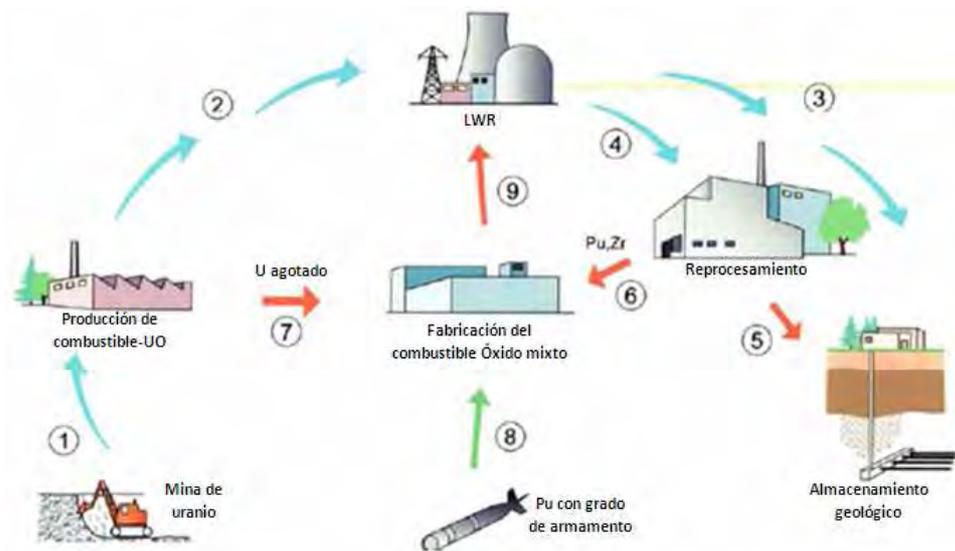
---

<sup>64</sup> Publicación de la *Agencia Internacional de Energía Atómica*: [www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te\\_1516\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1516_web.pdf), 2011, pp. 1, 30.

La principal preocupación del plutonio separado se asocia con los peligros potenciales relacionados con la proliferación y la seguridad ambiental. La gestión de los inventarios de plutonio de una manera eficaz ha sufrido una importante caída debido a los retrasos en el despliegue comercial de los programas de reactores rápidos. La producción de energía sigue siendo la opción más deseable para la disposición y para resolver el problema de los excedentes de plutonio a corto y mediano plazo, sugiere la Academia Nacional de Ciencias de EE.UU., quemar tan rápida y completamente como sea posible el exceso de plutonio en los reactores de agua existentes. Los reactores de neutrones rápidos, FR (*fast reactors*), también pueden ser considerados para el quemado eficaz de actínidos menores. La práctica actual de abastecimiento de combustible, con mezcla de óxidos mixtos (MOX), en los LWR's (con carga del núcleo hasta el 40%), no permite una rápida reducción de las existencias de plutonio; la sustitución de dióxido de uranio por una matriz inerte y una extensión del ciclo de combustible nuclear se han examinado (ver figura 3.3). Recientemente, la IAEA ha preparado un documento sobre los combustibles avanzados<sup>65</sup>, que incluye también combustibles para quemar el exceso de plutonio procedente de armas en los reactores térmicos. En ese documento se ha puesto más énfasis en las propiedades básicas de la fabricación y el comportamiento en la irradiación de estos combustibles<sup>65</sup>.

---

<sup>65</sup> Publicación de la *Agencia Internacional de Energía Atómica*: [www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te\\_1516\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1516_web.pdf), 2011, pp. 1-2, 30.



- Las flechas (1,2,3) denotan el paso clásico del ciclo de combustible nuclear básico de uranio, y la eliminación directa del elemento combustible sin reprocesamiento (por ejemplo el ciclo de combustible directo).
- Las flechas (4,5) introducen el paso de reprocesamiento, el Pu es producido y almacenado definitivamente.
- Las flechas (6,7,9,4) presentan potencial extensión para la opción MOX.
- Las flechas (6,8,9,3) describen la extensión del ciclo de combustible sugerido para la opción IMF. Utiliza combustible de Pu reciclado (libre de U), ya sea de combustible gastado de LWR, o de armamento, quemado en el reactor, y almacenamiento y disposición geológica directa del combustible gastado.

Figura 3.3. Extensiones del ciclo de combustible nuclear<sup>67</sup>.

El Departamento de Energía de los EE.UU. (DOE) ha patrocinado proyectos de investigación de ciclos de combustible conceptuales que involucran mezclas sinérgicas de reactores térmicos y sistemas de espectro rápido, como los híbridos fisión-fusión (FFTS).

La figura 3.4 representa el ciclo de combustible de la estrategia FFTS, comprendiendo ambos sistemas térmico e híbrido. Como la incineración IMF-LWR remueve las especies de transmutación menos nocivas, el número total de híbridos avanzados requeridos para consumir los residuos (25%) es muy reducido; el FFTS aumenta el potencial de transmutación del concepto IMF.

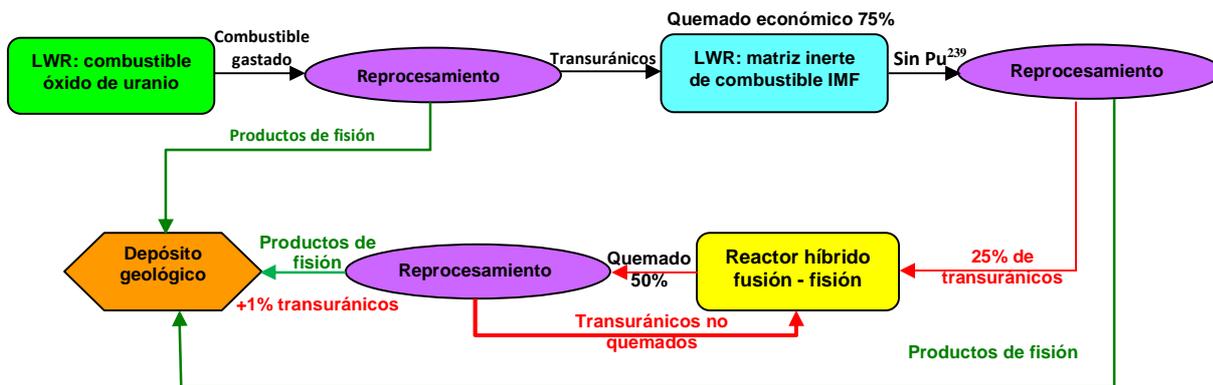


Figura 3.4. Ciclo de combustible de la estrategia FFTS<sup>66</sup>.

Aunque un ensamble subcrítico como un híbrido fusión-fisión pudiera parecer idealmente adecuado para incorporar ambos ciclos de combustible con la fase IMF-LWR, todavía no se ha podido lograr un quemado completo de transuránicos no físis (principalmente  $\text{Pu}^{242}$ ,  $\text{Cm}^{244}$  y  $\text{Am}^{243}$ ). Esta situación pudiera cambiar con el CFNS, ya que el ensamble híbrido contiene una intensa fuente de neutrones rápidos, de  $3.6 \times 10^{19}$  n/s en su núcleo, produciendo 100 MW aproximados de potencia de fusión DT. Esta fuente puede permitirle al híbrido funcionar en una modalidad subcrítica logrando un buen desempeño en el factor de multiplicación neutrónica,  $k_{\text{eff}}$ , en la cubierta de fisión. De esta manera, el híbrido puede rápida y eficientemente quemar los transuránicos y al mismo tiempo producir considerable potencia de fisión.

### 3.3.2 Combustible de óxidos mixtos (MOX)

En los LWR's existen tanto fisiones de isótopos tales como  $^{235}\text{U}$ , como formación de otros nuevos isótopos pesados debido a la captura neutrónica, principalmente por  $^{238}\text{U}$ ; dado que la mayor parte de la masa de combustible en un reactor es  $^{238}\text{U}$ . Éste puede llegar a convertirse en  $^{239}\text{Pu}$ , y consecutivamente, por captura neutrónica, puede producirse  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$  y  $^{242}\text{Pu}$ , así como otros isótopos transuránicos. El  $^{239}\text{Pu}$  y  $^{241}\text{Pu}$  son materiales físis como el  $^{235}\text{U}$ .

Considerando que el combustible es cambiado cada tres años en promedio, la mitad de  $^{239}\text{Pu}$  es "quemado" en el reactor, proporcionando cerca de un tercio de la energía total; se comporta como el  $^{235}\text{U}$ , y su fisión libera una cantidad similar de energía. Cuanto mayor sea el grado de quemado, menos plutonio físil se mantiene en el combustible utilizado. Normalmente, el 1% del combustible utilizado descargado de un reactor es Pu, y dos tercios de éste es físil (50%  $^{239}\text{Pu}$ , 15%  $^{241}\text{Pu}$ ), como lo muestra

<sup>66</sup> M. Kotschenreuther, P.M. Valanju, S.M. Mahajan, E.A. Schneider, "Fusion-Fission Transmutation Scheme - Efficient destruction of nuclear waste", Fusion Engineering and Design 84 (2009), pp. 86, 2009.

la figura 3.4. A nivel mundial, alrededor de 70 toneladas de plutonio, contenido en el combustible gastado, se remueve cada año cuando se recargan de combustible los reactores<sup>67</sup>.

Hoy en día en el mundo existe una cantidad importante de uranio y plutonio separado que puede ser reciclado, incluido el de fuentes ex-militares, que es equivalente al suministro de tres años de uranio natural de todas las minas del mundo (ver Tabla 3.2).

Tabla 3.2 Inventario de materiales reciclables separados<sup>68</sup>.

<b>Material</b>	<b>Cantidad (tons)</b>	<b>U natural equivalente (tons)</b>
Pu de combustible reprocesado	320	60,000
U de combustible reprocesado	45,000	50,000
Pu ex-militar	70	15,000
U altamente enriquecido ex-militar	230	70,000

Además, existen alrededor de 1.6 millones de toneladas de colas de enriquecimiento, con uranio físil recuperable.

El plutonio, como un óxido, se puede mezclar con restos de uranio empobrecido sobrante de una planta de enriquecimiento (colas) para formar combustible de óxido mixto fresco, MOX, que es  $UO_2 + PuO_2$ . El combustible MOX, que consta de cerca de 7% de plutonio mezclado con uranio empobrecido, es equivalente al combustible de óxido de uranio enriquecido al 4.5% de  $^{235}U$ , asumiendo que el plutonio tiene alrededor de dos tercios de isótopos físis. Si se utiliza plutonio proveniente de armas (> 90% de  $^{239}Pu$ ), sólo alrededor del 5% de plutonio será necesario en la mezcla. Según la experiencia de Areva el contenido de plutonio de combustible MOX comercial varía entre 3 y 10% dependiendo del diseño del combustible<sup>71</sup>.

Un simple reciclado de *plutonio* en forma de combustible MOX aumenta la energía derivada del uranio original en un 12% aproximadamente, y si el *uranio* se recicla también, esto llega a ser alrededor del 22% (basado en el combustible de LWR con quemado de 45 GWd/tU)<sup>69</sup>.

<sup>67</sup> M. Kotschenreuther, P.M. Valanju, S.M. Mahajan, E.A. Schneider, "Fusion-Fission Transmutation Scheme - Efficient destruction of nuclear waste", Fusion Engineering and Design 84 (2009), pp. 86, 2009.

<sup>68</sup> Página de la *World Nuclear Association*: [www.world-nuclear.org/info/default.aspx?id=454&terms=mixed%20oxide%20fuel](http://www.world-nuclear.org/info/default.aspx?id=454&terms=mixed%20oxide%20fuel), pp. 2, 2011.

<sup>69</sup> Página de la *World Nuclear Association*: [www.world-nuclear.org/info/default.aspx?id=454&terms=mixed%20oxide%20fuel](http://www.world-nuclear.org/info/default.aspx?id=454&terms=mixed%20oxide%20fuel), pp. 1, 2011.

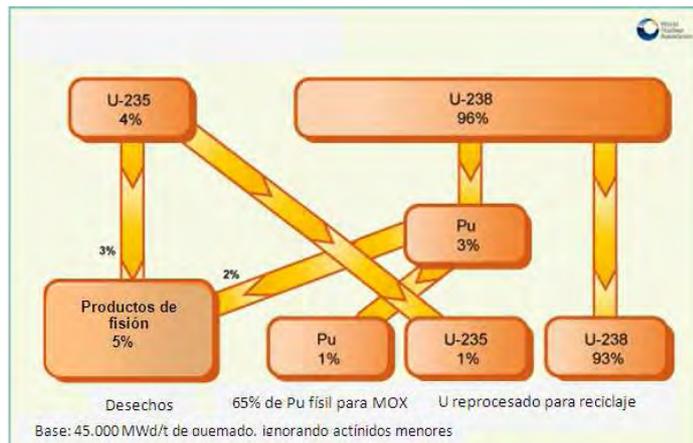


Figura 3.5. Relación de materiales en el combustible  $UO_2$  estándar<sup>71</sup>.

### 3.3.2.1 Usos de MOX

El combustible MOX fue utilizado por primera vez en un reactor térmico en 1963, pero no entró en uso comercial hasta la década de los 80's. Hasta ahora, cerca de 2000 toneladas de combustible MOX se han fabricado y cargado en los reactores de potencia. En 2006 cerca de 180 toneladas de combustible MOX se cargaron en más de 30 reactores (en su mayoría PWR) en Europa<sup>71</sup>.

El MOX se utiliza actualmente en Europa y Japón; cerca de 40 reactores en Bélgica, Suiza, Alemania y Francia tienen licencia para el uso de MOX, y más de 30 lo están haciendo. En Japón alrededor de 10 reactores tienen licencia para utilizarlo y varios lo hacen. Estos reactores generalmente usan combustible MOX en aproximadamente un tercio de su núcleo, pero algunos aceptarán más del 50% para ensambles MOX. Francia aspira a tener todas sus series de 900 MWe de reactores funcionando con al menos un tercio de MOX. Japón también tiene previsto utilizar MOX en un tercio de sus reactores en el futuro próximo, y planea (antes de Fukushima) poner en marcha un reactor de 1383 MWe con una carga de combustible completa de MOX en la planta de Ohma a finales de 2014. Otros reactores avanzados de agua ligera, como el EPR o AP1000 estarán habilitados para aceptar cargas completas de combustible MOX, en el momento en que sea necesario<sup>70</sup>.

El uso de hasta el 50% de MOX no cambia las características de funcionamiento de un reactor, aunque el reactor debe ser diseñado o adaptado ligeramente para utilizarlo; más barras de control son necesarias. Para más del 50% de carga de MOX, son necesarios cambios significativos y un reactor necesita ser diseñado en consecuencia.

<sup>70</sup> Página de la *World Nuclear Association*: [www.world-nuclear.org/info/default.aspx?id=454&terms=mixed%20oxide%20fuel](http://www.world-nuclear.org/info/default.aspx?id=454&terms=mixed%20oxide%20fuel), pp. 2-4, 2011.

Una ventaja del MOX es que la concentración del combustible fósil se puede aumentar fácilmente mediante la adición de un poco más de plutonio, mientras que el enriquecimiento de uranio a niveles más altos de  $^{235}\text{U}$  es relativamente caro. En la medida en que los operadores de los reactores han incrementado el quemado del combustible, pasando de 30,000 MW/d por tonelada, hace unos años, a más de 50,000 MWd/t en la actualidad; así, el uso de MOX ha llegado a ser más atractivo.

El reprocesamiento para separar el plutonio y reciclar combustible MOX será más atractivo económicamente, conforme el precio del uranio aumente. El uso de MOX también se vuelve atractivo por la necesidad de reducir el volumen de combustible gastado. Siete ensambles de combustible  $\text{UO}_2$  dan lugar a un ensamble de MOX, además de algunos residuos vitrificados de alto nivel, resultando en aproximadamente un 35% del volumen, masa y costos de disposición con respecto al ciclo directo.

Es importante mencionar que el plutonio del combustible reprocesado debe ser fabricado en MOX tan pronto como sea posible para evitar problemas con el decaimiento de los isótopos de plutonio de vida corta. Por ejemplo, el  $^{241}\text{Pu}$  con vida media de 14 años decae a  $^{241}\text{Am}$ , que es un fuerte emisor gamma, dando lugar a un riesgo para la salud ocupacional potencial, si el plutonio separado con más de 5 años se utiliza en una planta de MOX convencional. El nivel de  $^{241}\text{Am}$  en el plutonio almacenado aumenta cerca de 0.5% por año, con la correspondiente disminución en el valor del plutonio fósil. El  $^{238}\text{Pu}$  con vida media de 88 años, un fuerte emisor alfa y una fuente de neutrones espontáneos, es mayor en el combustible de alto quemado. El  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$  y  $^{242}\text{Pu}$  son de larga vida y por lo tanto poco cambia con un almacenamiento prolongado. Cabe mencionar que la composición isotópica del plutonio del combustible gastado, con 45 GWd/tU de quemado, es aproximadamente del 37% de  $^{239}\text{Pu}$ , 32% de  $^{240}\text{Pu}$ , 16% de  $^{241}\text{Pu}$ , 12% de  $^{242}\text{Pu}$  y el 4% de  $^{238}\text{Pu}$ .

Los reactores de neutrones rápidos permiten el reciclaje múltiple de plutonio, ya que todos los isótopos transuránicos son fisionables, pero en los reactores térmicos la degradación isotópica limita el potencial reciclaje de plutonio, por lo que más combustible MOX gastado es almacenado en espera de una implementación mayor de los reactores rápidos o en sistemas como el reactor híbrido de fusión-fisión que se estudia en esta tesis.

### 3.3.2.2 Producción de MOX

Actualmente dos plantas producen cantidades comerciales de combustible MOX en Francia y el Reino Unido. Una planta belga de 40 t/año cerró en 2006 y al año siguiente, la planta francesa de Melox autorizó un aumento de producción de 145 a 195 t/año. Así mismo, la planta de MOX de Sellafield en el Reino Unido fue disminuida de 128 a 40 t/año, aunque la planta hasta la fecha no ha sido capaz de lograr algo cercano a su capacidad. Japón tiene previsto poner en marcha una planta de 130 t/año, J-MOX, en Rokkasho, en 2015; en la Tabla 3.3 se muestran los datos anteriores que pertenecen a la

capacidad de fabricación de combustible MOX en el mundo. Finalmente se sabe que la construcción de una planta de fabricación de combustible MOX en Savannah River, EE.UU., ya está en marcha.

Tabla 3.3. Capacidad de fabricación de combustible MOX en el mundo (t/año)<sup>73</sup>.

<b>País</b>	<b>2009</b>	<b>2015</b>
Melox, Francia	145	195
Tokai, Japón	10	10
Rokkasho, Japón	0	130
Ozersk, Mayak, Rusia	5	5
Zheleznogorsk, Rusia	0	60
Sellafield, Reino Unido	40	40
<b>Total para LWR</b>	<b>250</b>	<b>440</b>

Actualmente, la producción de plantas de reprocesamiento excede la tasa de uso de plutonio en MOX, resultando en existencias de plutonio (civil) en varios países.

Rusia actualmente es líder en el desarrollo de reactores rápidos que utilizan MOX y tiene planes a largo plazo para construir una nueva generación de reactores rápidos impulsados por MOX. El reactor rápido más grande del mundo, el BN-800 de 800 MWe, se encuentra actualmente en construcción en Beloyarsk, en Urals, y se pondrá en marcha en 2012.

La política general actual es no reprocesar el combustible MOX usado, pero se almacena y se espera la llegada de la evolución del ciclo de combustible correspondiente al diseño de reactores de neutrones rápidos de Generación IV.

## **CAPÍTULO 4. METODOLOGIA Y MODELO**

Por obvias razones de costos, tecnología y tiempo, el alcance planteado para esta tesis es la simulación del CFNS por medio de una computadora. De esta manera es posible conocer el comportamiento del reactor híbrido en forma “virtual”, con la ventaja de que se pueden reajustar los parámetros del diseño original y comparar sus resultados, para después contrastarlos entre sí; para esto, es necesario primero: a) elegir el programa que permita alcanzar las metas deseadas, b) elaborar el modelo del CFNS con una plena identificación de sus partes principales, considerando las dimensiones reales, y c) realizar las simulaciones y los análisis deseados.

Por su importancia en la investigación actual en muchas partes del mundo, el programa elegido fue el MCNPX, versión 2.6.0, y para realizar un diagrama o bosquejo del modelo de estudio, se utilizaron el CorelDraw Graphics suite X4 y la barra de dibujo de Microsoft Word 2007.

A continuación se da una breve descripción del MCNPX y del método de solución que utiliza: el método Monte Carlo. Posteriormente, se presentará el modelo desarrollado en esta tesis.

## **4.1 Código MCNPX**

### *4.1.1 Introducción*

El MCNPX es un código de transporte de partículas originadas por radiación, de propósitos generales, que permite modelar la interacción de la radiación con la materia. El MCNPX extiende las capacidades de MCNP, que es una versión anterior, a casi todas las partículas, energías, y aplicaciones, sin afectar el tiempo de cálculo adicional. Es totalmente tridimensional y dependiente del tiempo (para efectos de estimar la evolución isotópica de materiales “quemables”), y se basa en el método de Monte Carlo; utilizando las más recientes librerías nucleares de secciones eficaces. Las aplicaciones van desde el espacio ultraterrestre, como el descubrimiento de agua en Marte, hasta las profundidades del subsuelo donde la radiación se utiliza para búsqueda de petróleo. También se utiliza para la medicina nuclear, seguridad nuclear, aplicaciones de aceleradores, criticidad nuclear, y otras aplicaciones diversas.

### *4.1.2 El método Monte Carlo*

Para la aplicación que nos ocupa en esta tesis, el método Monte Carlo es capaz de reproducir a detalle la distribución de los neutrones en el sistema, la criticidad del mismo, y la evolución isotópica del combustible. Para esto, utiliza funciones de distribución de probabilidad, secciones eficaces y ángulos de dispersión, para estimar la trayectoria aleatoria de las partículas en el medio. Las interacciones de los neutrones con el medio son muestreadas y reproducidas como en una situación físicamente real.

### *4.1.3 Trayectoria de las partículas*

Al nacer una partícula, por una fuente de neutrones externa, o una fisión en un medio homogéneo, tendrá una trayectoria de dispersiones constantes, debido a las colisiones que sufre, ocasionando cambios de dirección y energía en el neutrón; así que tendrá un viaje en zig-zag, hasta que sea absorbida o escape del sistema. Esto representa la historia del neutrón, la cual es un proceso

estadístico. Por lo tanto, para obtener mejores resultados, se deben estimar una gran cantidad de historias neutrónicas.

Las variables implicadas en la trayectoria aleatoria en un medio determinan el estado  $\alpha$  de una partícula (ver figura 4.1), y las coordenadas esféricas definen su dirección (ver figura 4.2).

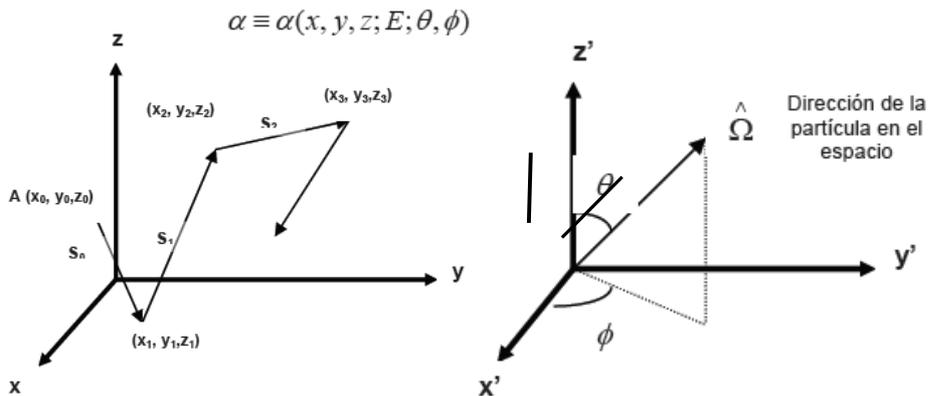


Figura 4.1. Trayectoria de una partícula en un medio. Figura 4.2. Dirección de la partícula en coordenadas esféricas.

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

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

Después del estado inicial de la partícula, cada estado siguiente está en función del estado previo dentro del medio deseado; así se construye la historia de la vida de cada partícula. En una dispersión después de una colisión, las coordenadas del punto de la siguiente colisión de la partícula se calculan de acuerdo a:

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

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

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

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

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

Posteriormente, se establece, aleatoriamente, un valor de  $s$  ( $s_i$ ) de la función dada por (5), a continuación, las coordenadas de la siguiente colisión se obtienen de:

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

Los ángulos después de la dispersión también se pueden determinar;  $\theta$  es el ángulo de reflexión y  $\phi$  es el ángulo azimutal. Usualmente el ángulo  $\phi$  es distribuido aleatoriamente en el intervalo de 0 a  $2\pi$ .

La energía de la partícula después de la dispersión se obtiene muestreando la función de probabilidad apropiada. La función usada para este fin es la función de distribución de Maxwell-Boltzmann, para la distribución de energía de los neutrones en equilibrio térmico con los átomos del medio, ésta es:

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

#### 4.1.4 Muestreo de la partícula

Con el método Monte Carlo se trata de deducir el comportamiento promedio de todas las partículas en el medio al analizar unas pocas aleatoriamente, relacionándolas a un evento físico probabilísticamente por medio de una función de probabilidad  $P(x)$ , que describe la frecuencia relativa de la variable aleatoria  $x$  definida en el intervalo de valores posibles que pueda tomar.

La probabilidad,  $\text{prob}(x < X < x + \Delta x)$ , que es la probabilidad de que una variable aleatoria tenga valores en el intervalo  $(x, x + \Delta x)$ , se relaciona con la función de densidad de probabilidad  $p(x)$  por:

$$\text{prob}(x < X < x + \Delta x) = p(x) \quad \text{cuando } \Delta x \rightarrow 0$$

O con notación diferencial:

$$P(x)dx = \text{probabilidad de que ocurra una interacción entre } x \text{ y } x + dx.$$

Cuando  $x$  está dentro de un intervalo continuo, la probabilidad es:

$$prob(a < x < b) = \int_a^b p(x) dx$$

Y como  $p(x)$  describe la frecuencia relativa de ocurrencia de  $x$  en todo intervalo de valores posibles de  $x$ , se cumple:

$$0 \leq p(x) \leq 1, \int_{-\infty}^{\infty} p(x) dx = 1, \forall x$$

$P(x)$  puede ser continua o discreta.

Por ejemplo: el espectro de energía de los neutrones de fisión  $\chi$  es una función de densidad de probabilidad continua, y una función de densidad discreta se puede construir con las probabilidades de absorción y dispersión en el material, utilizando la secciones eficaces microscópicas de absorción y dispersión:  $\sigma_a/\sigma_t$  y  $\sigma_s/\sigma_t$ , respectivamente

#### 4.1.5 Descripción del código MCNPX 2.6.0.

El código MCNPX-2.6.0 (por sus siglas en inglés: Monte Carlo N-Particle eXtended, versión 2.6.0), es un código de transporte y geometría generalizada que sirve para modelar la interacción de la radiación con cualquier material; es muy utilizado en física de reactores, y se considera una referencia en esta área de la ingeniería nuclear.

El código utiliza el método numérico de Monte Carlo, y se puede usar en transporte de neutrones, fotones o electrones, transporte de neutrones/fotones, neutrones/fotones/electrones, fotones/electrones o electrones/fotones, y cálculos de criticidad de sistemas físiiles proporcionando un factor de multiplicidad efectivo de neutrones:  $k_{eff}$ . Tiene múltiples aplicaciones (seguridad nuclear, cálculo de blindajes, dosimetría, etc.). Emplea una biblioteca interna de datos nucleares basada principalmente en las evaluaciones del ENDF/B-VI (Evaluated Nuclear Data File) y del ENDL (Evaluated Nuclear Data Library).

#### 4.1.6 Cálculos de criticidad

En estos cálculos, un ciclo de  $k_{eff}$  representa un grupo de historias de neutrones, o la razón del número de neutrones generados por fisiones presentes, entre los que había al inicio de la generación;

el valor esperado de  $k_{eff}$  es el promedio de los eventos totales. El error relativo al estimar  $k_{eff}$  disminuye al aumentar el número de ciclos, así se tiene una buena estimación. Se utiliza para esto la ecuación:

$$\bar{k} = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N k_i, \text{ donde:}$$

$\bar{k}$  =factor de multiplicación estimado para el sistema de interés.

$k_i$  =factor de multiplicación estimado en el  $i$ -ésimo ciclo.

Entonces, se usa una secuencia de números aleatorios  $r_i$ , ( $0 < r_i < 1$ ) para producir una distribución aleatoria de cantidades que simulan el problema a tratar. A continuación se da un ejemplo de cómo funciona el método Monte Carlo para obtener  $k_{eff}$ .

1. En el primer ciclo del cálculo de  $k_{eff}$ , determinar la posición inicial del neutrón.
2. Utilizar un número aleatorio para seleccionar la energía del neutrón.
3. Usar le siguiente número aleatorio para determinar la dirección coseno del neutrón.
4. Determinar la localización de la siguiente colisión con el siguiente número aleatorio (la distancia que recorra el neutrón depende de la sección eficaz del material).
5. Verificar la nueva posición del neutrón para determinar si ha escapado del sistema; si esto ocurre, agregar un uno a los escapes totales y regresar al paso 1 empezando otra historia o ciclo, de otra forma, continuar.
6. Determinar el tipo de interacción que 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:
7. 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.
8. Si la interacción es una captura, regresar al paso 1 y empezar otro ciclo con un nuevo neutrón.
9. Si la interacción es una fisión, determinar cuántos neutrones se producen aquí (utilizando las bibliotecas) y determinar el número total de neutrones que se produjeron en la fisión para que sirvan como inicio de otro ciclo (esto reemplaza al paso 1 en futuros ciclos).
10. Cuando se han completado las historias que se han solicitado, evaluar  $k_{eff}$  dividiendo el nuevo número de neutrones creados en este ciclo por el número de historias evaluadas en el ciclo.

#### 4.1.7 Estimación del error

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

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

Este error relativo estimado se usa para obtener intervalos de confianza alrededor del promedio estimado. El Teorema del Límite Central establece que conforme  $N$  tiende a infinito hay una probabilidad del 68% de que el resultado verdadero se encuentre en el intervalo  $\bar{x} \pm R$ , una probabilidad del 95% en  $\bar{x} \pm 2R$  y una probabilidad del 98% en  $\bar{x} \pm 3R$ . Para una mayor exactitud se requiere un análisis detallado de las incertidumbres en los datos físicos, modelado, muestreo, aproximaciones, etc., usados en el cálculo.

#### 4.1.8 Quemado

La versión 2.6.0 del MCNPX permite cálculos de quemado de combustible en el tiempo, a diferencia de las versiones anteriores que no lo consideran. La opción de quemado está limitada para los problemas de cálculo de criticidad (KCODE). Para el quemado, el código MCNPX está ligado al código CINDER90, es decir, MCNPX realiza los cálculos de factor de multiplicación de neutrones, flujo neutrónico, tasas de reacción, etc., y CINDER90 hace los cálculos de quemado del combustible nuclear para llegar a un inventario final después de un paso de quemado especificado. Esta información de inventario de isótopos es entregado de nuevo a MCNPX para hacer el cálculo de criticidad para el siguiente paso de tiempo, y así sucesivamente se alternan MCNPX y CINDER90 hasta alcanzar todos los pasos de quemado pedidos en el archivo de entrada (ver Figura 4.3).

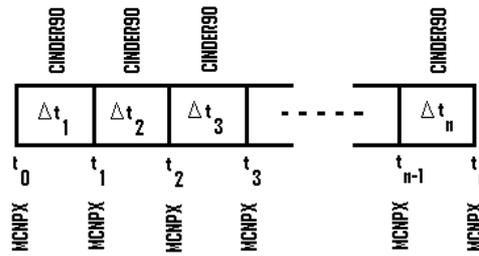


Figura 4.3. Diagrama de cómo se alternan los códigos MCNPX y CINDER90 para evaluar un caso con diferentes pasos de quemado.

CINDER90 es capaz de seguir en el tiempo las reacciones para 3400 isótopos usando información de secciones eficaces y de decaimiento radiactivo, contenida en su biblioteca. La ecuación para el inventario de los materiales es la siguiente:

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

Donde:

$\beta_m$  Probabilidad total de transmutación para el isótopo  $m$ .

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

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

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

La ecuación diferencial no es lineal porque las probabilidades de transmutación dependen del flujo, que a su vez es dependiente de las densidades atómicas. Para linealizar el proceso, las probabilidades de transmutación deben dejarse constantes. El conjunto de ecuaciones diferenciales de creación/agotamiento de isótopos está acoplado, dado que cada ecuación contiene la densidad isotópica de otros núclidos. En lugar de resolver una matriz muy extensa de ecuaciones diferenciales usando el método "exponencial de matrices", CINDER90 reduce el conjunto de ecuaciones acopladas a un conjunto de ecuaciones diferenciales lineales usando el *método de Markov*. Las cadenas lineales son creadas para cada transmutación de los isótopos; empezando con las concentraciones iniciales ya conocidas se generan las siguientes ecuaciones:

$$\frac{dN_i}{dt} = \bar{Y}_i + N_{i-1}(t)\gamma_{i-1} - N_i(t)\beta_i$$

Donde ahora los subíndices corresponden al orden en el que aparecen en una secuencia o cadena, y  $\gamma_{i-1}$  es la probabilidad de transmutación de formar el núclido  $N_i$ . Las soluciones para cada cadena lineal determinan la densidad isotópica parcial  $N_i$ , y es calculada de la siguiente ecuación:

$$N_m(t) = \prod_{k=1}^{n-1} \gamma_k \left\{ \bar{Y}_m \left[ \frac{1}{\prod_{i=1}^n \beta_i} - \sum_{j=1}^n \frac{e^{-\beta_j t}}{\prod_{i=1, \neq j}^n (\beta_i - \beta_j)} \right] + N_1^0 \sum_{j=1}^n \frac{e^{-\beta_j t}}{\prod_{i=1, \neq j}^n (\beta_i - \beta_j)} \right\}$$

Cada densidad parcial  $N_i$  calculada de la cadena lineal es sumada para obtener el inventario total del núclido  $N_m$ . La ecuación diferencial que gobierna el cálculo de  $N(t)$  es, por consecuencia, acoplada sólo a los elementos en la secuencia que lleva al  $i$ -ésimo elemento.

La ecuación de quemado/agotamiento utiliza flujos, densidades de los núclidos y secciones eficaces para determinar el inventario de los núclidos en función del tiempo. La ecuación de agotamiento simplificada para un solo grupo y sin decaimiento es:

$$\frac{dN(\bar{r}, t)}{dt} = -\Phi(\bar{r}, t) \sigma(\bar{r}) N(\bar{r}, t)$$

Cuya solución es:

$$N(\bar{r}, t) = N_0(\bar{r}) e^{-\sigma(\bar{r}) \int_{t_1}^{t_2} \Phi(\bar{r}, t) dt}$$

Por lo tanto, el cambio en la concentración del núclido depende del flujo integrado en el tiempo. Desafortunadamente, el flujo dependiente del tiempo es también dependiente de la densidad del núclido, lo que hace que la ecuación sea no lineal. Para hacerla lineal debe hacerse una consideración sobre el flujo dependiente del tiempo, se asume que el flujo es constante durante todo el paso de quemado:

$$N(\bar{r}, t) = N_0(\bar{r}) e^{-\sigma(\bar{r}) \Phi(\bar{r}) t, prom}$$

Esta aproximación es verdadera sólo si el flujo promedio usado en el cálculo es el verdadero promedio en todo el paso de quemado y el cambio espectral sobre el paso de quemado es lineal. MCNPX hace una aproximación del comportamiento del flujo promedio usando una técnica llamada

CSADA (*Cross-Section Averaging for Depletion Acceleration Method*). Esta técnica consiste en el siguiente proceso multipasos<sup>71</sup>:

1. Un cálculo de quemado es completado para la mitad del paso de quemado  $[t(i) \rightarrow t(i+1/2)]$ , a éste se le conoce como el paso predictor.
2. Flujos y densidades de colisión son calculados en MCNPX en estado estable para ese medio paso de tiempo intermedio.
3. Los flujos y densidades de colisión calculadas en el paso 2, son usados en el paso de quemado completo  $[t(i) \rightarrow t(i+1)]$ ; a éste se le llama paso corrector.

## **4.2 Computadora Kambalam**

Debido a la complejidad del modelo CFNS la eficiencia de operación de una computadora convencional al trabajar con MCNPX es reducida, por lo que se utilizó como herramienta de apoyo la supercomputadora principal de la *Universidad Nacional Autónoma de México* llamada KANBALAM, que permitió reducir el tiempo de ejecución del programa de semanas (inclusive meses) a días.

*KanBalam* es un sistema "*HP Cluster Platform 4000*" que cuenta con 1368 núcleos (en procesadores AMD Opteron de 2.6 GHz, cada uno de 2 núcleos), capaz de procesar 7.113 billones de operaciones aritméticas por segundo<sup>72</sup>, una memoria RAM total de 3000 GB y un sistema de 160 TB para almacenamiento masivo. La supercomputadora está constituida por *Racks* de almacenamiento, de red, de control y de procesamiento. Los *Racks* de procesamiento están formados por nodos, cada nodo de procesamiento contiene 2 núcleos de 2 procesadores, 8 GB de RAM y 160 GB de almacenamiento.

Los modelos reportados en esta tesis fueron corridos en esta supercomputadora usando paralelamente 64 o 128 procesadores, según la disponibilidad de los mismos.

## **4.3 Modelo del dispositivo CFNS**

### **4.3.1 Descripción del dispositivo CFNS**

A partir de la investigación en fusión y sus restricciones tecnológicas, se ha rediseñado un dispositivo de una fuente de neutrones de fusión compacta o CFNS con una potencia para suministrar suficientes

---

<sup>71</sup> Los Alamos National Laboratory, LA-UR-08-2216 EXCERPT "*MCNPX Capabilities*" <https://mcnpx.lanl.gov/opendocs/misc/FeaturesList.pdf>, 2011, pp. 38.

<sup>72</sup> Supercómputo UNAM, *Equipos de supercómputo: HP CP 4000 - Kan Balam*, [www.super.unam.mx/index.php?option=com\\_content&task=view&id=35&Itemid=66](http://www.super.unam.mx/index.php?option=com_content&task=view&id=35&Itemid=66), 2010.

neutrones y así alcanzar las metas de transmutación; el diseño es un Tokamak con parámetros operacionales dentro del conjunto de demostraciones experimentales con Tokamaks convencionales.

La tabla 4.1 muestra los parámetros de referencia utilizados en el CFNS. El núcleo contiene una masa de 0.9 kg, de un combinación de Deuterio y Tritio, al 50% cada uno; este núcleo plasmático puede alcanzar una temperatura aproximada de  $1 \times 10^8$  K, con una densidad de  $1 \times 10^{20}$  partículas cargadas/m<sup>3</sup>.

Tabla 4.1. Parámetros de referencia del CFNS<sup>73</sup>.

Altura del reactor	8.0 m
Radio de la fuente	0.2 m, toroidal
Radio del plasma	2.0 m, toroidal
Combustibles	MOX, IMF
Refrigerante	<sup>23</sup> Na
Material de la cubierta exterior	Pb-natural
Material de la columna principal (interna)	Pb-natural
Altura de los anillos de combustible	6 m
Altura de la zona de refrigerante	8 m
Material que rodea al plasma	Vacío
Población de la fuente	5000 n

Los datos de los primeros tres renglones muestran valores experimentalmente demostrados.

#### 4.3.2 Combustible

La región de combustible se compone de anillos con combustible nuclear gastado de reactores tipo LWR y fluido intercambiador de calor. Puesto que este fluido no debe ser moderador, ya que el sistema intenta funcionar con neutrones rápidos, se eligió sodio líquido para realizar esta función, al igual que en los reactores rápidos. La región donde se coloca el combustible es anular, con radio interior de 2.5 m y radio exterior de 3 m; considerando una altura de 8 m. Dentro de este espacio se colocaron de 1 a 3 anillos cilíndricos (según sea el caso estudiado). Se considera que la región anular que contiene al combustible está rodeada por una coraza reflectora en tres costados (superior, inferior y exterior), mientras que la superficie interior es libre de recibir el flujo de neutrones de fusión.

#### 4.3.3 Bosquejo del dispositivo CFNS

<sup>73</sup> M. Kotschenreuther, P.M. Valanju, S.M. Mahajan, E.A. Schneider, "Fusion-Fission Transmutation Scheme - Efficient destruction of nuclear waste", Fusion Engineering and Design 84, 2009, pp. 84.

Para poder realizar la simulación del CFNS se utilizó el software de dibujo, CorelDraw Graphics suite X4, como apoyo para facilitar la visualización del modelo en sí y sus partes internas y externas (ver figura 4.4); esto mismo también sirve como “plantilla” principal del modelo para futuras modificaciones necesarias que se consideren convenientes en este u otro análisis.

Las dimensiones consideradas al dibujar el modelo CFNS fueron tomadas directamente de la figura 1.20, haciendo suposiciones lógicas de sus partes y de las sugerencias del Dr. Julio Herrera V.

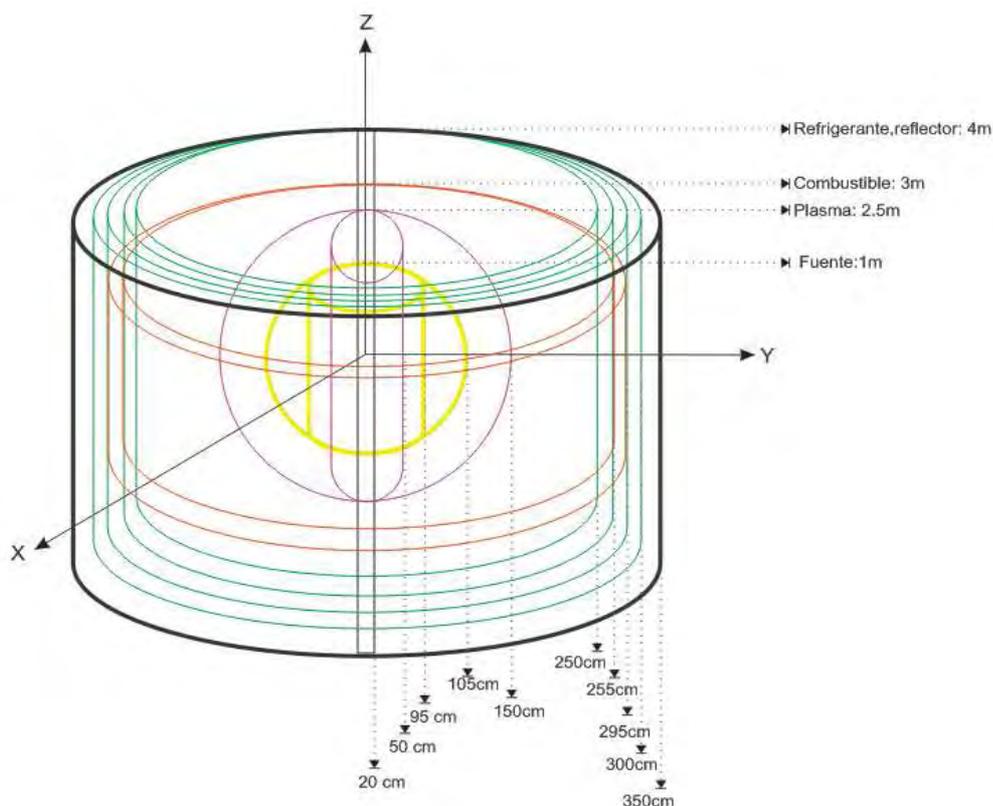


Figura 4.4. Diagrama del CFNS en CorelDRAW graphics suite X4.

A excepción del plasma y la fuente, que tienen forma de toroides, la estructura del CFNS está formada por cilindros concéntricos en su totalidad. La columna central tiene un revestimiento con blindaje de plomo natural de 10 cm de radio y 800 cm de altura. El plasma en combustión (en estado estable) adopta la forma natural por sí misma de un toroide de 100 cm de radio central, 200 cm de largo y 50 cm de ancho; a su vez, en su centro se forma otro toroide “menor” que es la fuente de neutrones de 14 MeV, cuyas dimensiones son: 100 cm de radio central, 20 cm de largo y 5 cm de ancho. Existe una cámara de vacío de 250 cm de radio y 800 cm de altura que rodea al plasma y fuente. La región de refrigerante tiene 250 cm de radio interno y 300 cm de radio externo y 800 cm de altura, cuyo contenido es sodio líquido en su totalidad; dentro de esta región está contenido el

combustible que puede variar entre 1, 2 y 3 cilindros, según sea el caso de análisis. La altura del o los cilindros con combustible en todos los casos es de 600 de altura.

También se elaboró un diagrama en Microsoft Word para tener una vista superior del CFNS (ver figura 4.5).

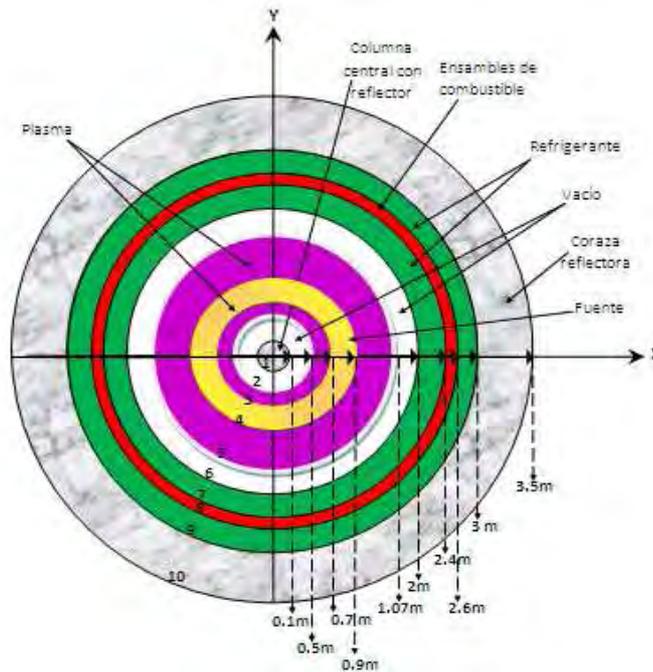


Figura 4.5. Vista superior del CFNS.

#### 4.3.4 Modelo en MCNPX

La geometría del modelo logrado con el código MCNPX se visualizó, a su vez, con el programa Xming versión 6.9.0.31 (versión para Windows XP), el cual proporciona un modelo bidimensional del arreglo que se está simulando y que, a su vez, es una herramienta que permite comprobar errores de diseño.

Con la intención de analizar más a detalle el modelo, se varió el número de anillos de combustible dividiendo 1 anillo en 2 y 3 anillos respectivamente, y así conocer el comportamiento de la  $k_{eff}$ . Ambos anillos se mantuvieron dentro del espacio original del anillo de refrigerante (50 cm de ancho y 600 cm de alto). Las diversas variantes geométricas en el número de arreglos de anillos con contenido combustible se muestran en las figuras 4.6 a 4.11. En la figura 4.6 se puede apreciar la demarcación de áreas señaladas por el programa; las diferentes secciones las señala el programa con

sus correspondientes números (1, 2, 3, 4, 5, 6, 7, 8 y 9), y del mismo modo se estructuró geoméricamente en el archivo de entrada (imput), también las secciones se identifican por medio de colores asignados por el programa por default: azul marino, amarillo, verde, rojo, naranja y azul claro.

El área 1 marcada con color azul marino en el centro de las figuras 4.6 a 4.11, señala la columna central del CFNS, que consiste de un blindaje de plomo (de  $11.34 \text{ g/cm}^3$  de densidad); el área 2 señalada en azul claro denota la fuente de neutrones de 14 MeV, generada al formarse el plasma (área 3 de color verde, que consiste de deuterio y tritio). Ambas áreas 2 y 3 de  $9.11 \times 10^{-11} \text{ g/cm}^3$ , adoptan la forma espontánea de dos toroides concéntricos alrededor de la columna central, pero el Xming no permite apreciarlos como tal en las figuras; sólo se muestran como elipses verticales concéntricas. El área 4 de color amarillo representa una cámara de espacio vacío (aire con una densidad de  $1 \times 10^{-20} \text{ g/cm}^3$ ) que rodea a la fuente y al plasma. El área 5 y 7, de color naranja, representa la sección del refrigerante (sodio líquido de  $0.9291 \text{ g/cm}^3$ ) que envuelve a la sección de combustible, la cual a su vez se indica con el número 6 en color rojo. Finalmente, el área 8, en color azul marino, denota la cubierta o blindaje de plomo del CFNS, cuyo material es el mismo que el 1. La igualdad en colores denota la igualdad en materiales empleados.

En las figuras 4.6 y 4.7 se muestran una vista superior y otra lateral de la simulación del diseño del modelo básico empleado (rhff4O1) obtenido con ayuda de Xming. En estas figuras se aprecia un modelo que utiliza un solo anillo de combustible nuclear.

Las figuras 4.8 y 4.9 muestran las imágenes del modelo CFNS con 2 anillos de combustible (ejemplo: rhff4p1), obtenidos al dividir el anillo original. Aquí la única variante es la cantidad de anillos de combustible, el resto del modelo CFNS conserva todas sus dimensiones y materiales.

El modelo CFNS también se modificó al dividir el anillo de combustible original en 3 anillos (ejemplo: rhff4q10), con el mismo objetivo de análisis; las imágenes se muestran en las figuras 4.10 y 4.11.

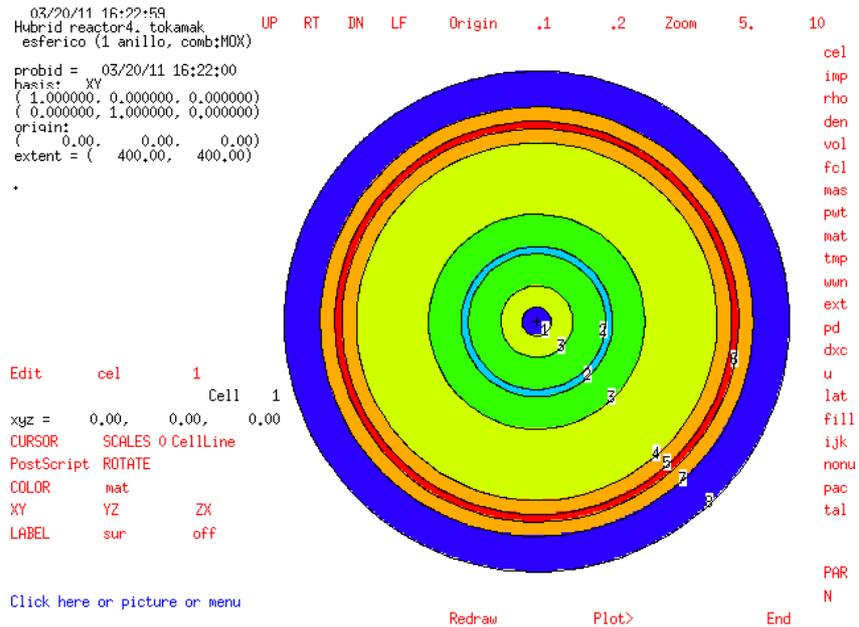


Figura 4.6. Vista superior del CFNS con un solo anillo de combustible utilizando el MCNPX 2.6.0 y Xming 6.9.0.31.

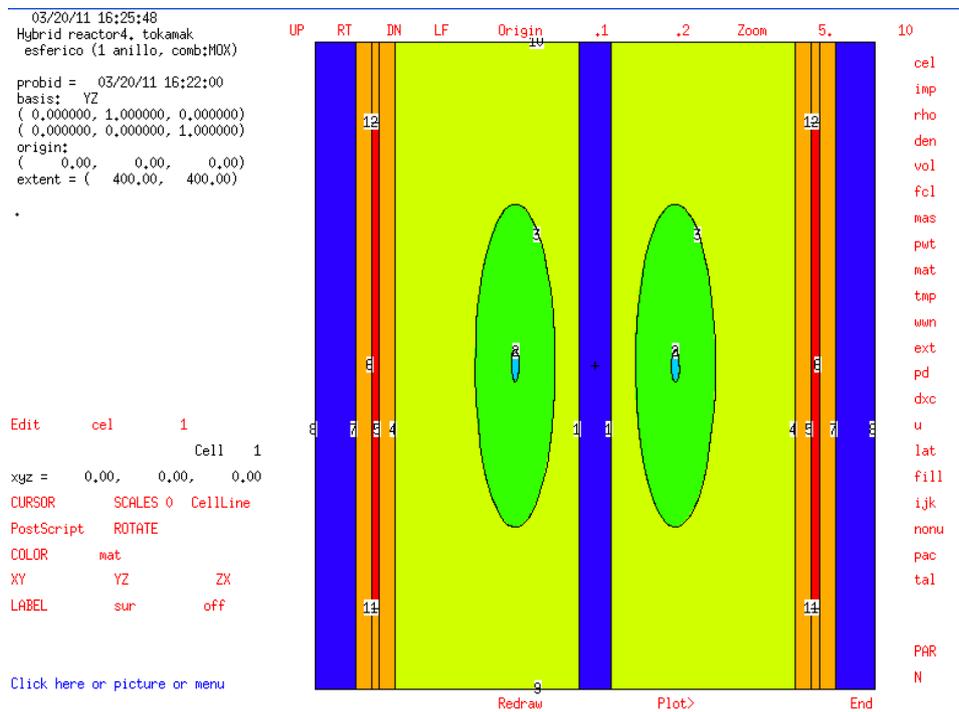


Figura 4.7. Vista lateral del CFNS con un solo anillo de combustible utilizando el MCNPX 2.6.0 y Xming 6.9.0.31.

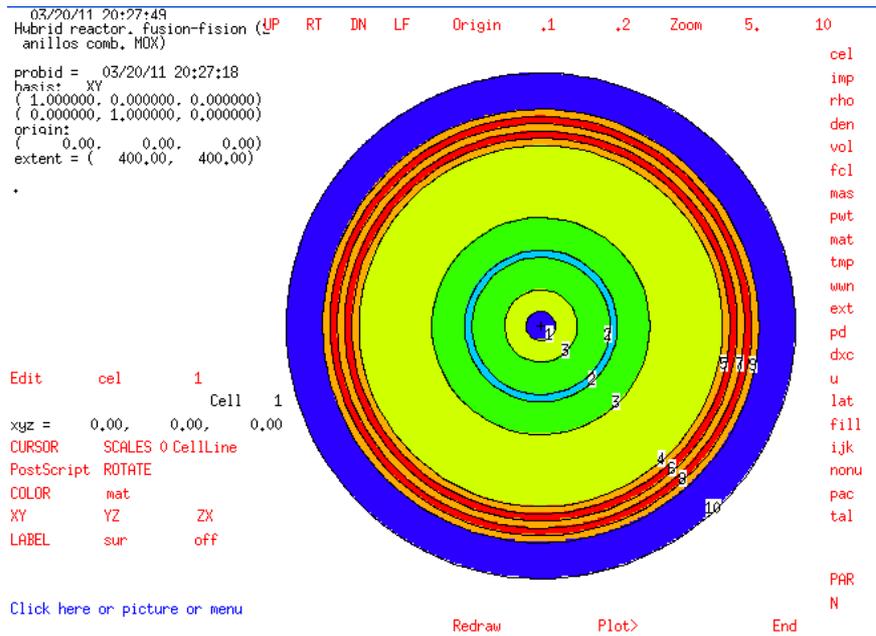


Figura 4.8. Vista superior del CFNS con 2 anillos de combustible utilizando el MCNPX 2.6.0 y Xming 6.9.0.31.

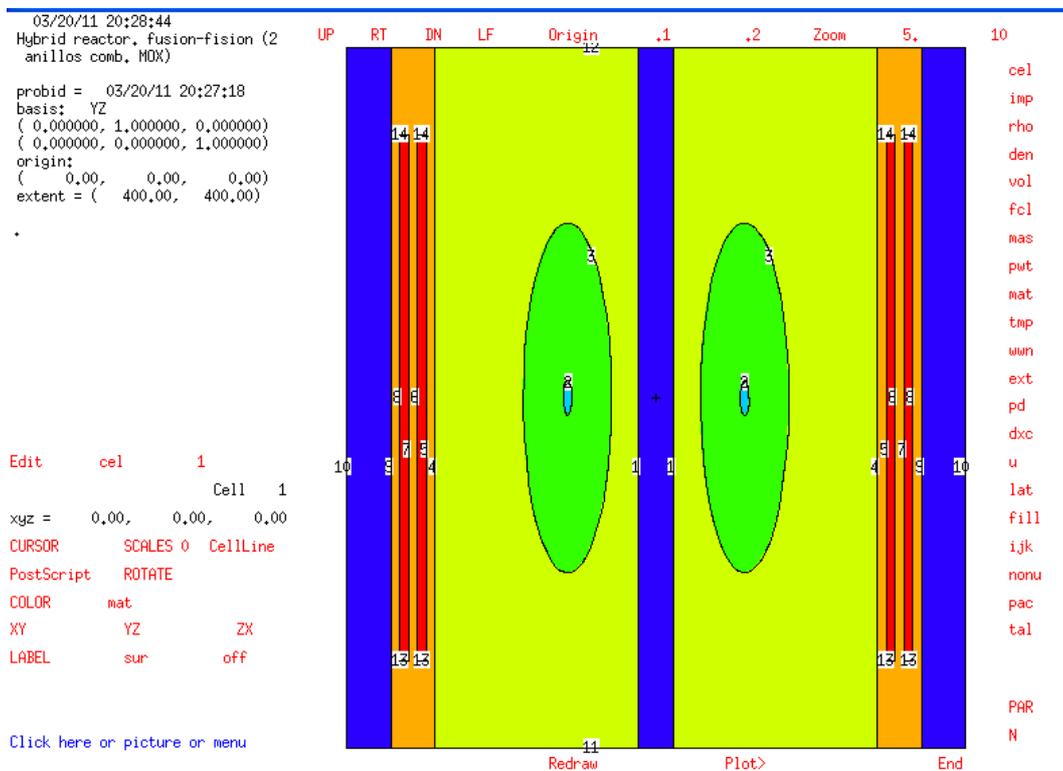


Figura 4.9. Vista superior del CFNS con 2 anillos de combustible utilizando el MCNPX 2.6.0 y Xming 6.9.0.31.

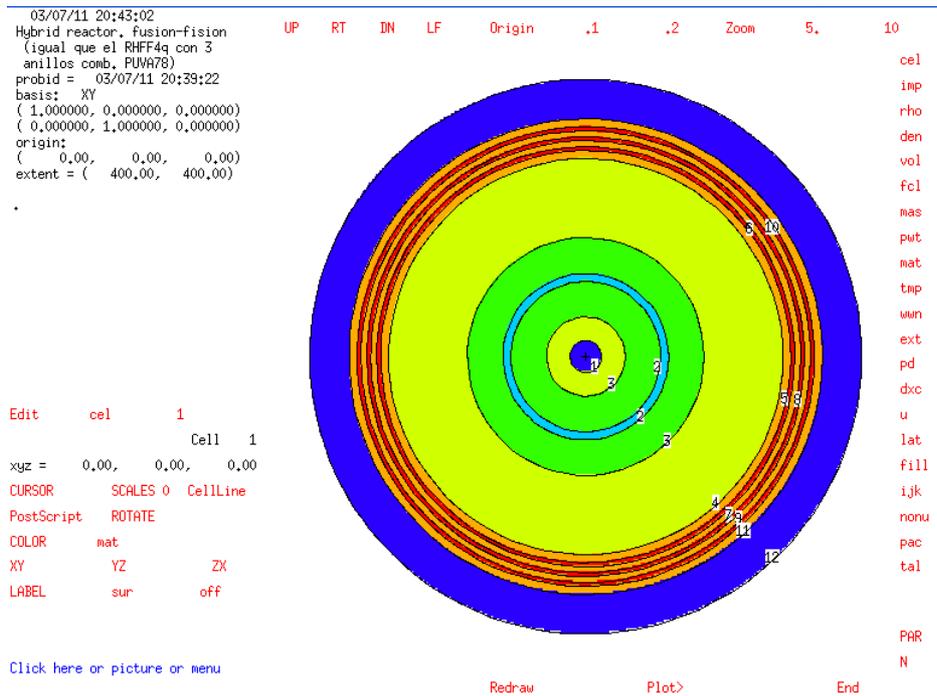


Figura 4.10. Vista superior del CFNS con 3 anillos de combustible utilizando el MCNPX 2.6.0 y Xming 6.9.0.31.

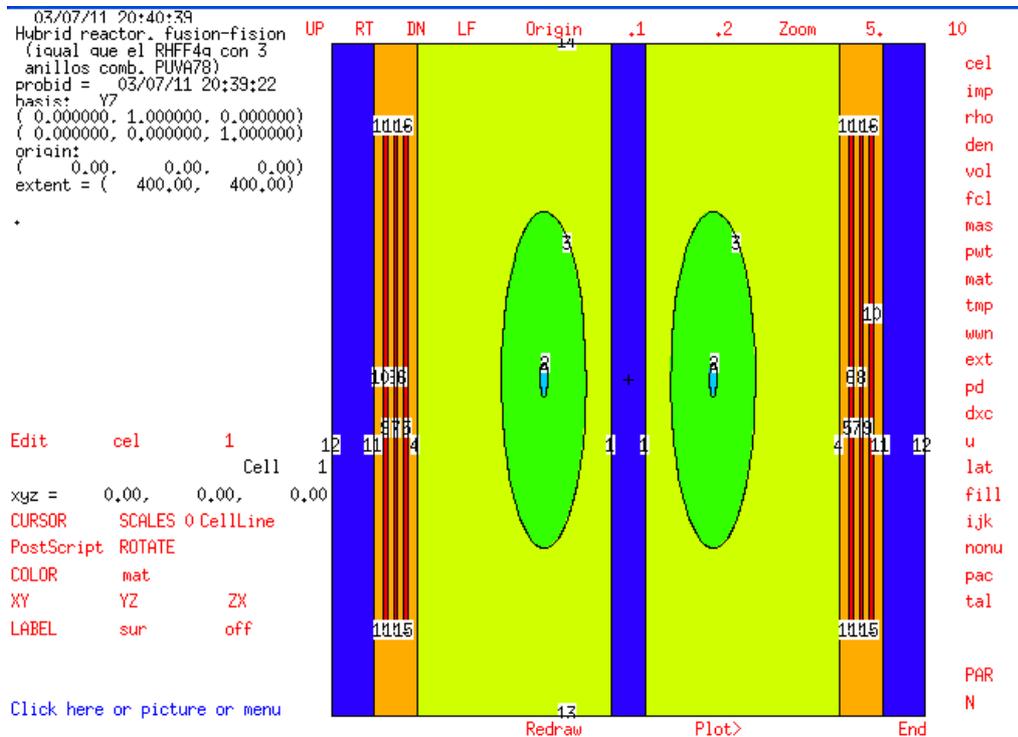


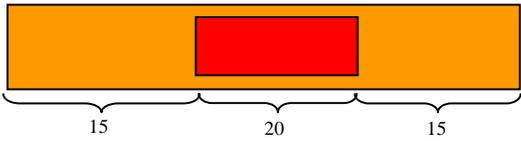
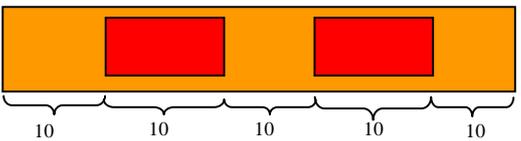
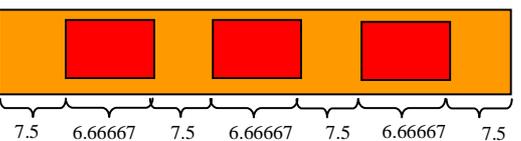
Figura 4.11. Vista lateral del CFNS con 3 anillos de combustible utilizando el MCNPX 2.6.0 y Xming 6.9.0.31.

Cabe señalar que el programa Xming tiene entre otras, la ventaja de poder analizar más detalladamente el modelo dibujado, es decir, se puede hacer un acercamiento y tener las dimensiones exactas con una información más detallada de alguna parte específica del modelo.

## CAPÍTULO 5. RESULTADOS

Como parte del análisis del modelo CFNS, en una primera etapa se estudió la repartición del combustible en anillos concéntricos separados por el sodio refrigerante, tal y como se muestra en la Tabla 5.1. Los casos: rhff4O4, rhff4p1 y rhff4q20, corresponden a 1, 2 y 3 anillos de combustible, todos con contenido de combustible MOX. En estos casos se conservó el mismo volumen de 10,367,280 cm<sup>3</sup>. Se observó que el factor de multiplicación de neutrones ( $k_{eff}$ ) disminuyó conforme se aumenta el número de anillos: 1.2880, 1.2548 y 1.2396 respectivamente. Esto se debe a que, como se trata de un sistema que aprovecha los neutrones de alta energía, el espacio entre anillos provoca colisiones con las que los neutrones pierden energía, mientras que en el caso de un solo anillo, los neutrones que nacen de las fisiones se aprovechan de manera inmediata en el combustible. Sin embargo, esta configuración de un anillo con una mezcla homogénea de combustible y refrigerante es más bien de tipo académico, siendo un poco más realista una configuración “heterogénea” con dos y tres anillos.

Tabla 5.1. Casos de anillos de combustible.

Casos	Número de anillos (vista lateral)	Discos/Dimensiones (cm)
1. rhff4O4		1 Anillo de combustible. 20 cm de grosor del anillo. 15 cm de espacio a las paredes.
2. rhff4p1		2 Anillos de combustible. 10 cm total.
3. rhff4q20		3 Anillos de combustible. 6.666667 cm de grosor de anillos. 7.5 cm de espacio a las paredes. 7.5 cm de separación entre anillos.

A continuación se analizó el comportamiento de la reactividad y de la evolución de la composición de los actínidos del modelo CFNS, en función del tiempo de irradiación. Se analizaron los casos que se muestran en la Tabla 5.2. En la Tabla 5.3 se presenta la composición de los combustibles estudiados. Como se observa en la Tabla 5.2, para el caso con combustible MOX se tuvo que utilizar la configuración de un solo anillo, porque con la configuración de tres anillos no se logra alcanzar la suficiente reactividad para lograr el quemado de descarga del combustible deseado, que como se describe más adelante es de 48 GWd/T.

Tabla 5.2. Casos analizados.

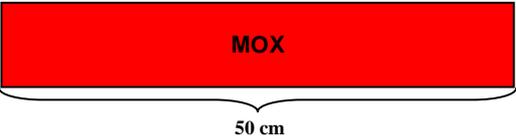
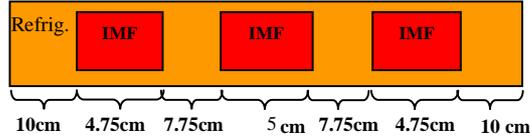
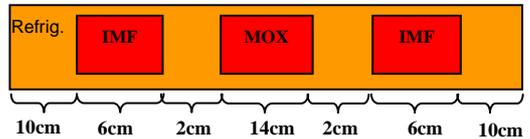
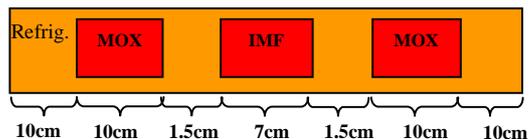
Caso	Número de anillos (vista lateral)	Número de anillos-combustible
rhff4m1		1 anillo – MOX
rhffq5a		3 anillos – IMF
rhff4r1		3 anillos – IMF/MOX/IMF
rhff4s2		3 anillos - MOX/IMF/MOX

Tabla 5.3. Composición del combustible (átomos/(barn-cm)).

Casos	Isótopos
MOX	92-235: 5.42E-05, 92-238: 2.14E-02, 94-238: 8.33E-05, 94-239: 1.51E-03, 94-240: 7.86E-04, 94-241: 3.10E-04, 94-242: 2.38E-04, 93-237: 1.70E-04, 95-241: 1.43E-04, 95-243: 5.93E-05, 96-244: 1.96E-05, 8-016: 4.95E-02, 11-023: 0.02541
IMF	94-239: 1.628E-03, 94-240: 7.170E-04, 94-241: 4.470E-04,

	94-242: 1.910E-04, 93-237: 1.680E-04, 95-241: 1.450E-05, 95-243: 4.610E-05, 96-244: 1.430E-05, 6-000: 3.760E-03, 14-000: 3.760E-03, 11-023: 1.738E-02
--	---

Los resultados obtenidos con el modelo CFNS se compararon con los obtenidos en un trabajo previo<sup>74</sup>, en el que se estudió la capacidad de transmutación de actínidos de combustible gastado en un reactor térmico tipo BWR, con las siguientes características:

Se considera un ciclo de equilibrio de 18 meses, en donde en cada recarga se reemplaza un cuarto de los ensambles (lote de combustible) más gastados por combustibles frescos; por lo que la estancia del combustible en el reactor es de seis años. Cada generación de reciclado tiene un periodo de dos años, abarcando reprocesamiento y fabricación de combustible MOX, continuando con una irradiación del combustible durante seis años, y siguiendo con un enfriamiento en la alberca durante cinco años. El ciclo completo del combustible fresco de una generación al combustible fresco de la próxima generación dura 13 años. En la Figura 5.1 se muestra el ciclo de irradiación, los bloques **BOG**, **BOI**, **EOI** y **EOG** representan el principio de la generación (Beginning of Generation), principio de irradiación (Beginning of Irradiation), fin de irradiación (End of Irradiation), y fin de generación (End of Generation).

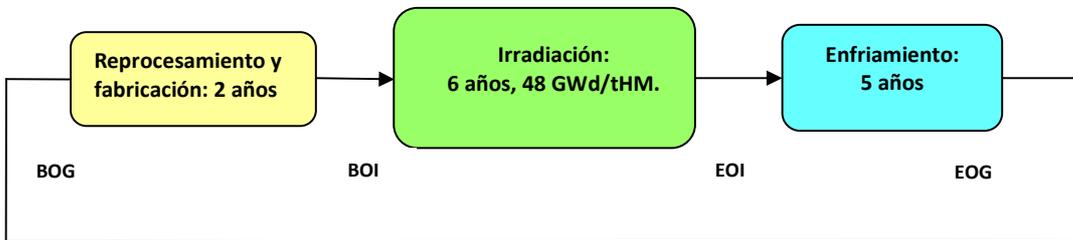


Figura 5.1 Ciclo de irradiación.

La primera generación del reciclado consiste en tomar el plutonio y los actínidos menores del combustible quemado UOX y reciclarlo como MOX. Con la composición isotópica de los transuránicos del combustible quemado UOX se calcula la cantidad de transuránico total inicial, el cual debe de contener el combustible MOX de la primera generación para alcanzar quemados de 48 GWd/T. Para la segunda generación, se asume que los transuránicos de los ensambles MOX de la primera generación son reprocesados junto con los ensambles quemados de UOX, en una proporción 3 UOX: 1 MOX (ver figura 5.2).

<sup>74</sup> J. Rafael Guzmán Arriaga, "Diseño y Optimización de Combustible Nuclear para el Reciclado de Combustible Gastado en Reactores de Agua en Ebullición", Tesis de Doctorado en Ingeniería en Energía, UNAM, México, 2008.

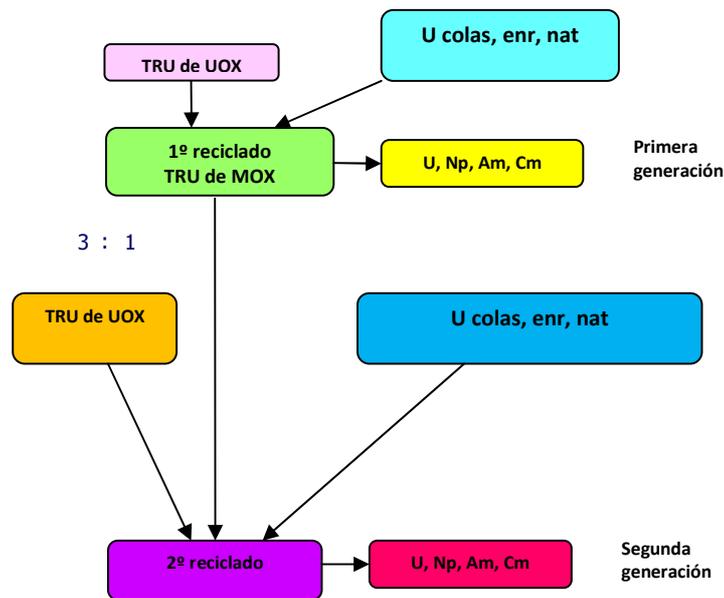


Figura 5.2. Representación esquemática de la logística del multireciclado para un ensamblaje MOX con actínidos menores y uranio de colas del proceso de enriquecimiento.

Se utiliza el ciclo de reactividad equivalente para determinar el contenido de Pu inicial de un ensamblaje MOX. Esto significa que el quemado de descarga del ensamblaje MOX será lo mismo que el quemado de descarga del combustible UOX.

De acuerdo al modelo de reactividad lineal, si el quemado de combustible para un reactor que realiza un ciclo de un solo lote de combustible, hasta alcanzar un valor de  $k_{\text{eff}}$  final determinado, es  $B_1$ ; para un reactor de “n” lotes alcanzando el mismo valor de  $k_{\text{eff}}$ , su quemado de descarga  $B_d$  está dado por:

$$B_d = \frac{2n}{n+1} B_1$$

Para que un reactor de 4 lotes logre alcanzar un quemado de descarga de 48 GWd/T, se tiene que tener un quemado de 30 GWd/T, correspondiendo a una  $k_{\text{eff}}$  de 1.03; este valor para la  $k_{\text{eff}}$  se tomó en lugar de 1, con el objeto de tomar en cuenta el escape de neutrones, que contribuye al 3% de la  $k_{\text{eff}}$ .

El valor de la  $k_{\text{eff}}$  contra el quemado para dos generaciones de reciclado de combustible MOX con actínidos menores, se muestra en la Figura 5.3

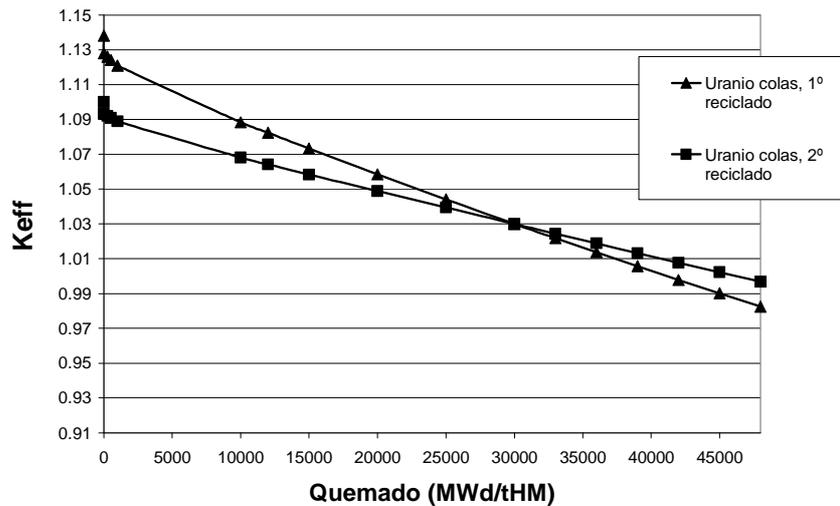


Figura 5.3.  $k_{eff}$  contra el quemado para ensambles MOX con actínidos menores para un BWR.

La Figura 5.4 muestra el factor efectivo de multiplicación de neutrones ( $K_{eff}$ ) en función del quemado hasta 48 GWd/T para los casos descritos en la Tabla 5.2. El MOX empleado en esta tesis es igual al descrito anteriormente; es decir, con plutonio, actínidos menores y uranio empobrecido. Cabe aclarar que en el CFNS se supone la irradiación de un solo lote de combustible.

De la Figura 5.4 se puede observar que las curvas para el CFNS con combustible tipo IMF (o IMF más MOX), tienen el comportamiento típico de los reactores de fisión, es decir, se presenta un decremento de la  $K_{eff}$  en función del quemado, tal y como se observa también en la Figura 5.3 para el BWR. Sin embargo, la curva para el CFNS con combustible tipo MOX únicamente (caso rhff4m1), es totalmente diferente, y como se verá más adelante es debido a un efecto de cría debido a las altas cantidades de  $^{238}\text{U}$  y el espectro rápido de los neutrones en el sistema.

De la Figura 5.5 a la 5.8 se muestra el balance de masas en gramos, es decir, la diferencia en masa para el isótopo "i": la masa al final del quemado menos la masa al inicio del quemado, para los distintos casos del CFNS. Para efectos de comparación, en la Figura 5.9 se muestra un balance de masas similar para el caso del BWR. En estas figuras, un valor negativo significa que el isótopo se consume, un valor positivo quiere decir que se produce.

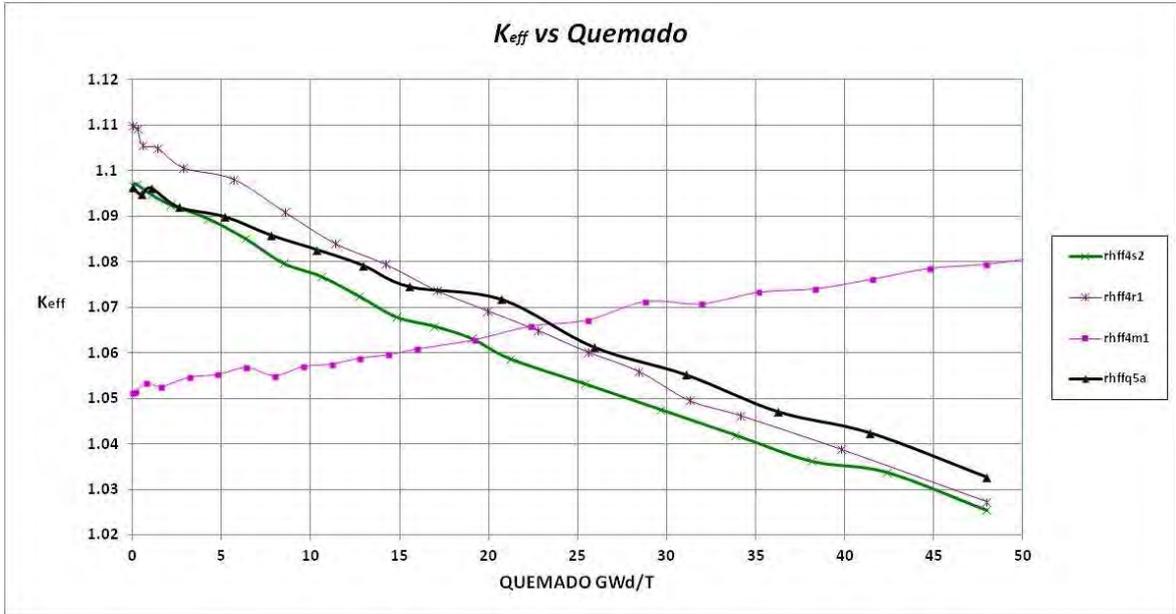


Figura 5.4. (a)  $K_{eff}$  vs quemado para el FFTS.



Figura 5.4. (b)  $K_{eff}$  vs quemado para el FFTS (comparación con rhff4m1).

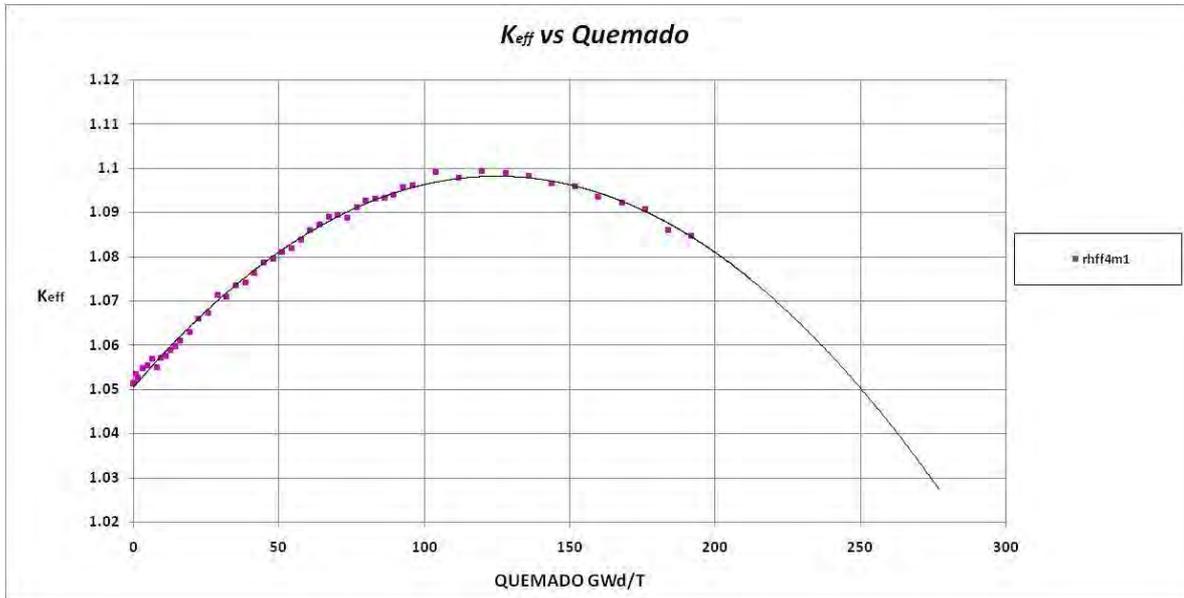


Figura 5.4. (c)  $K_{eff}$  vs quemado para el FFTS (extrapolación de rhff4m1).

De la Figura 5.5, que corresponde al caso del CFNS con combustible MOX, se observa un consumo importante de  $^{238}\text{U}$ , lo cual da lugar a una producción también importante de  $^{239}\text{Pu}$ . Este proceso de cría, que se observa en este sistema, es el responsable del aumento de la  $K_{eff}$  con el quemado del combustible. En una simulación más larga, seguramente el  $^{239}\text{Pu}$  se empezaría a consumir y la  $K_{eff}$  comenzaría a decrecer, como es de esperarse. De la Figura 5.9 es interesante observar que para el mismo combustible MOX, pero para un BWR, en donde el espectro de neutrones es térmico, el  $^{239}\text{Pu}$  se consume más de lo que se produce. Desde luego, el proceso de conversión de  $^{238}\text{U}$  en  $^{239}\text{Pu}$  es mucho mejor en un sistema con espectro rápido que en uno térmico, como se demuestra en este trabajo.

Por el contrario, en la Figura 5.6 se observa que para el CFNS con combustible IMF únicamente, los principales isótopos físi les: el  $^{239}\text{Pu}$  y el  $^{241}\text{Pu}$  son consumidos. En este caso no hay uranio, por lo que obviamente no hay cría de  $^{239}\text{Pu}$ .

La Figura 5.7 muestra el balance de masas del caso rhff4S2 con 3 anillos de combustible mixto, en el que se colocaron 2 anillos externos de MOX y un anillo central de IMF, es decir: MOX/IMF/MOX. Se puede apreciar que al haber una mayor cantidad de MOX hay un consumo importante de  $^{238}\text{U}$  y una producción de  $^{239}\text{Pu}$ , menos importante, desde luego, que en el caso de MOX solo, puesto que la porción de combustible IMF consume este isótopo.

En la Figura 5.8 se presenta otro arreglo de combustible mixto: IMF/MOX/IMF, correspondiente al caso rhff4r1, en donde la combinación de combustibles con preponderancia de IMF influye en el consumo de  $^{239}\text{Pu}$ , el cual es menor que en el caso con IMF únicamente.

En la Tabla 5.1 se presenta un resumen del balance de masa de los isótopos presentes en los diferentes casos analizados.

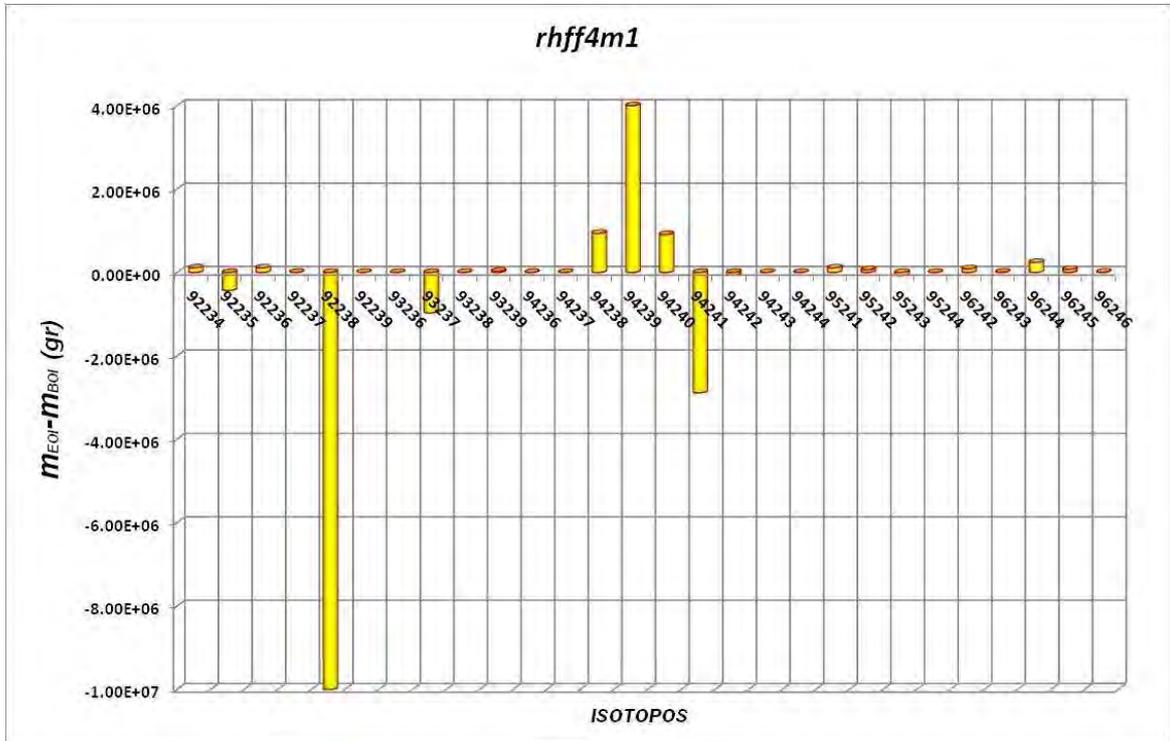


Figura 5.5. Balance de masas para el caso rhff4m1 (MOX).

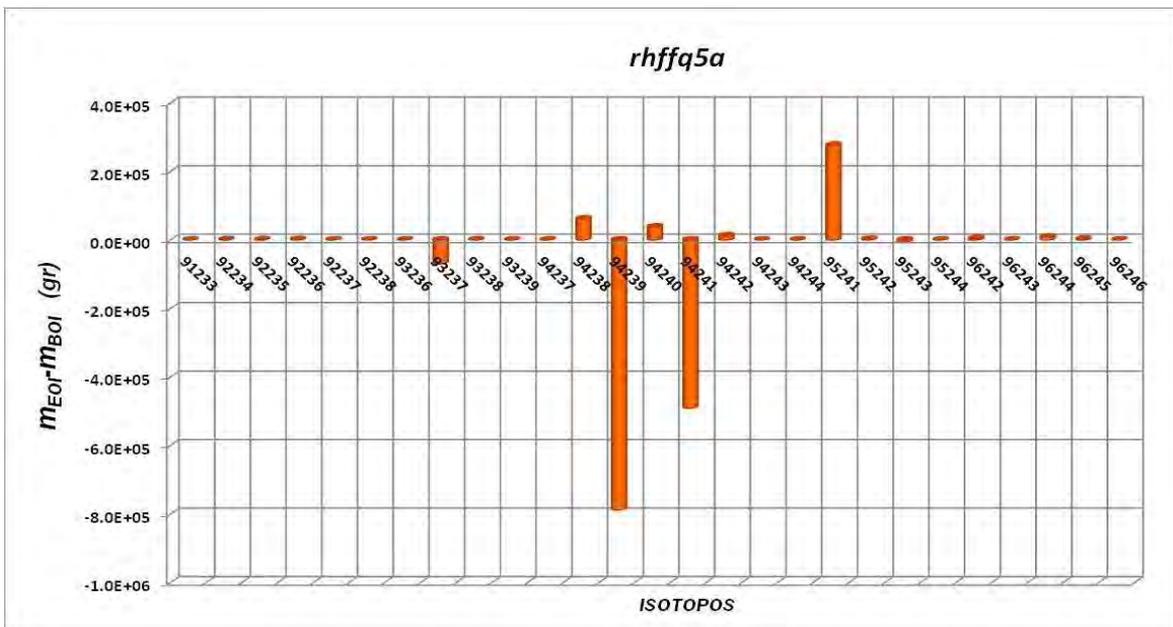


Figura 5.6. Balance de masas para el caso rhffq5a (IMF).

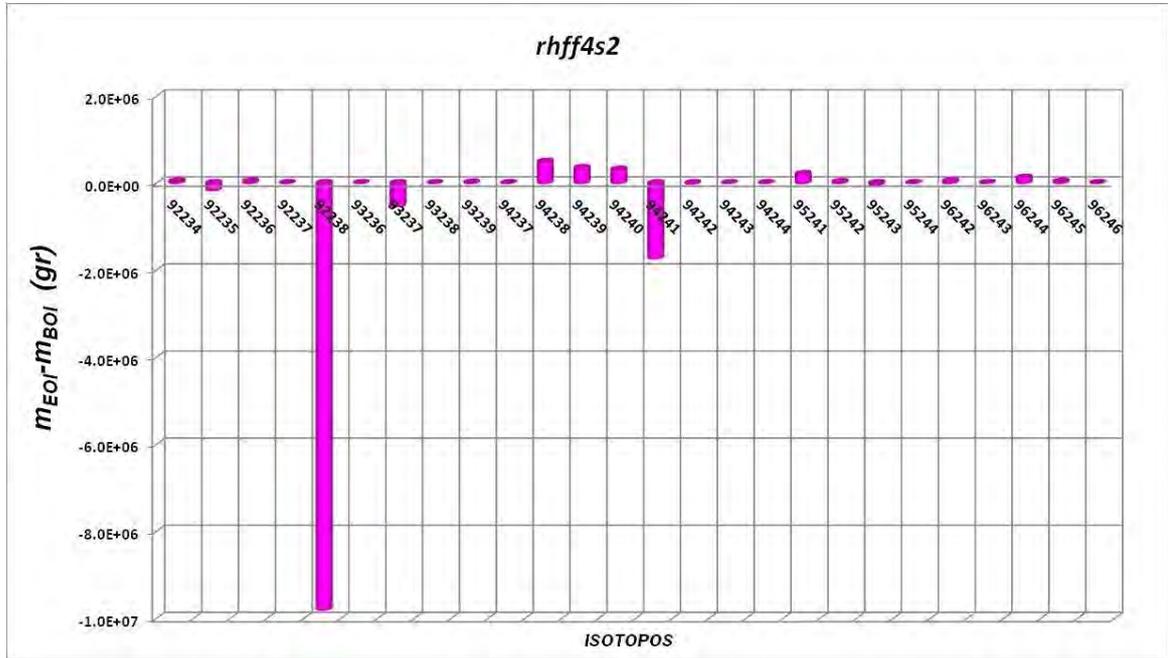


Figura 5.7. Balance de masas para el caso rhff4S2 (MOX/IMF/MOX).

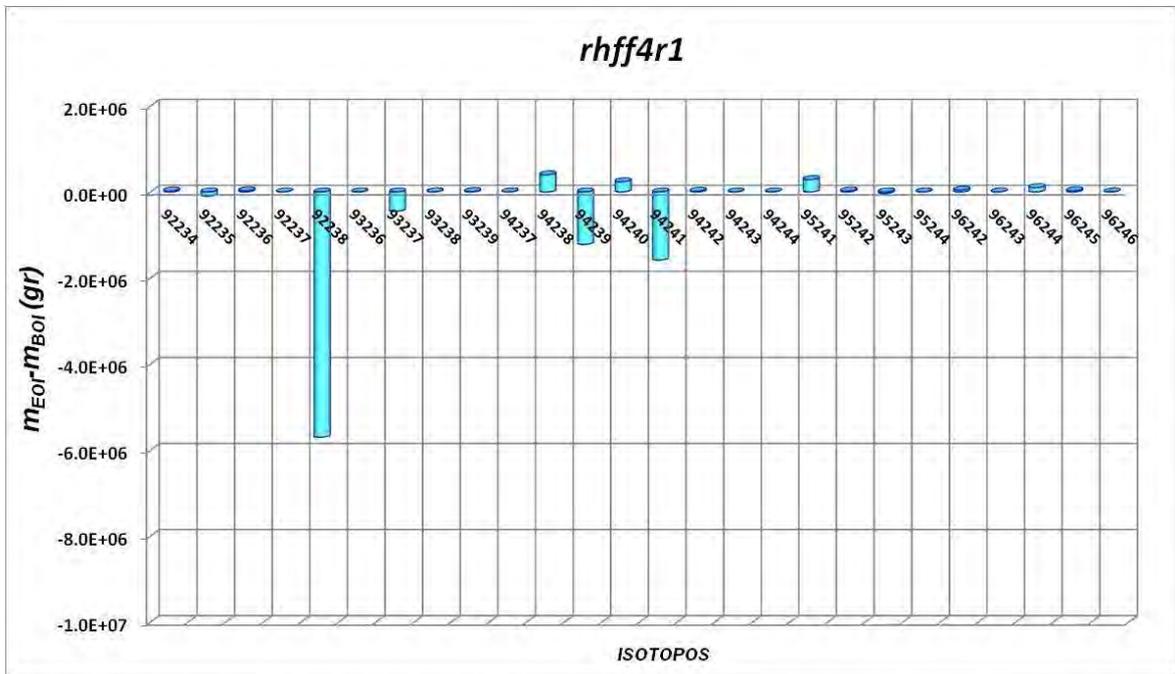


Figura 5.8. Balance de masas para el caso rhff4r1 (IMF/MOX/IMF).

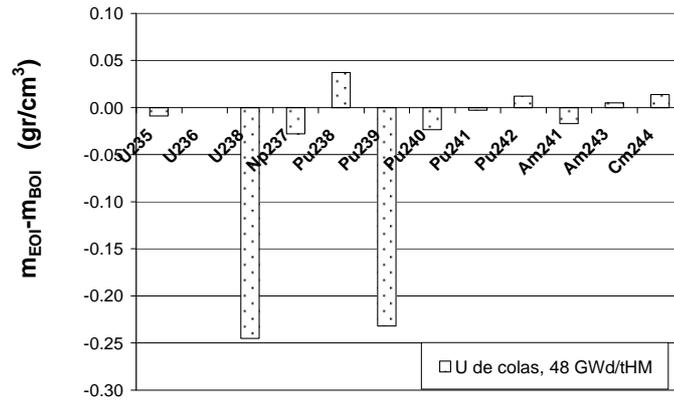


Figura 5.9. Balance de masas de actínidos ( $\text{gr}/\text{cm}^3$ ) para el BWR con MOX.

Tabla 5.4. Balance de masas de actínidos (gr) para todos los casos analizados.

ISOTOPO	CASO 1/gr	CASO 2/gr	CASO 3/gr	CASO 4/gr
	rhff4m1	rhffq5a	rhff4s2	rhff4r1
	(MOX)	(IMF)	(MOX/IMF/MOX)	(IMF/MOX/IMF)
<b>Pa-233</b>	0	0.03138	0	0
<b>U-234</b>	1.11E+05	5.73E+02	4.09E+04	2.25E+04
<b>U-235</b>	-4.29E+05	6.43E+02	-1.64E+05	-9.71E+04
<b>U-236</b>	1.10E+05	1.13E+03	4.35E+04	2.61E+04
<b>U-237</b>	6.22E+02	2.91E-01	2.88E+02	2.37E+02
<b>U-238</b>	-2.65E+07	5.33E+00	-9.80E+06	-5.70E+06
<b>U-239</b>	1.95E+02	0.00E+00	8.62E+01	0.00E+00
<b>Np-236</b>	1.33E+02	1.41E+01	8.12E+01	6.72E+01
<b>Np-237</b>	-9.68E+05	-6.99E+04	-5.32E+05	-4.46E+05
<b>Np-238</b>	9.58E+02	1.89E+02	5.96E+02	6.78E+02
<b>Np-239</b>	2.81E+04	2.42E-01	1.25E+04	9.82E+03
<b>Pu-236</b>	7.76E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
<b>Pu-237</b>	6.37E+00	1.18E-01	3.45E+00	2.93E+00
<b>Pu-238</b>	9.38E+05	6.12E+04	4.88E+05	3.99E+05
<b>Pu-239</b>	6.31E+06	-7.88E+05	3.49E+05	-1.22E+06
<b>Pu-240</b>	9.10E+05	3.80E+04	3.11E+05	2.37E+05
<b>Pu-241</b>	-2.89E+06	-4.91E+05	-1.73E+06	-1.58E+06
<b>Pu-242</b>	-6.20E+04	1.20E+04	-1.62E+04	1.71E+04
<b>Pu-243</b>	5.56E+01	6.67E+00	3.30E+01	3.40E+01
<b>Pu-244</b>	4.58E+01	2.00E+00	2.28E+01	1.78E+01
<b>Am-241</b>	1.08E+05	2.77E+05	2.10E+05	2.87E+05
<b>Am-242</b>	6.38E+04	1.61E+03	2.88E+04	2.08E+04
<b>Am-243</b>	-7.30E+04	-5.10E+03	-3.97E+04	-3.17E+04
<b>Am-244</b>	9.14E+01	1.12E+01	5.35E+01	5.54E+01
<b>Cm-242</b>	8.88E+04	4.23E+03	4.71E+04	4.20E+04

<b>Cm-243</b>	5.81E+03	4.20E+01	2.81E+03	1.98E+03
<b>Cm-244</b>	2.40E+05	8.11E+03	1.22E+05	1.01E+05
<b>Cm-245</b>	7.37E+04	2.72E+03	3.56E+04	2.69E+04
<b>Cm-246</b>	4.00E+03	2.57E+01	1.81E+03	1.11E+03

## **CONCLUSIONES**

Desde cualquier punto de vista y dese cualquier enfoque, la energía determina la evolución de la raza humana. La principal motivación para estudiar nuevas formas de transformación de energía es la seguridad energética respetando el ambiente. Todos los métodos de producción de energía son en alguna medida contaminantes y/o generan desechos en mayor o menor grado, sea cual sea la tecnología empleada.

De todas las formas conocidas para producir energía, la nuclear es una de las mejores opciones dada su alta densidad energética, aunque una desventaja es la generación de desechos de alta actividad. El conocimiento en el campo de la fisión nuclear ha avanzado tanto en 60 años que en la actualidad los reactores nucleares son eficientes, confiables, económicos y seguros; los reactores de Generación IV serán todavía mejores.

También, la fusión nuclear es un campo en crecimiento pero tiene poca credibilidad y sólo está en etapa experimental. Aunque este es un tema con gran incertidumbre, importantes investigadores afirman que sólo es cuestión de tiempo para que surjan reactores nucleares comerciales. Si bien hoy en día es imposible construir reactores de fusión nuclear pura que permitan contribuir a satisfacer la demanda de energía mundial, se asegura que por lo menos sí es posible lograr un reactor nuclear híbrido que utilice ambos conceptos: fusión y fisión en estado subcrítico. Las características de esta nueva propuesta vuelven atractivo a un modelo como el CFNS, que es incapaz de entregar una alta potencia por su pequeño tamaño, pero tiene la habilidad de poder irradiar con neutrones de alta energía el combustible gastado producido en los reactores de fisión actuales y transmutar sus isótopos a núcleos más estables.

Con el desarrollo de un modelo relativamente sencillo del FFTS con el código MCNPX, en el cual se considera homogénea la mezcla de combustible y refrigerante, en esta tesis se pudieron obtener algunos resultados preliminares de la utilización de dos diferentes tipos de combustible: MOX e IMF. En ambos casos se utilizó una composición de actínidos obtenidos del reprocesamiento de combustible gastado de reactores de agua ligera.

Se destaca el resultado obtenido al utilizar únicamente combustible MOX en el FFTS: se logra una cría de <sup>239</sup>Pu muy importante, con lo cual se pueden obtener ciclos de operación hasta 5.7 veces

más elevados que en los otros casos analizados. Un trabajo futuro se deberá enfocar a analizar con mayor detalle este importante resultado.

Para el caso que utiliza únicamente combustible IMF, la situación es lo opuesto. En este caso el consumo de  $^{239}\text{Pu}$  y  $^{241}\text{Pu}$  es favorecido, lo cual propicia la destrucción de estos isótopos que se podrían utilizar en la fabricación de armas nucleares, favoreciendo la no proliferación, la cual es una característica buscada en cualquier tipo de instalación nuclear de nueva generación.

Con la combinación de combustible IMF y MOX en el FFTS, se puede lograr un equilibrio entre la producción y consumo de actínidos, y en particular del  $^{239}\text{Pu}$ , con lo cual se puede diseñar una estrategia de manejo de estos núclidos en sinergia con los reactores de fisión; lo que pone de manifiesto la versatilidad que puede tener este tipo de sistemas.

Finalmente, los resultados demuestran que el modelo cumple con las expectativas propuestas, teniendo un arreglo adecuado en los anillos de combustible de la sección de fisión nuclear del modelo.

## REFERENCIAS

### Introducción.

- [1] Publicación de la *Agencia Internacional de Energía Atómica*, “Key world energy statistics 2010”, pp. 8-9.  
[2],[3] *SENER*, Balance nacional de energía 2009, pp. 18.  
[4] M. Kotschenreuther, P.M. Valanju, S.M. Mahajan, E.A. Schneider, “*Fusion–Fission Transmutation Scheme - Efficient destruction of nuclear waste*”, *Fusion Engineering and Design* 84 (2009), pp. 83–88.

### Capítulo 1. FUSIÓN NUCLEAR.

- [5],[7],[10],[13],[19],[30],[35] Apuntes de la materia “*Fusión nuclear controlada*”, Facultad de Ciencias, UNAM, Prof. Julio Herrera-Velázquez, 2009.  
[6],[14],[15] Thomas James Dolan, *Fusion research, principles, experiments and technology*, Pergamont, press, E.U., 2000, pp. 16, 107-108, 156-157, 168-170.  
[8] [39] J. Julio Herrera Velázquez, “*La fusión nuclear como una opción energética para el siglo XXI*”, *Sociedad Mexicana de Física*, Vol. 21, Número 2, pp. 83-93, 2007.  
[9],[11],[20],[27],[29],[31],[32] [33] Página de la *World Nuclear Association*: [www.world-nuclear.org/info/default.aspx?id=538&terms=nuclear%20fusion](http://www.world-nuclear.org/info/default.aspx?id=538&terms=nuclear%20fusion), 2011.  
[12] Miguel Moro Vallina, “*Fundamentos de Ingeniería Nuclear*”, apuntes del equipo docente de la asignatura homónima del plan de estudios de la UNED, Madrid 2005, pp. 239-249.  
[16] Página del *Laboratorio Asociado de Plasma de Brazil (LAP)*: [www.plasma.inpe.br/LAP\\_Portal/LAP\\_Site/Text/Spherical\\_Torus.htm](http://www.plasma.inpe.br/LAP_Portal/LAP_Site/Text/Spherical_Torus.htm), 2011.  
[17] Página del *Laboratorio Nacional Los Alamos*: <http://plasmauniverse.info/ubiquitous.html#what>, 2011.  
[18] Página de la *Universidad de Texas*: [http://hagar.ph.utexas.edu/ifs/ifsreports/565\\_berk.pdf](http://hagar.ph.utexas.edu/ifs/ifsreports/565_berk.pdf), 2011, pp. 98.  
[21],[22] Página de la *Univesidad de Tsukuba*: [www.prc.tsukuba.ac.jp/en/?page\\_id=806](http://www.prc.tsukuba.ac.jp/en/?page_id=806), 2011.  
[23] Jeffrrey Freidberg, Phillip Finck, et al., “*Research Needs for Fusion-fission hybrid systems*”, Report of the Research Needs Workshop, U.S. Departament of Energy, oct 2, 2009, pp. 42.  
[24],[25],[26] Todd H. Rider, “*A General Critique of Inertial-Electrostatic Confinement Fusion Systems*”, E.U., 1994, pp. 8-12.  
[28] Página del *JET*: [www.jet.efda.org/jet/jets-main-features/](http://www.jet.efda.org/jet/jets-main-features/), 2011.

[34] J. J. E. Herrera-Velázquez, M. Nieto, G. Ramos, “Utilización de sistemas de fusión nuclear para degradación de combustible nuclear gastado”, *XX Congreso Anual de la SNM Puerto Vallarta*, Jalisco, México, del 5 al 8 de julio 2009, pp. 5.

[36],[38] M. Kotschenreuther, P.M. Valanju, S.M. Mahajan, E.A. Schneider, “Fusion–Fission Transmutation Scheme - Efficient destruction of nuclear waste”, *Fusion Engineering and Design* 84 (2009), pp. 83–88.

[37] Y-KM Peng, P J Fogarty<sup>1</sup>, T W Burgess, D J Strickler, B E Nelson, J Tsai, C A Neumeyer, R Bell, C Kessel, J Menard, D Gates, B LeBlanc, D Mikkelsen, E Fredrickson, L Grisham, J Schmidt, P Rutherford, S Sabbagh, A Field, A Sykes, I Cook, O Mitarai and Y Takase “A component test facility based on the spherical tokamak”, Institute of physics publishing, *Plasma Physics Control Fusion* 47 (2005), pp. B263 – B283.

## **Capítulo 2. FISIÓN NUCLEAR.**

[40],[44] John R. Lamarsh, *Introduction to nuclear engineering*, Addison-wesley, E.U., 1977, pp.74-75.

[41] *Convención de Viena Sobre Responsabilidad Civil Por Daños Nucleares*, OIEA, marzo 1996, pp. 13.

[42],[43],[45],[47],[48] Página de la *Sociedad Nuclear Europea*: [www.euronuclear.org/1-information/npp-ww.htm](http://www.euronuclear.org/1-information/npp-ww.htm), 2011.

[46] Blog de *sushantskoltey sobre reactores nucleares*: <http://sushantskoltey.wordpress.com/2010/05/10/types-of-nuclear-reactors/>, 2011.

[49] Página de la *Federación de Científicos Americanos*: [www.fas.org/man/dod-101/sys/ship/eng/reactor.html](http://www.fas.org/man/dod-101/sys/ship/eng/reactor.html), 2010.

[50]-[58] Página del *Foro Internacional de la Generación IV*: [www.gen-4.org/Technology/systems/index.htm](http://www.gen-4.org/Technology/systems/index.htm), 2011.

## **Capítulo 3. RECICLADO DE COMBUSTIBLE GASTADO.**

[59] Página del *consejo de seguridad nuclear de España*:

[www.csn.es/descarga/conferenciaEchavarri040507.pdf](http://www.csn.es/descarga/conferenciaEchavarri040507.pdf), 2010, pp. 24.

[60],[68]-[70] Página de la *World Nuclear Association*: [www.world-nuclear.org/info/default.aspx?id=538&terms=nuclear%20fusion](http://www.world-nuclear.org/info/default.aspx?id=538&terms=nuclear%20fusion), 2011 pp. 1-4.

[61] Página del *Comité de Coordinación Conjunto para la Restauración Ambiental y el Manejo de Residuos*: [http://www.jccem.fsu.edu/success\\_unex\\_1.cfm](http://www.jccem.fsu.edu/success_unex_1.cfm), 2011.

[62] J. J. E. Herrera-Velázquez, M. Nieto, G. Ramos, “Utilización de sistemas de fusión nuclear para degradación de combustible nuclear gastado”, *XX Congreso Anual de la SNM Puerto Vallarta*, Jalisco, México, del 5 al 8 de julio 2009, pp. 2-5.

[63]-[65] Publicación de la *Agencia Internacional de Energía Atómica*: [www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te\\_1516\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1516_web.pdf), 2011, pp. 1-2, 30, 52-64.

[66],[67] M. Kotschenreuther, P.M. Valanju, S.M. Mahajan, E.A. Schneider, “Fusion–Fission Transmutation Scheme - Efficient destruction of nuclear waste”, *Fusion Engineering and Design* 84 (2009), 2009, pp. 86.

## **Capítulo 4. METODOLOGIA Y MODELO.**

[71] Los Alamos National Laboratory, LA-UR-08-2216 EXCERPT “MCNPX Capabilities”

<https://mcnpx.lanl.gov/opendocs/misc/FeaturesList.pdf>, 2011, pp. 38.

[72] Supercómputo UNAM, *Equipos de supercómputo: HP CP 4000 - Kan Balam*

[www.super.unam.mx/index.php?option=com\\_content&task=view&id=35&Itemid=66](http://www.super.unam.mx/index.php?option=com_content&task=view&id=35&Itemid=66)

[73] M. Kotschenreuther, P.M. Valanju, S.M. Mahajan, E.A. Schneider, “Fusion–Fission Transmutation Scheme - Efficient destruction of nuclear waste”, *Fusion Engineering and Design* 84, 2009, pp.83–88.

## **Capítulo 5. RESULTADOS.**

[74] J. Rafael Guzmán Arriaga, “Diseño y Optimización de Combustible Nuclear para el Reciclado de Combustible Gastado en Reactores de Agua en Ebullición”, Tesis de Doctorado en Ingeniería en Energía, UNAM, México (2008).